

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

< 目 次 >

1.10.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段及び設備

(a) 水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止

(b) 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制

(c) 水素ガス排出による原子炉建屋等の損傷防止

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 手順等

1.10.2 重大事故等時の手順

1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順

(1) 原子炉ウエル注水

a. 格納容器頂部注水系による原子炉ウエルへの注水（淡水/海水）

b. サプレッションプール浄化系による原子炉ウエルへの注水

1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順

(1) 原子炉建屋内の水素濃度監視

(2) 原子炉建屋トップベント

- 1.10.2.3 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順
- 1.10.2.4 その他の手順項目について考慮する手順
- 1.10.2.5 重大事故等時の対応手段の選択

添付資料 1.10.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.10.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.10.3 重大事故対策の成立性

1. 格納容器頂部注水系による原子炉ウエルへの注水（淡水/海水）
2. サプレッションプール浄化系による原子炉ウエルへの注水
3. 原子炉建屋トップベント

添付資料 1.10.4 解釈一覧

1. 操作手順の解釈一覧
2. 操作の成立性の解釈一覧
3. 各号炉の弁番号及び弁名称一覧

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設(以下「原子炉建屋等」という。)の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素ガスが原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するた

めの対処設備を整備しており，ここでは，この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.10.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合に，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

また，原子炉格納容器外への水素ガスの漏えいを抑制するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに，柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{※1}を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第五十三条及び技術基準規則第六十八条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査基準及び基準規則からの要求により選定した対応手段と，その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備

を以下に示す。

なお，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.10.1 表に整理する。

a. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段及び設備

(a) 水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止

i. 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合に，原子炉建屋内の水素濃度の上昇を抑制し，水素爆発を防止するため，静的触媒式水素再結合器により漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させる手段がある。

なお，静的触媒式水素再結合器は触媒反応により受動的に起動する設備であり，運転員による起動操作は必要としない。

静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 静的触媒式水素再結合器
- ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

ii. 原子炉建屋内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり水

素濃度を測定し，監視する手段がある。

原子炉建屋内の水素濃度監視で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉建屋水素濃度

上記設備は原子炉建屋原子炉区域に 8 個（そのうち，燃料取替床に 3 個）設置している。

iii. 代替電源による必要な設備への給電

上記「i. 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制」及び「ii. 原子炉建屋内の水素濃度監視」で使用する設備について，全交流動力電源又は直流電源喪失時に代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源による必要な設備への給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設代替直流電源設備
- ・可搬型直流電源設備

また，上記常設代替直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設代替交流電源設備
- ・第二代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

(b) 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器頂部を冷却して原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール材の熱劣化を緩和することにより、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガスの漏えいを抑制し、原子炉建屋等の水素爆発を防止する手段がある。

i. 格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水

防火水槽又は淡水貯水池を水源として可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により原子炉ウェルに注水し、原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガスの漏えいを抑制する。

格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
- ・防火水槽
- ・淡水貯水池
- ・ホース・接続口
- ・格納容器頂部注水系配管・弁
- ・燃料プール冷却浄化系配管・弁
- ・原子炉ウェル
- ・燃料補給設備

なお、格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水は、防火水槽又は淡水貯水池の淡水だけでなく、海水も利用できる。また、淡水貯水池を水源として利用する際の取水方法は、淡水貯水池から防火水槽の間にあらか

じめ敷設してあるホースを使用する方法と、そのホースを使用せずに淡水貯水池から直接取水する方法がある。

ii. サプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水

サプレッションプール浄化系により復水貯蔵槽の水を原子炉ウェルに注水し、原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガスの漏えいを抑制する。

サプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ サプレッションプール浄化系ポンプ
- ・ 復水貯蔵槽
- ・ サプレッションプール浄化系配管・弁
- ・ 燃料プール冷却浄化系配管・弁
- ・ 原子炉ウェル
- ・ 原子炉補機冷却系（6号炉のみ）

なお、7号炉のサプレッションプール浄化系ポンプは空冷式の設備であるため、原子炉補機冷却系による冷却が不要である。

(c) 水素ガス排出による原子炉建屋等の損傷防止

i. 原子炉建屋トップベントによる水素ガスの排出

原子炉建屋内に水素ガスが漏えいし、原子炉建屋内の

水素濃度が上昇した場合，原子炉建屋トップベントを開放し，燃料取替床天井部の水素ガスを大気へ排出することで，原子炉建屋内における水素ガスの滞留を防止する手段がある。

原子炉建屋トップベントによる水素ガスの排出で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉建屋トップベント
- ・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）
- ・ホース
- ・放水砲
- ・燃料補給設備

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止で使用する設備のうち，静的触媒式水素再結合器，静的触媒式水素再結合器動作監視装置，原子炉建屋水素濃度，常設代替直流電源設備，可搬型直流電源設備，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料 1.10.1)

以上の重大事故等対処設備により，炉心の著しい損傷が発生した場合においても，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止することができる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・原子炉ウェルに注水するための設備（格納容器頂部注水系，サプレッションプール浄化系）

原子炉格納容器からの水素ガス漏えいを防止する効果に不確かさはあるが、原子炉格納容器頂部を冷却して原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール材の熱劣化を緩和することにより、原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制できることから有効である。

- ・原子炉建屋トップベント

燃料取替床天井部を開放する操作であり放射性物質を低減する機能はないが、仮に原子炉建屋内に漏えいした水素ガスが静的触媒式水素再結合器で処理しきれない場合において、水素ガスを排出することで原子炉建屋内における水素ガスの滞留を防止する手段として有効である。

- ・第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが、常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから、健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

b. 手順等

上記「a. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する

ための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。），AM 設備別操作手順書及び多様なハザード対応手順に定める（第 1.10.1 表）。

また，重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する（第 1.10.2 表，第 1.10.3 表）。

（添付資料 1.10.2）

1.10.2 重大事故等時の手順

1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応 手順

(1) 原子炉ウエル注水

- a. 格納容器頂部注水系による原子炉ウエルへの注水（淡水/海水）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発を防止するため、防火水槽又は淡水貯水池を水源として格納容器頂部注水系により原子炉ウエルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、原子炉格納容器内の温度が 171℃を超えるおそれがある場合で、格納容器頂部注水系が使用可能な場合^{*2}。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく、燃料及び水源（防火水槽又は淡水貯水池）が確保されている場合。

(b) 操作手順

格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.10.1 図に、概要図を第 1.10.2 図に、タイムチャートを第 1.10.3 図に示す。

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水の準備開始を指示する。
- ② 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水準備として可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の配置及びホース接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の健全性確認、配置及びホースの展開・接続を行い、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑤ 当直副長は、原子炉格納容器内の温度が 171℃に到達したことを確認し、当直長に報告する。
- ⑥ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水開始を依頼する。

- ⑦ 緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）起動後、緊急時ウェル注水ライン（南側）元弁又は（北側）元弁のどちらかの開操作にて必要流量に調整し、送水を開始したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、原子炉ウェルに注水が開始されたことを上部ドライウェル内雰囲気温度指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。
- ⑨ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するために必要な注水量の注水及び注水後の停止操作を依頼する。

(c) 操作の成立性

防火水槽を水源とした格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水開始まで約 110 分で可能である。

淡水貯水池を水源とした格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 4 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水開始まで約 115 分で可能である。

また、淡水貯水池を水源とした格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水開始まで約330分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ（A-2級）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

なお、一度原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するまで注水した後は、蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し、原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水する水位を維持することにより、原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。

（添付資料 1.10.3-1）

- b. サプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水
炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発を防止するため、復水貯蔵槽を水源としてサプレ

ッションプール浄化系により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において，原子炉格納容器内の温度が 171℃を超えるおそれがある場合で，サブレーションプール浄化系が使用可能な場合^{※2}。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合，又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく，電源，補機冷却水及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。ただし，7号炉のサブレーションプール浄化系ポンプは空冷式の設備であるため，補機冷却水による冷却が不要である。

(b) 操作手順

サブレーションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.10.1 図に，概要図を第 1.10.4 図に，タイムチャートを第 1.10.5 図に示す。

① 当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に

サブプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水の準備開始を指示する。

- ② 中央制御室運転員 A 及び B は，サブプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し，サブプレッションプール浄化系が使用可能か確認する。
- ④ 現場運転員 C 及び D は，サブプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水の系統構成として，燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁の全閉操作，燃料プール冷却浄化系ウェル再循環弁の全開操作を実施し，当直副長にサブプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水の準備完了を報告する。
- ⑤ 当直副長は，原子炉格納容器内の温度が 171℃に到達したことを確認し，中央制御室運転員にサブプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水開始を指示する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A 及び B は，サブプレッションプール浄化系ポンプを起動し，速やかにサブプレッションプール浄化系燃料プール注入弁の開操作にて，サブプレッションプール浄化系系統流量指示値が必要流量になるよう調整する。

- ⑦ 中央制御室運転員 A 及び B は，原子炉ウエルへの注水
が開始されたことを上部ドライウエル内雰囲気温度指
示値の低下により確認し，当直副長に報告する。
- ⑧ 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策
本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。
- ⑨ 当直副長は，中央制御室運転員 A 及び B に原子炉格納
容器トップヘッドフランジが冠水するために必要な注
水量の注水及び注水後の停止操作を指示する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員 2 名
(操作者及び確認者) 及び現場運転員 2 名にて作業を実施
した場合，作業開始を判断してからサプレッションプール
浄化系による原子炉ウエルへの注水開始まで約 40 分で可能
である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，
照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同
程度である。

なお，一度原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水
するまで注水した後は，蒸発による水位低下を考慮して定
期的に注水し，原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠
水する水位を維持することにより，原子炉格納容器トップ
ヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つこ
とができる温度以下に抑えることが可能である。

(添付資料 1.10.3-2)

1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応 手順

(1) 原子炉建屋内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする可能性があることから，原子炉建屋水素濃度にて燃料取替床天井付近の水素濃度，非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度及び燃料取替床以外のエリアの水素濃度（以下「原子炉建屋内の水素濃度」という。）を監視する。また，静的触媒式水素再結合器の動作状況を確認するため，静的触媒式水素再結合器動作監視装置にて静的触媒式水素再結合器の出入口温度を監視する。

また，原子炉建屋内の水素濃度の上昇を確認した場合は，非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため，非常用ガス処理系を停止する。

a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合，又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

b. 操作手順

原子炉建屋内の水素濃度監視手順の概要は以下のとおり。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉建屋水素濃度による原子炉建屋内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置による静的触媒式水素再結合器の動作状況の監視を指示する。

また、燃料取替床の水素濃度が 1.3vol%に到達した場合は、非常用ガス処理系が運転中であれば非常用ガス処理系を停止するよう指示する。

②中央制御室運転員 A は、原子炉建屋水素濃度による原子炉建屋内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置による静的触媒式水素再結合器の動作状況の監視を強化する。なお、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器の動作状況の監視を強化する。

③中央制御室運転員 A は、燃料取替床の原子炉建屋水素濃度指示値が 1.3vol%に到達したことを確認した場合は、非常用ガス処理系を停止する。

c. 操作の成立性

水素濃度の監視は、1ユニット当たり中央制御室運転員 1 名にて対応を実施する。

また、非常用ガス処理系の停止操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）にて作業を実施

した場合，作業開始を判断してから非常用ガス処理系の停止まで約5分で可能である。

(2) 原子炉建屋トップベント

炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉建屋内の水素濃度が可燃限界に達する前に，原子炉建屋トップベントを開放することにより，燃料取替床天井部に滞留した水素ガスを大気へ排出し，原子炉建屋の水素爆発を防止する。

また，原子炉建屋トップベントを開放する場合は，放水砲を用いた原子炉建屋への放水を実施する。なお，放水砲を用いた原子炉建屋への放水手順については，「1.12.2.1(1)a. 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」にて整備する。

a. 手順着手の判断基準

原子炉建屋内の水素濃度の上昇により格納容器ベントを実施したにもかかわらず，原子炉建屋内の水素濃度が低下しない場合。

b. 操作手順

原子炉建屋トップベント操作の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10.6図に，概要図を第1.10.7図に，タイムチャートを第1.10.8図に示す。

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，当直長を経由して，原子炉建屋トップベントの実施を緊急時対策本

部に依頼する。また，中央制御室運転員に燃料取替床天井付近の水素濃度を継続的に監視するよう指示する。

②中央制御室運転員 A は，原子炉建屋内の水素濃度の監視に必要な監視計器の電源が確保されていることを確認する。

③緊急時対策本部は，原子炉建屋トップベントの開放の準備開始を緊急時対策要員に指示する。

④緊急時対策要員は，工具を準備し，原子炉建屋トップベントの開放の準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。

⑤緊急時対策本部は，原子炉建屋トップベントの開放の実施を緊急時対策要員に指示する。

⑥緊急時対策要員は，原子炉建屋トップベントの開放を実施し，緊急時対策本部に報告する。また，緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑦中央制御室運転員 A は，原子炉建屋トップベントの開放により燃料取替床の原子炉建屋水素濃度指示値が低下したことを確認し，当直副長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから原子炉建屋トップベントの開放まで約55分で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，通信連絡設

備を整備する。反力用フック及びトップベント開放用ワイヤーロープのレバーブロックへの取り付け、レバーブロックの操作は容易に実施可能である。

また、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。なお、放射性物質の放出が予想されることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。

（添付資料 1.10.3-3）

1.10.2.3 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順

炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。

代替電源設備により給電する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.10.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

復水貯蔵槽、防火水槽への水の補給手段及び水源から接続口までの可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

サプレッションプール浄化系ポンプ、電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備、第二代

替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，可搬型直流電源設備，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）及び大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）への燃料補給手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

放水砲を用いた原子炉建屋への放水については，「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

1.10.2.5 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.10.9 図に示す。

(1) 原子炉ウェル注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガス漏えいを抑制するため，原子炉格納容器内の温度の上昇が継続している場合で，サブプレッションプール浄化系が使用可能であればサブプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水を実施する。サブプレッションプール浄化系が使用不可能な場合は，格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水を実施する。この際の水源は防火水槽を優先し，防火水槽が使用不可能な場合は淡水貯水池を使用する。

(2) 原子炉建屋内の水素濃度監視及び原子炉建屋トップベント

燃料取替床の水素濃度を原子炉建屋水素濃度により監視し，静的触媒式水素再結合器の動作状況を静的触媒式水素再結合器

動作監視装置により監視する。

静的触媒式水素再結合器の動作により，原子炉建屋内の水素濃度の上昇は抑制されるが，仮に原子炉建屋内に漏えいした水素ガスが静的触媒式水素再結合器で処理しきれない場合は，水素ガスの発生源を断つため，格納容器ベント操作を実施する。それでもなお原子炉建屋内の水素濃度が低下しない場合は，原子炉建屋の水素爆発を防止するため，原子炉建屋トップベントにより水素ガスの排出を実施する。

第 1.10.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧 (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止	-	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器 ※1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	重大事故等 対処設備	- ※1
		原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」
		代替電源による必要な設備への給電	常設代替直流電源設備 ※2 可搬型直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等 対処設備	- ※2
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策 設備	
原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制	-	原子炉ウエルへの注水	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） ※3 防火水槽 ※3 淡水貯水池 ※3 ホース・接続口 格納容器頂部注水系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 原子炉ウエル 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉ウエル注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（原子炉ウエル注水）」
		サブプレッションプール浄化系による原子炉ウエルへの注水	サブプレッションプール浄化系ポンプ 復水貯蔵槽 ※3 サブプレッションプール浄化系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 原子炉ウエル 原子炉補機冷却系（6 号炉のみ）	自主対策設備	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「SPCU による原子炉ウエル注水」

※1: 静的触媒式水素再結合器は，運転員による操作不要の原子炉建屋水素濃度制御設備である。
 ※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※4: 手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2/2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素ガス排出による原子炉建屋等の損傷防止	-	原子炉建屋トップベントによる水素ガスの排出	原子炉建屋トップベント 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用） ※4 ホース 放水砲 ※4 燃料補給設備 ※2	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B制御」 多様なハザード対応手順 「水素対策（原子炉建屋トップベント）」 自主対策設備

※1:静的触媒式水素再結合器は、運転員による操作不要の原子炉建屋水素濃度制御設備である。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4:手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

第 1.10.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/2)

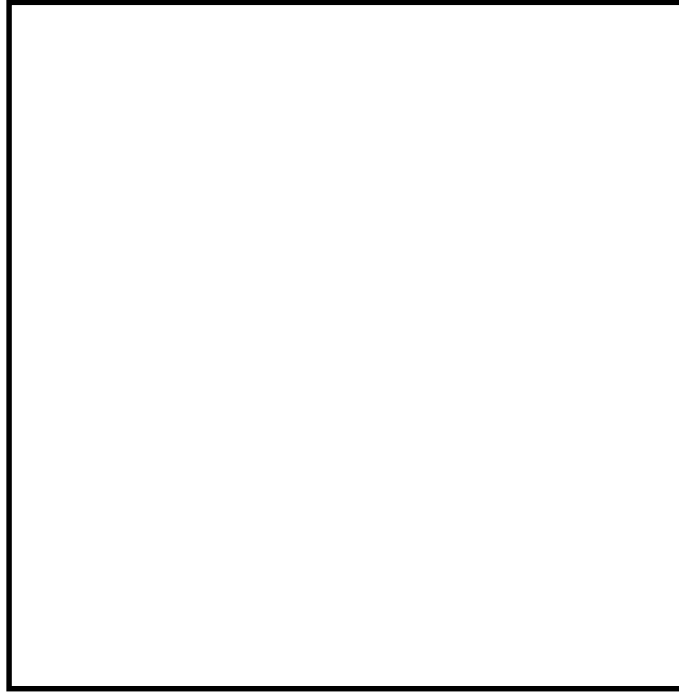
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順 (1)原子炉ウエル注水			
事故時運転転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉ウエル注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (原子炉ウエル注水)」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ・上部ドライウエル内雰囲気温度
		水源の確保	防火水槽 淡水貯水池
	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ・上部ドライウエル内雰囲気温度
		水源の確保	防火水槽 淡水貯水池
		事故時運転転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「SPCU による原子炉ウエル注水」	
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (S/C)
判断基準	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ・上部ドライウエル内雰囲気温度	
	電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	
	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ・上部ドライウエル内雰囲気温度	
操作	補機監視機能	サブプレッションプール浄化系系統流量	
	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	

監視計器一覧 (2/2)

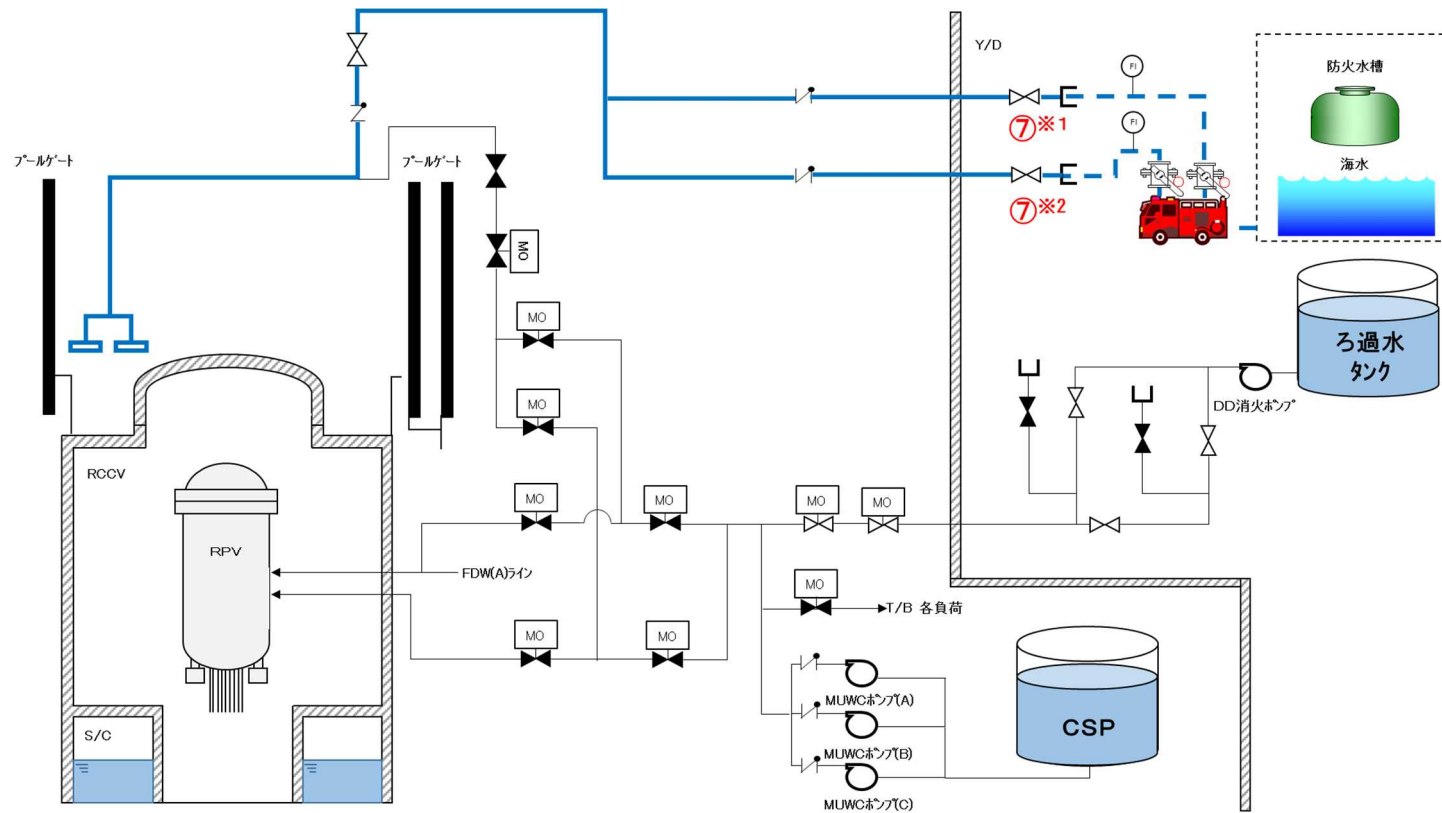
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1. 10. 2. 2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (1)原子炉建屋内の水素濃度監視		
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度
		原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 ・原子炉建屋地上2階 ・原子炉建屋地下1階 ・原子炉建屋地下2階 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
		電源 AM用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧
	操作	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 ・原子炉建屋地上2階 ・原子炉建屋地下1階 ・原子炉建屋地下2階 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
1. 10. 2. 2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (2)原子炉建屋トップベント		
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 多様なハザード対応手順 「水素対策 (原子炉建屋トップベント)」	判断基準	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
	操作	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋地上4階 ・原子炉建屋地上2階 ・原子炉建屋地下1階 ・原子炉建屋地下2階

第 1.10.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.10】 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p>	<p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</p>	<p>常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 AM用直流 125V</p>
	<p>原子炉建屋水素濃度</p>	<p>常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 AM用直流 125V</p>
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用 A 系電源 計測用 B 系電源</p>

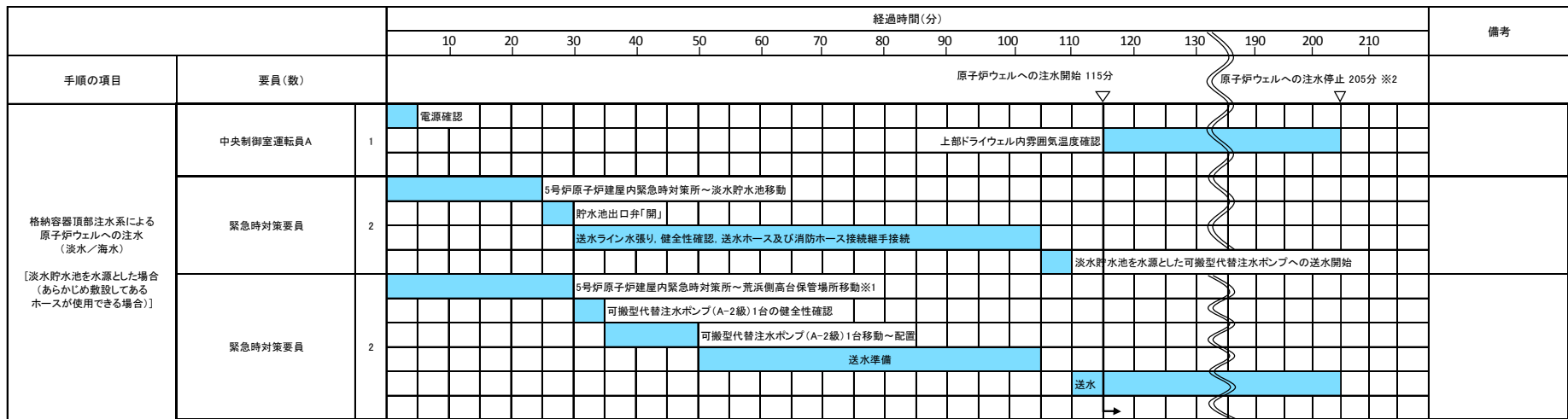


第 1.10.1 図 SOP「PCV 制御」における対応フロー



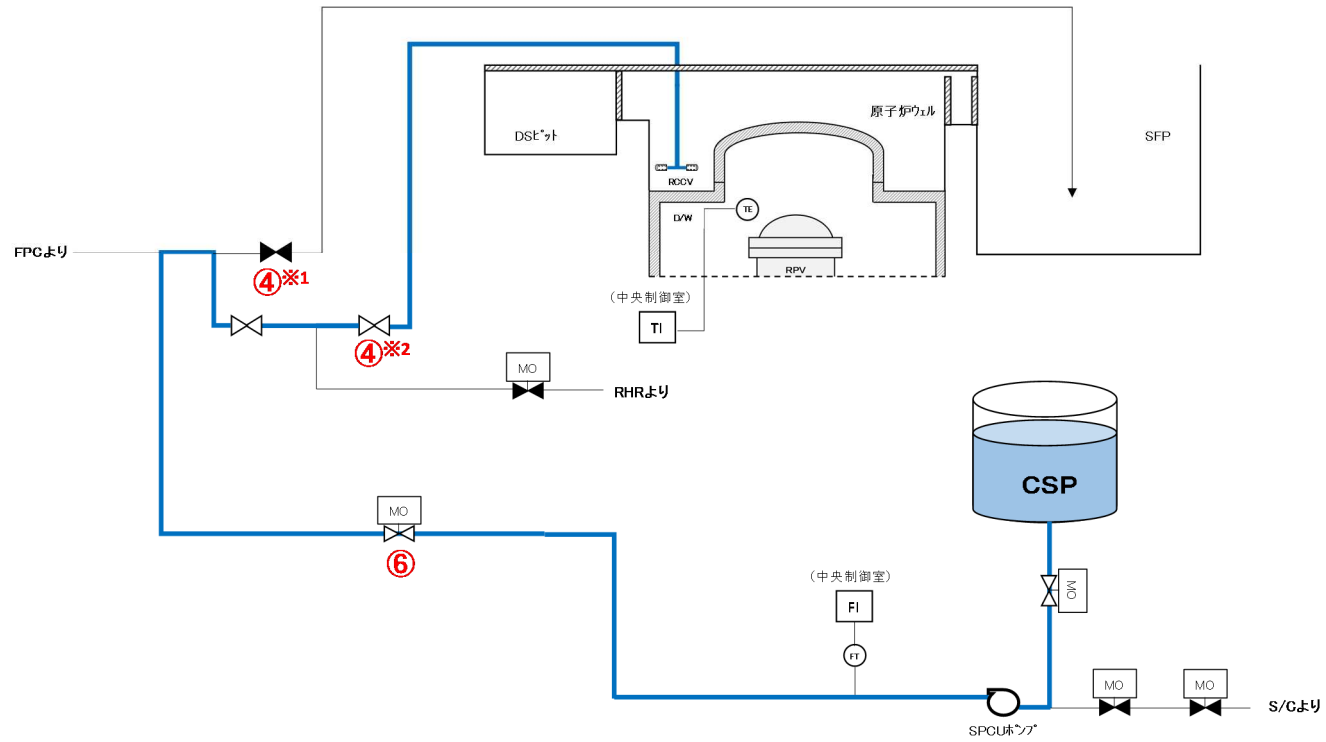
操作手順	弁名称
⑦*1	緊急時ウェル注水ライン(南側)元弁
⑦*2	緊急時ウェル注水ライン(北側)元弁

第 1.10.2 図 格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水/海水） 概要図



※1 5号炉東側第二保管場所への移動は、10分と想定する。
 ※2 原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するために必要な注水量を注水後、ポンプを停止する。

第 1.10.3 図 格納容器頂部注水系による原子炉ウエルへの注水（淡水/海水） タイムチャート（2/3）

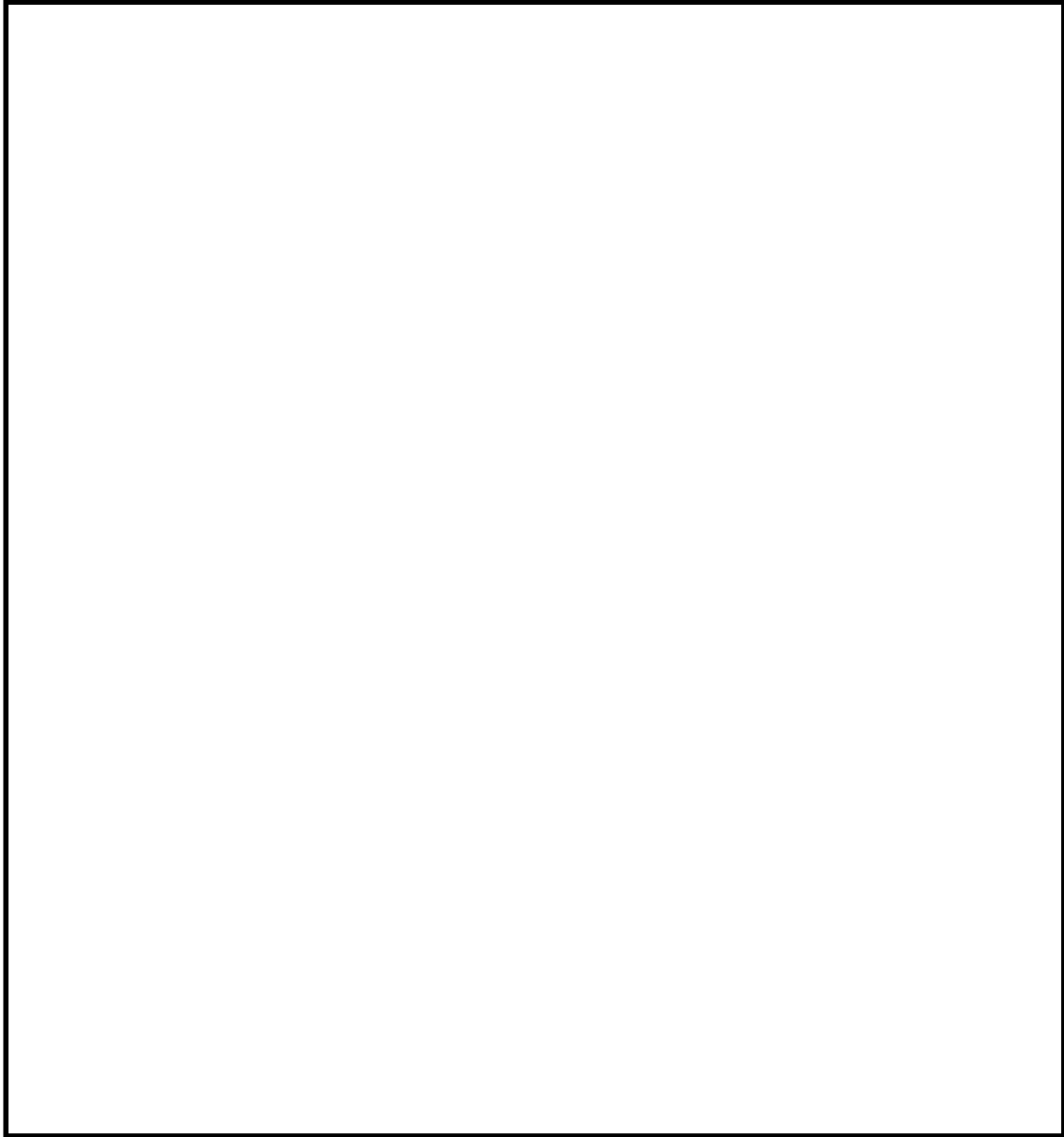


操作手順	弁名称
④※1	燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁
④※2	燃料ウェル冷却浄化系ウェル再循環弁
⑥	サプレッションプール冷却浄化系燃料プール注入弁

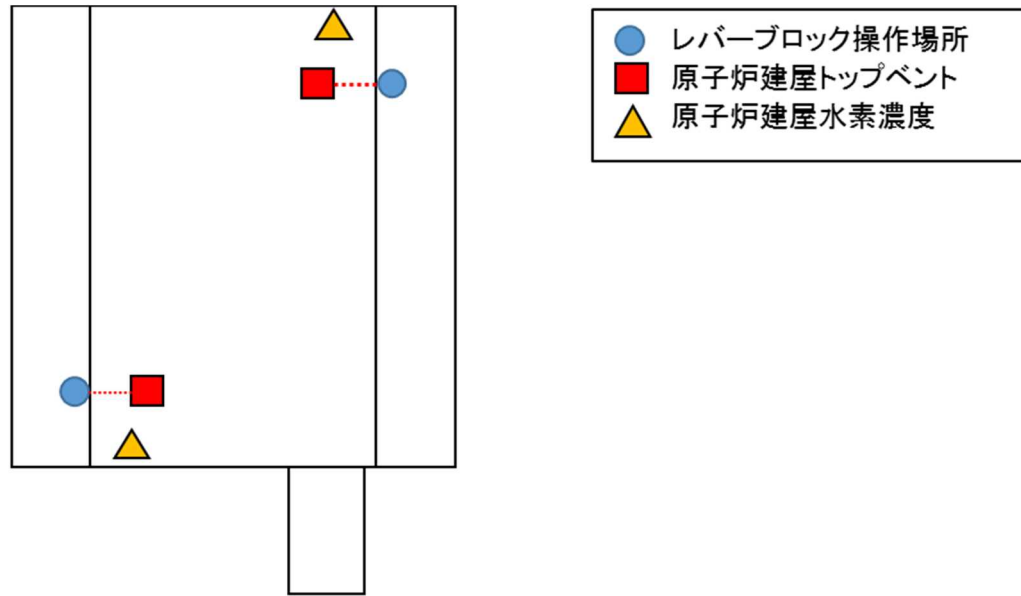
第 1.10.4 図 サプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水 概要図

		経過時間(分)												備考		
		10	20	30	40											
手順の項目	要員(数)	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 原子炉ウェルへの注水開始 40分 原子炉ウェルへの注水停止 130分 </div>														
サプレッションプール浄化系による 原子炉ウェルへの注水	中央制御室運転員 A, B	2	通信連絡設備準備													原子炉格納容器 トップヘッド フランジが冠水 するために 必要な注水量 を注水後、ポン プ停止
			ポンプ起動, 注水開始													
			上部ドライウェル内雰囲気温度確認													
	現場運転員 C, D	2	移動, 系統構成													

第 1.10.5 図 サプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水 タイムチャート

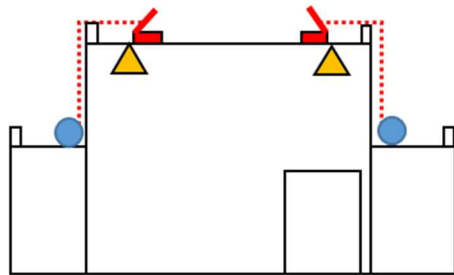


第 1.10.6 図 SOP「R/B 制御」における対応フロー



- レバブロック操作場所
- 原子炉建屋トップベント
- ▲ 原子炉建屋水素濃度

7号炉原子炉建屋屋上[平面図]

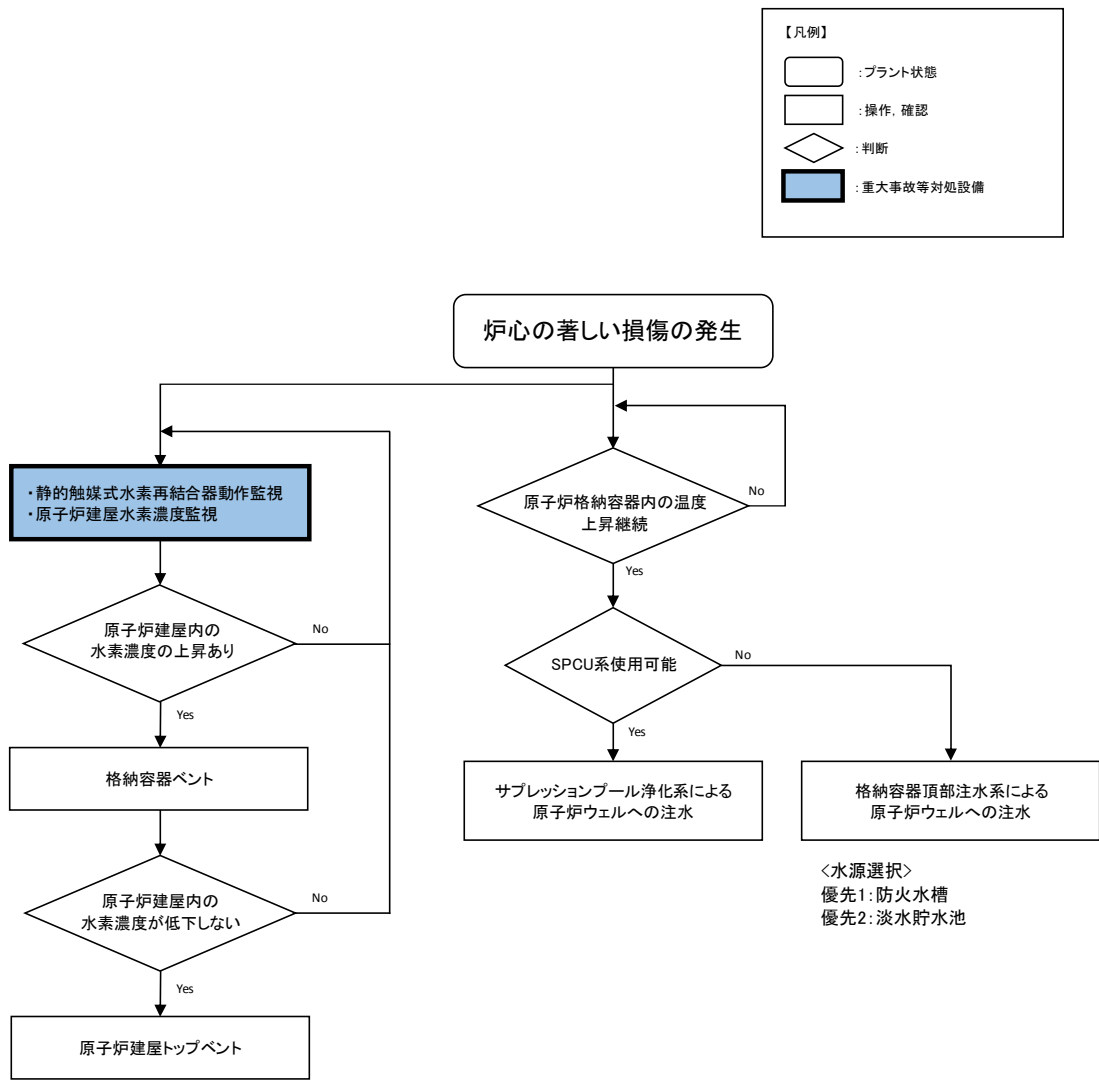


7号炉原子炉建屋[断面図]

第 1.10.7 図 原子炉建屋トップベント 概要図

		経過時間(分)										備考				
		10	20	30	40	50										
手順の項目	要員(数)	原子炉建屋トップベント 55分 ▽														
原子炉建屋トップベント による水素ガスの排出	中央制御室運転員 A	1	電源確認													
	緊急時対策要員	3	移動													
			原子炉建屋トップベント開放													

第 1.10.8 図 原子炉建屋トップベント タイムチャート



第 1. 10. 9 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表

技術的能力審査基準 (1.10)	番号	設置許可基準規則 (53条)	技術基準規則 (68条)	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の放射線による損傷を防止する必要がある場合には、放射線による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の放射線による損傷を防止する必要がある場合には、放射線による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の放射線による損傷を防止する必要がある場合には、放射線による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を施設しなければならない。	④
【解釈】 1 「放射線による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	—	【解釈】 1 第53条に規定する「放射線による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 1 第68条に規定する「放射線による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	—
a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の放射線による損傷を防止するため、放射線制御設備又は放射線排出設備により、放射線による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。	②	a) 放射線濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で放射線濃度のおそれがないことを示すこと。）又は放射線排出設備（動的機器等に放射線を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。	a) 放射線濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で放射線濃度のおそれがないことを示すこと。）又は放射線排出設備（動的機器等に放射線を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。	⑤
b) 放射線による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。	③	b) 想定される事故時に放射線濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。 c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。	b) 想定される事故時に放射線濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。 c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。	⑥ ⑦

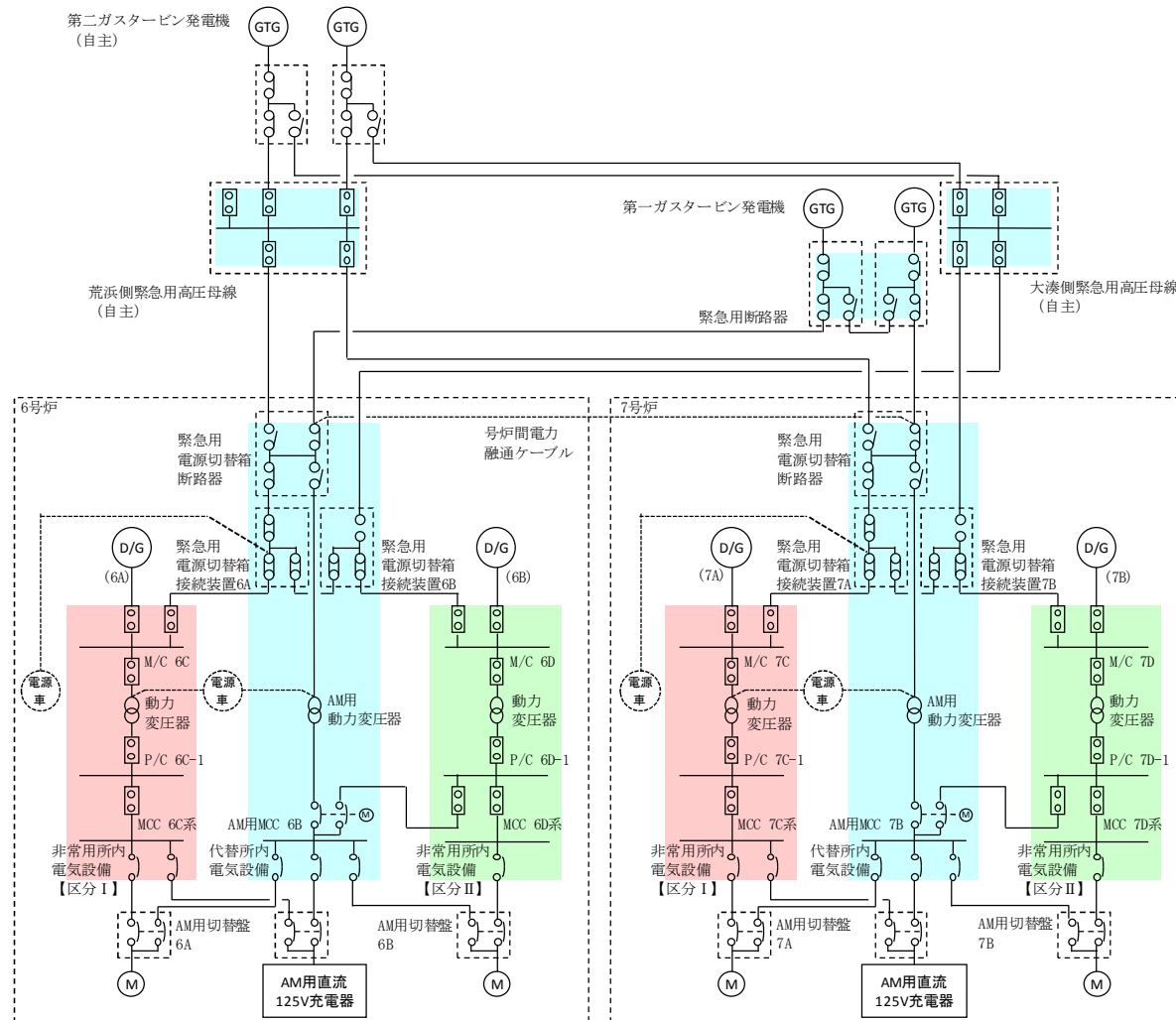
■：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策							
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考		
再結晶式水素濃度抑制	静的触媒式水素再結晶器	新設	① ② ④ ⑤	ト プ 素 プ ガ ス の 排 出 による	原子炉建屋トップベント	常設	45分	4名	自主対策とする理由は本文参照		
	静的触媒式水素再結晶器動作監視装置	新設			大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）	可搬					
	—	—			ホース	可搬					
原子炉建屋内の放射線監視	原子炉建屋放射線濃度	新設	① ④ ⑥	—	—	—	—	—	—		
	—	—			—	—	—	—	—	—	
代替電源への給電	常設代替直流電源設備	新設	① ③ ④ ⑦	代 替 電 源 に よ る 給 電	第二代替交流電源設備	常設	※1	※1	自主対策とする理由は本文参照		
	可搬型直流電源設備	新設			—	—					
	常設代替交流電源設備	新設			—	—					
	可搬型代替交流電源設備	新設			—	—					
—	—	—	—	格 納 容 器 頂 部 注 水 系 に よ る	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	可搬	（防火水槽を水源とした場合） 110分	（防火水槽を水源とした場合） 3名	自主対策とする理由は本文参照		
					防火水槽	常設					
					淡水貯水池	常設					
					ホース・接続口	常設可搬					
					格納容器頂部注水系配管・弁	常設					
					燃料プール冷却浄化系配管・弁	常設					
					原子炉ウエル	常設	淡水貯水池を水源とした場合の時間は本文参照	淡水貯水池を水源とした場合の人数は本文参照			
					燃料補給設備	常設可搬					
					サブプレッションプル浄化系ポンプ	常設				40分	4名
					復水貯蔵槽	常設					
					サブプレッションプル浄化系配管・弁	常設					
					燃料プール冷却浄化系配管・弁	常設					
原子炉ウエル	常設										
原子炉補機冷却系（6号炉のみ）	常設	—	—								

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.10.2

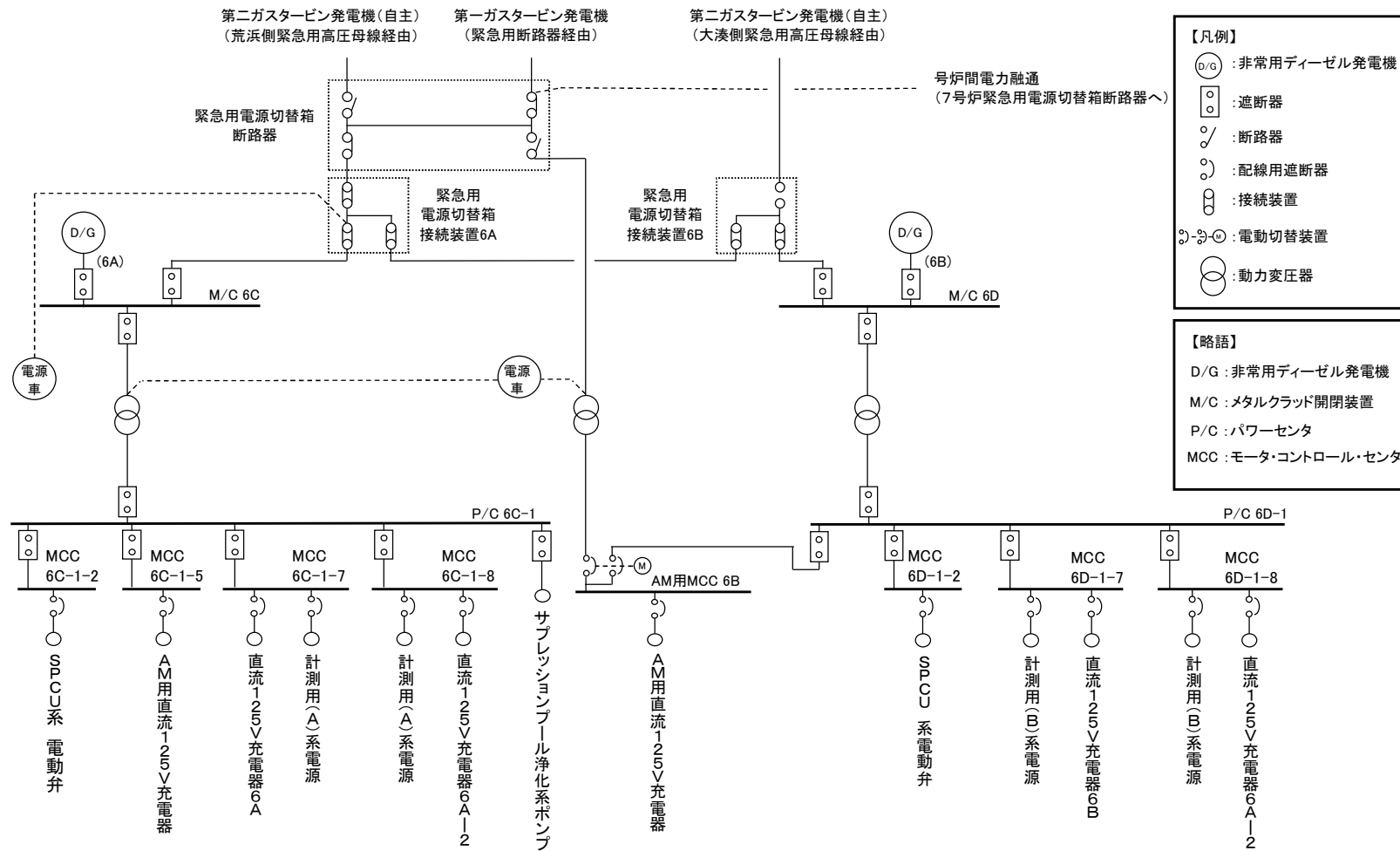


※本単線結線図は、今後の
検討結果により変更となる
可能性がある

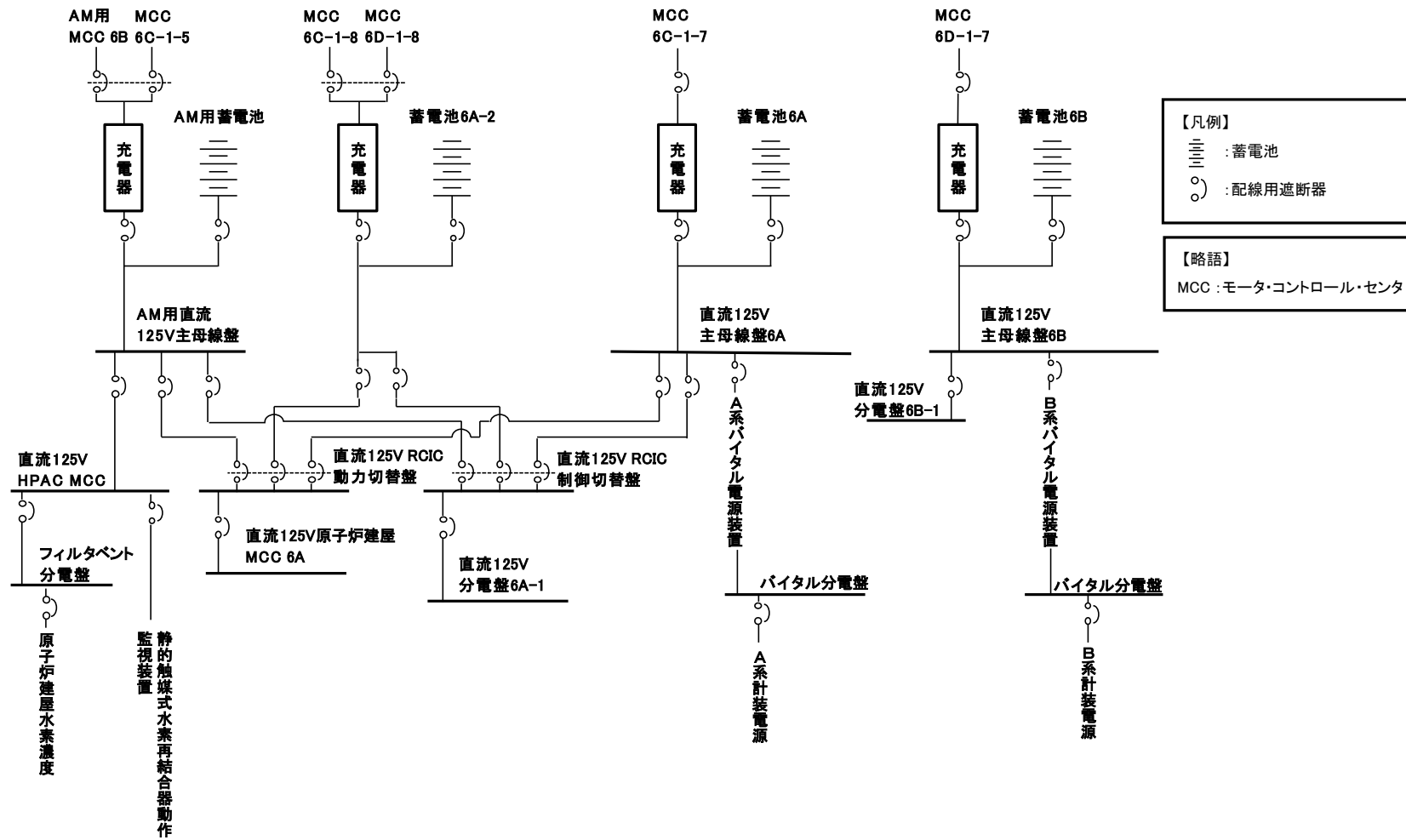
- 【凡例】
- : ガスタービン発電機
 - : 非常用ディーゼル発電機
 - : 遮断器
 - : 断路器
 - : 配線用遮断器
 - : 接続装置
 - : 電動切替装置
 - : 切替装置

- 【略語】
- D/G : 非常用ディーゼル発電機
 - M/C : メタルクラッド開閉装置
 - P/C : パワーセンタ
 - MCC : モータ・コントロール・センタ

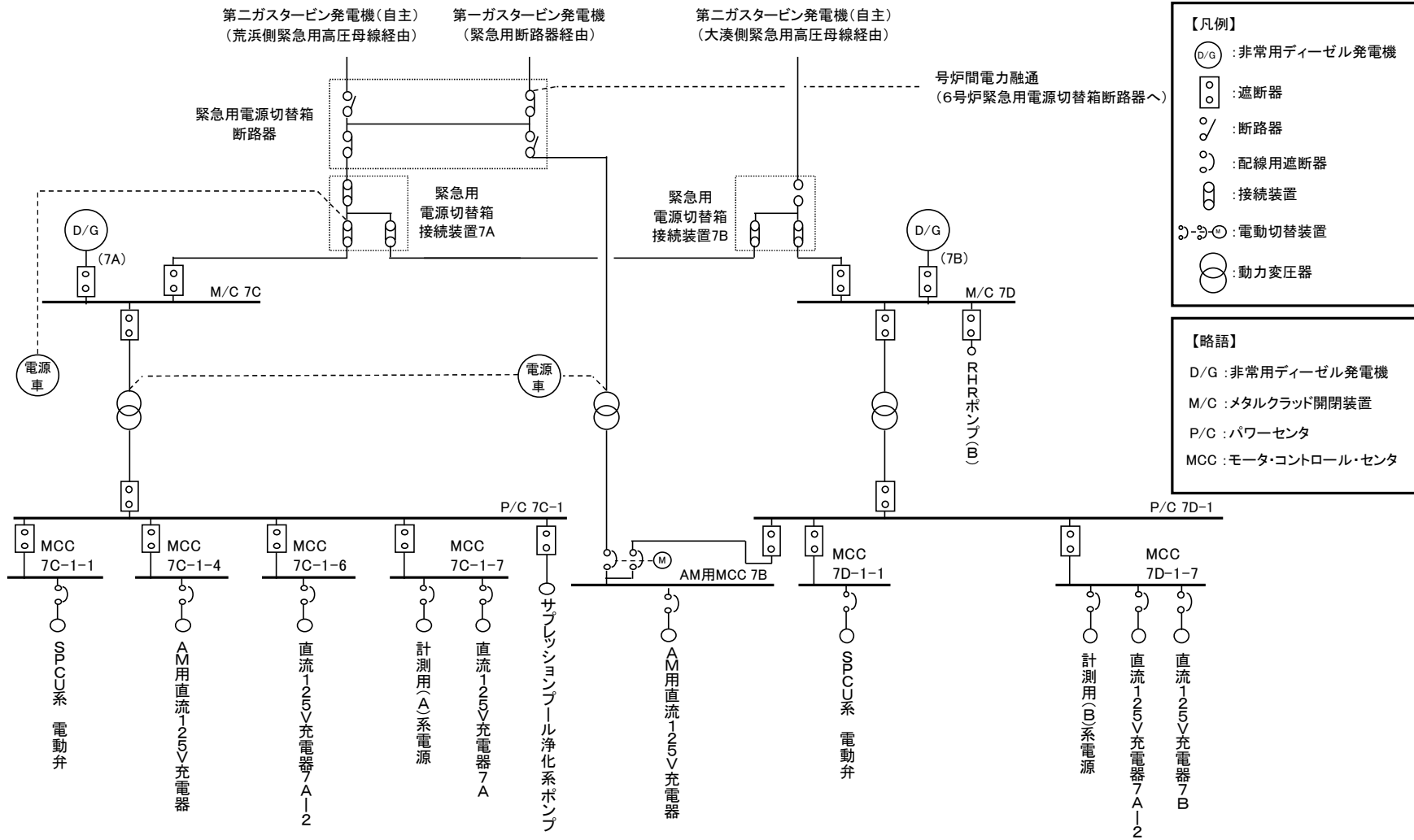
第1図 6号及び7号炉 電源構成図 (交流電源)



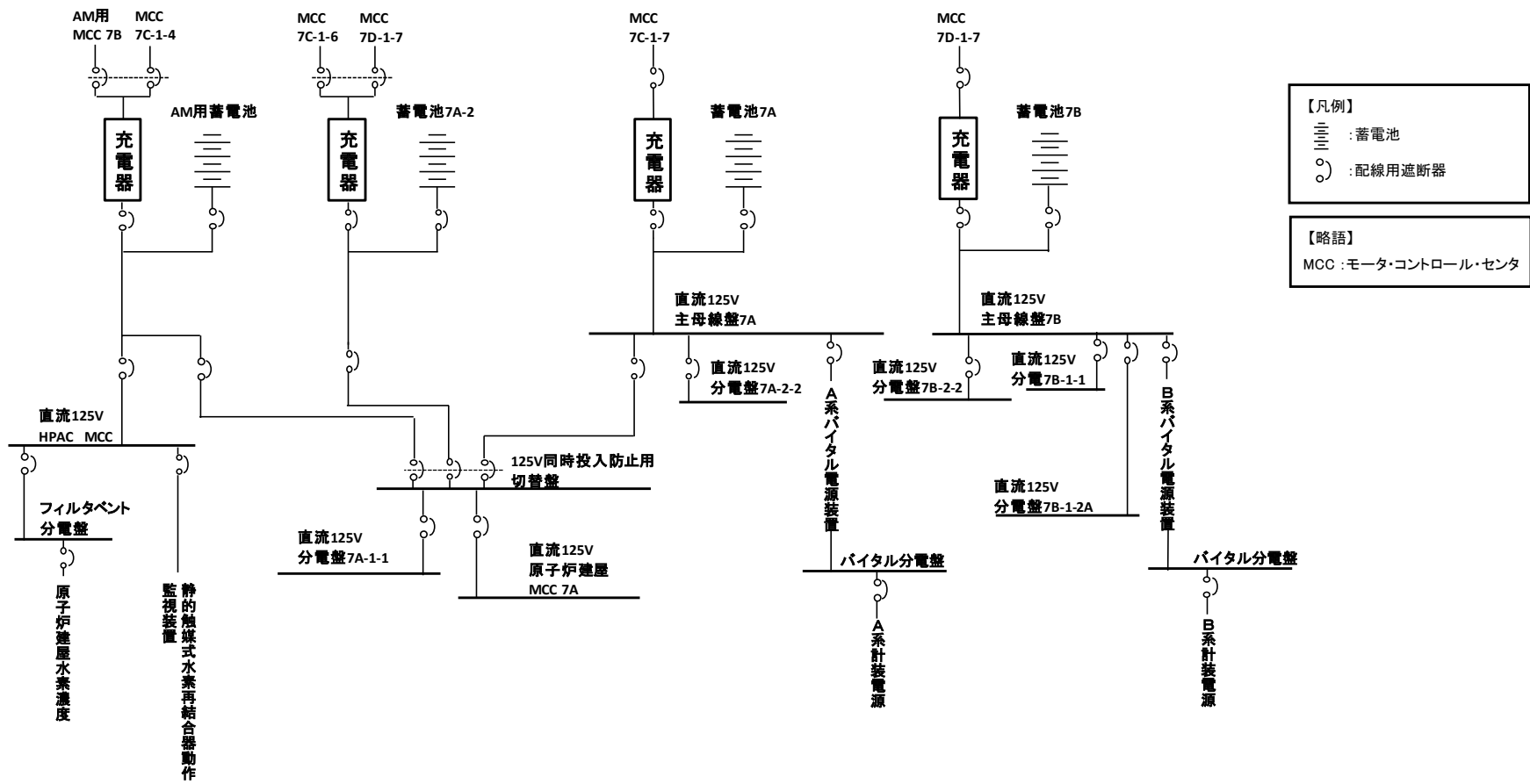
第2図 6号炉 電源構成図 (交流電源)



第3図 6号炉 電源構成図 (直流電源)



第4図 7号炉 電源構成図 (交流電源)



【凡例】
 : 蓄電池
 : 配線用遮断器

【略語】
 MCC : モーター・コントロール・センタ

第5図 7号炉 電源構成図 (直流電源)

重大事故対策の成立性

1. 格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水/海水）

(1) 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による送水準備及び送水

a. 操作概要

緊急時対策本部は、格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水が必要な状況において、接続口（ホース接続箇所）及び水源を選定し、送水ルートを決する。

現場では、指示された送水ルートを確認した上で、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺、防火水槽周辺、淡水貯水池周辺）

c. 必要要員数及び時間

格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水のうち、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による送水操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：「防火水槽を水源とした場合」

2 名（緊急時対策要員 2 名）

「淡水貯水池を水源とした場合（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）」

4 名（緊急時対策要員 4 名）

「淡水貯水池を水源とした場合（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）」

6 名（緊急時対策要員 6 名）

想定時間：「防火水槽を水源とした場合」

110 分（実績時間なし）

「淡水貯水池を水源とした場合（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）」

115 分（実績時間なし）

「淡水貯水池を水源とした場合（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）」

330 分（実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。操作は放射性物質の放出が予想されることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及びLED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。

また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 :可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具（オス・メス）であり、容易に実施可能である。

また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段:通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。



[防火水槽を水源とした場合]
防火水槽への吸管投入



[淡水貯水池を水源とした場合]
ホースと可搬型代替注水ポンプ
吸管との接続



ホースを建屋接続口まで敷設

2. サプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水

a. 操作概要

原子炉ウェルへの注水準備のため、サプレッションプール浄化系の系統構成を行う。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上2階（管理区域）

c. 必要要員数及び時間

サプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水のうち、現場での系統構成に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:2名（現場運転員2名）

想定時間 :35分（実績時間:33分）

d. 操作の成立性について

作業環境:ヘッドライト及び懐中電灯を携帯して作業性を確保する。操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯している。アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段:通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。



系統構成

3. 原子炉建屋トップベント

(1) トップベント開放操作

a. 操作概要

レバーブロックをトップベント開放用ワイヤーロープ及び反力用フックに取り付け，レバーブロック操作によりトップベント開放用ワイヤーロープを反力用フック近傍まで引っ張り，トップベント開放用ワイヤーロープを反力用フックに固定する。

b. 作業場所

原子炉建屋低層階屋上（非管理区域）

c. 必要要員数及び時間

原子炉建屋トップベントの開放操作に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数:3名（緊急時対策要員）

想定時間 :55分（実績時間なし）

d. 操作の成立性について

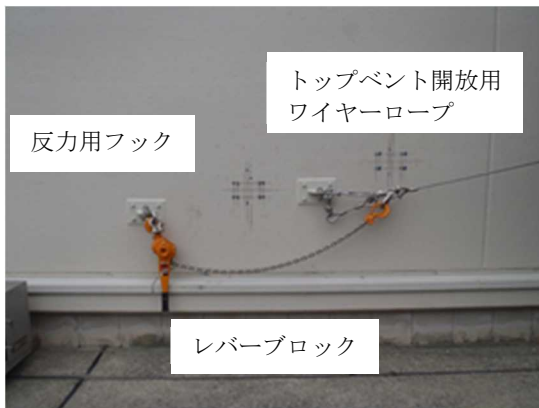
作業環境:ヘッドライト及び懐中電灯により，夜間における作業性を確保している。操作は放射性物質の放出が予想されることから，防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋）を装備して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :反力用フック及びトップベント開放用ワイヤーロープのレバーブロックへの取り付け，レバーブロックの操作は容易に実施可能であり，また作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段:通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備）のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。



レバーブロックの取付け



レバーブロック操作



レバーブロックによる原子炉建屋
トップベント開放後の固定



トップベント（開放状態）



トップベント（開放状態）

解釈一覧
 操作手順の解釈一覧

手順		操作手順記載内容	解釈
1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順	(1) 原子炉ウエル注水	a. 格納容器頂部注水系による原子炉ウエルへの注水(淡水/海水)	緊急時ウエル注水ライン(南側)元弁又は(北側)元弁のどちらかの開操作にて必要流量に調整
			原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するために必要な注水量()
		b. サプレッションプール浄化系による原子炉ウエルへの注水	サプレッションプール浄化系系統流量指示値が必要流量になるよう調整
		原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するために必要な注水量()	原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するために必要な注水量()

操作の成立性の解釈一覧

手順			操作の成立性記載内容	解釈
1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順	(1) 原子炉ウエル注水	a. 格納容器頂部注水系による原子炉ウエルへの注水(淡水/海水)	原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下	原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる <input type="text"/> 以下
		b. サプレッションプール浄化系による原子炉ウエルへの注水	原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下	原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる <input type="text"/> 以下

各号炉の弁番号及び弁名称一覧

統一名称	6号炉			7号炉		
	弁番号	弁名称	操作場所	弁番号	弁名称	操作場所
緊急時ウェル注水ライン（南側・北側）元弁	G41-F120A	緊急時ウェル注水ライン(南側)元弁	屋外	G41-F090A	緊急時ウェル注水ライン(南側)元弁	屋外
	G41-F120B	緊急時ウェル注水ライン(北側)元弁		G41-F090B	緊急時ウェル注水ライン(北側)元弁	
燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁	G41-F016	燃料プール再循環元弁	原子炉建屋2階FPC弁室（管理区域）	G41-F017	FPC使用済燃料貯蔵プール入口弁	原子炉建屋2階FPC弁室（管理区域）
燃料プール冷却浄化系ウェル再循環弁	G41-F028	原子炉ウェル側再循環元弁	原子炉建屋2階FPC弁室（管理区域）	G41-F022	FPC原子炉ウェル再循環弁	原子炉建屋2階FPC弁室（管理区域）
サブプレッションプール浄化系燃料プール注入弁	G51-M0-F014	SPCU系燃料プール注入弁	中央制御室 原子炉建屋2階FPC弁室（管理区域）	G51-M0-F015	SPCU燃料プール注入弁	中央制御室 原子炉建屋2階FPC弁室（管理区域）

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

< 目 次 >

1.11.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

- a. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備

- (a) 燃料プール代替注水

- (b) 漏えい抑制

- (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

- b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備

- (a) 燃料プールのスプレイ

- (b) 漏えい緩和

- (c) 大気への放射性物質の拡散抑制

- (d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

- c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備

- (a) 使用済燃料プールの監視

- (b) 代替電源による給電

- (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

- d. 重大事故等時における使用済燃料プールの除熱のための対

応手段及び設備

(a) 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

e. 手順等

1.11.2 重大事故等時の手順

1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順

(1) 燃料プール代替注水

- a. 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）
- b. 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）
- c. 消火系による使用済燃料プールへの注水

(2) 漏えい抑制

- a. サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制

1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

(1) 燃料プールスプレイ

- a. 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水/海水）
- b. 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水/海水）

(2) 漏えい緩和

a. 使用済燃料プール漏えい緩和

1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための
対応手順

(1) 使用済燃料プールの状態監視

a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動

b. 代替電源による給電

1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの除熱のための
対応手順

(1) 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使
用済燃料プールの除熱

1.11.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

1.11.2.6 重大事故等時の対応手段の選択

添付資料 1.11.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.11.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.11.3 重大事故対策の成立性

1. 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水及びスプレイ（淡水/海水）
2. 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水及びスプレイ（淡水/海水）
3. 消火系による使用済燃料プールへの注水
4. 使用済燃料プール漏えい隔離
5. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動
6. 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却
浄化系による使用済燃料プールの除熱

添付資料 1.11.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧
3. 各号炉の弁番号及び弁名称一覧

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

【要求事項】

- 1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。
- 2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。
- 2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽

し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

a) 想定事故 1 及び想定事故 2 が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。

3 第 2 項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。

b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。

4 第 1 項及び第 2 項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。

a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。

b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。

使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において，使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するための対処設備を整備している。

また，使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減するための対処設備を整備している。

ここでは，これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.11.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

使用済燃料プールの冷却及び注水機能を有する設計基準対象施設として、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系を設置している。

また、使用済燃料プールの注水機能を有する設備として、復水補給水系及びサプレッションプール浄化系（非常時補給モード）を設置している。

これらの冷却及び注水機能が故障等により喪失した場合、又は使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合は、その機能を代替するために、各設計基準対象施設が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第 1.11.1 図）。

使用済燃料プールから大量の水が漏えいし、使用済燃料プールの水位が維持できない場合を想定し、使用済燃料プールへのスプレーにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷を緩和するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。なお、使用済燃料プール内の燃料体等をボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵することにより、未臨界は維持される。

使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい若しくは使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時において、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性の

ある範囲にわたり測定するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{※1}を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十四条及び技術基準規則第六十九条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、使用済燃料プールの冷却設備若しくは注水設備が故障等により機能喪失した場合、使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合、又は使用済燃料プールから大量の水が漏えいし、使用済燃料プールの水位が維持できない場合を想定する。

設計基準対象施設に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対

応手段と，その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお，機能喪失を想定する設計基準対象施設，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.11.1 表に整理する。

- a. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 燃料プール代替注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時に，使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する手段がある。

- i. 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水

常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）
- ・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
- ・防火水槽
- ・淡水貯水池
- ・ホース・接続口

- ・燃料プール代替注水系配管・弁
- ・常設スプレイヘッド
- ・使用済燃料プール
- ・燃料補給設備

なお，常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水は，防火水槽又は淡水貯水池の淡水だけでなく，海水も利用できる。また，淡水貯水池を水源として利用する際の取水方法は，淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースを使用する方法と，そのホースを使用せずに淡水貯水池から直接取水する方法がある。

ii. 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水

可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）
- ・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
- ・防火水槽
- ・淡水貯水池
- ・ホース・接続口
- ・燃料プール代替注水系配管・弁
- ・可搬型スプレイヘッド
- ・使用済燃料プール

- ・燃料補給設備

なお，可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水は，防火水槽又は淡水貯水池の淡水だけでなく，海水も利用できる。また，淡水貯水池を水源として利用する際の取水方法は，淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースを使用する方法と，そのホースを使用せずに淡水貯水池から直接取水する方法がある。

iii. 消火系による使用済燃料プールへの注水

消火系による使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・消火系配管・弁
- ・復水補給水系配管・弁
- ・残留熱除去系配管・弁
- ・燃料プール冷却浄化系配管・弁
- ・使用済燃料プール
- ・常設代替交流電源設備
- ・第二代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・燃料補給設備

(b) 漏えい抑制

使用済燃料プールに接続する配管の破断等により，使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象による使用済燃料プール水漏えいが発生した場合に，使用済燃料プールのサイフォン防止機能を有するサイフオンブレイク孔によりサイフォン現象の継続を防止するとともに，現場手動弁の隔離操作により漏えいを停止する手段がある。

漏えい抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・サイフォン防止機能

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

燃料プール代替注水で使用する設備のうち，可搬型代替注水ポンプ（A-1級），可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口，燃料プール代替注水系配管・弁，常設スプレイヘッド，可搬型スプレイヘッド，使用済燃料プール及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

漏えい抑制で使用する設備のうち，サイフォン防止機能は重大事故等対処設備として位置付ける。また，重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料 1.11.1)

以上の重大事故等対処設備により，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水タンク，消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）と同等の機能（流量）を有することから，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する手段として有効である。

- ・第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが，常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから，健全性が確認できた場合において，重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

- b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備

- (a) 燃料プールのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時，使用

済燃料プールへのスプレイにより燃料損傷を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減する手段がある。

i. 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ
常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）
- ・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
- ・防火水槽
- ・淡水貯水池
- ・ホース・接続口
- ・燃料プール代替注水系配管・弁
- ・常設スプレイヘッド
- ・使用済燃料プール
- ・燃料補給設備

なお，常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイは，防火水槽又は淡水貯水池の淡水だけでなく，海水も利用できる。また，淡水貯水池を水源として利用する際の取水方法は，淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースを使用する方法と，そのホースを使用せずに淡水貯水池から直接取水する方法がある。

ii. 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ
可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）
- ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
- ・ 防火水槽
- ・ 淡水貯水池
- ・ ホース・接続口
- ・ 燃料プール代替注水系配管・弁
- ・ 可搬型スプレイヘッド
- ・ 使用済燃料プール
- ・ 燃料補給設備

なお、可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイは、防火水槽又は淡水貯水池の淡水だけでなく、海水も利用できる。また、淡水貯水池を水源として利用する際の取水方法は、淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースを使用する方法と、そのホースを使用せずに淡水貯水池から直接取水する方法がある。

(b) 漏えい緩和

使用済燃料プール内側から漏えいしている場合に、シーリング材を張り付けたステンレス鋼板を使用済燃料プール開口

部付近までロープで吊り下ろし，漏えいするプール水の流れやプール水による水圧を利用して開口部を塞ぐことで漏えいを緩和する手段がある。

この手段では漏えいを緩和できない場合があること，重いステンレス鋼板を使用するため作業効率が悪いことから，今後得られた知見を参考に，より効果的な漏えい緩和策を取り入れていく。

漏えい緩和で使用する資機材は以下のとおり。

- ・ シール材
- ・ 接着剤
- ・ ステンレス鋼板
- ・ 吊り降ろしロープ

(c) 大気への放射性物質の拡散抑制

重大事故等により，使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において，大気へ放射性物質が拡散するおそれがある場合は，原子炉建屋放水設備により大気への放射性物質の拡散を抑制する手段がある。

大気への放射性物質の拡散抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）
- ・ ホース
- ・ 放水砲
- ・ 燃料補給設備

なお、大気への放射性物質の拡散抑制の操作手順については、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

燃料プールスプレイで使用する設備のうち、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース・接続口、燃料プール代替注水系配管・弁、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイヘッド、使用済燃料プール及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。防火水槽及び淡水貯水池は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

大気への放射性物質の拡散抑制で使用する設備のうち、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、ホース、放水砲及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料 1.11.1）

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減することができる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に

有効な設備であるため，自主対策設備として位置付ける。

あわせて，その理由を示す。

- ・シール材，接着剤，ステンレス鋼板，吊り降ろしロープ

漏えい箇所により漏えいを緩和できない場合があり，また，プラントの状況によって使用済燃料プールへのアクセスができない場合があるが，使用できれば漏えいを抑制する手段として有効である。

c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールの監視

重大事故等時において，使用済燃料プールの水位，水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定するための手段がある。

使用済燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）は以下のとおり。

- ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）
- ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）
- ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）

(b) 代替電源による給電

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合において、使用済燃料プールの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料プール監視計器へ給電する手段がある。

代替電源による給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 第二代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 所内蓄電式直流電源設備
- ・ 可搬型直流電源設備

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

使用済燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）のうち、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替電源による給電で使用する設備のうち、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料 1.11.1)

以上の重大事故等対処設備により，使用済燃料貯蔵プールの水位，水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。

・ 第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが，常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから，健全性が確認できた場合において，重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

d. 重大事故等時における使用済燃料プールの除熱のための対応手段及び設備

(a) 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱

燃料プール冷却浄化系が全交流動力電源喪失により起動できない場合は，常設代替交流電源設備，第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給することで燃料プール冷却浄化系の電源を確保し，原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで使用済燃料プールを除熱する手段がある。

代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系によ

る使用済燃料プールの除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プール冷却浄化系ポンプ
- ・使用済燃料プール
- ・燃料プール冷却浄化系熱交換器
- ・燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ
- ・原子炉補機冷却系
- ・代替原子炉補機冷却系
- ・常設代替交流電源設備
- ・第二代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱で使用する設備のうち、燃料プール冷却浄化系ポンプ、使用済燃料プール、燃料プール冷却浄化系熱交換器、燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ、代替原子炉補機冷却系、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また、原子炉補機冷却系は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅

されている。

(添付資料 1.11.1)

以上の重大事故等対処設備により，燃料プール冷却浄化系が全交流動力電源喪失により起動できない場合においても，燃料プール冷却浄化系の電源を確保し，使用済燃料プールを除熱することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・ 第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが，常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから，健全性が確認できた場合において，重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

e. 手順等

上記「a. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備」，「b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備」，「c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備」及び「d. 重大事故等時における使用済燃料プールの除熱のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員及び緊急時対策要員の対応として

事故時運転操作手順書（徴候ベース）（以下「EOP」という。）、事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）、事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）（以下「停止時 EOP」という。）、AM 設備別操作手順書及び多様なハザード対応手順に定める（第 1.11.1 表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第 1.11.2 表，第 1.11.3 表）。

（添付資料 1.11.2）

1.11.2 重大事故等時の手順

1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順

(1) 燃料プール代替注水

- a. 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，防火水槽又は淡水貯水池を水源として可搬型代替注水ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。

可搬型代替注水ポンプ（A-1級）1台又は（A-2級）1台により，常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水が可能である。

可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）で送水が可能となるよう準備を行うが，可搬型代替注水ポンプ（A-1級）の準備ができない場合は，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）で常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，

復旧が見込めない場合。

(b) 操作手順

手順の対応フローを第 1.11.2 図、第 1.11.4 図及び第 1.11.5 図に、概要図を第 1.11.6 図に、タイムチャートを第 1.11.7 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、「1.11.2.3(1)a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により冷却装置の起動が完了していること及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水準備として可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）の配備及びホースの接続を依頼する。
- ④緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）の配備及びホースの接続を行い、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）による送水準備完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

- ⑤当直長は当直副長からの依頼に基づき、燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水開始を緊急時対策本部に依頼する。
- ⑥当直副長は、中央制御室運転員に燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水状況について、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度による確認を指示する。
- ⑦緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）又は（A-2級）起動後、使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁又は使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁のどちらかを開操作して送水流量を規定流量に調整し、送水開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑧中央制御室運転員 A は、使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度により確認し、当直副長に報告する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、使用済燃料

プールの水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に維持するよう、可搬型代替注水ポンプの間欠運転又は現場での流量調整を緊急時対策本部に依頼する。

(c) 操作の成立性

防火水槽を水源とし、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへの注水開始まで110分以内で可能である。

淡水貯水池を水源とし、あらかじめ敷設してあるホースを使用した場合の常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへの注水開始まで115分以内で可能である。

また、淡水貯水池を水源とし、あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合の常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへの注水開始まで330分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作

業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料 1.11.3-1)

- b. 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、防火水槽又は淡水貯水池を水源として可搬型代替注水ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。

可搬型代替注水ポンプ（A-1級）1台又は（A-2級）1台により、可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が可能である。

可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）で送水が可能となるよう準備を行うが、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）の準備ができない場合は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）で可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水ができない場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

(b) 操作手順

手順の対応フローを第 1.11.2 図、第 1.11.4 図及び第 1.11.5 図に、概要図を第 1.11.8 図に、タイムチャートを第 1.11.9 図及び第 1.11.10 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、「1.11.2.3(1)a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により冷却装置の起動が完了していること及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。
- ③^aSFP 可搬式接続口使用の場合
当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水準備として可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）の配備及びホースの接続を依頼する。
- ③^b原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合

可搬型代替注水ポンプ（A-1級）又は（A-2級）の配備，ホースの接続及び原子炉建屋扉外側の防潮扉の開放を依頼する。

④^aSFP 可搬式接続口使用の場合

現場運転員 C 及び D は，燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水の系統構成として，原子炉建屋地上 1 階 SFP 可搬式接続口（原子炉建屋南側）から南東側階段を經由して燃料取替床までホースを敷設し，燃料取替床にて可搬型スプレイヘッドを設置しホースと接続する。

④^b 原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合

現場運転員 C 及び D は，原子炉建屋扉内側から北西側階段を經由して燃料取替床までホースを敷設し，燃料取替床にて可搬型スプレイヘッドを設置しホースと接続する。

⑤^aSFP 可搬式接続口使用の場合

現場運転員 C 及び D は，燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水の系統構成として，SFP 接続口内側隔離弁の全開操作を実施する。

⑤^b 原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合

現場運転員 C 及び D は，可搬型代替注水ポンプとのホースの接続のために原子炉建屋扉の開放を実施する。緊急時対策要員は，原子炉建屋扉外側の防潮扉を開放し，現場運転員による原子炉建屋扉の開放操作完了後，

原子炉建屋内に敷設されたホースとの接続を実施する。

⑥ 緊急時対策要員は，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）の配備及びホースの接続を行い，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）による送水準備完了について緊急時対策本部に報告する。また，緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑦ 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水開始を緊急時対策本部に依頼する。

⑧ 当直副長は，中央制御室運転員に燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水状況について使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度による確認を指示する。

⑨^a SFP 可搬式接続口使用の場合

緊急時対策要員は，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）起動後，SFP 接続口外側隔離弁を開操作して送水流量を規定流量に調整し，送水開始について緊急時対策本部に報告する。また，緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑨^b 原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合

緊急時対策要員は，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）起動後，送水流量を規定流量に調整し，送水開始について緊急時対策本部に報告する。ま

た、緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑩中央制御室運転員 A は、使用済燃料プールへの注水が開始されたことを使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度により確認し、当直副長に報告する。

⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、使用済燃料プールの水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に維持するよう、可搬型代替注水ポンプの間欠運転又は現場での流量調整を緊急時対策本部に依頼する。

(c) 操作の成立性

可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水操作のうち、運転員が実施する原子炉建屋での系統構成を 1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合に必要な時間は約 65 分である。

また、可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での燃料プール代替注水系による送水操作に必要な 1 ユニット当たりの要員数及び所要時間は以下のとおり。

[防火水槽を水源とした送水]

緊急時対策要員 2 名にて実施し，SFP 可搬式接続口を使用した場合：約 110 分

緊急時対策要員 2 名にて実施し，原子炉建屋大物搬入口から接続した場合：約 120 分

[淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）]

緊急時対策要員 4 名にて実施し，SFP 可搬式接続口を使用した場合：約 115 分

緊急時対策要員 4 名にて実施し，原子炉建屋大物搬入口から接続した場合：約 120 分

[淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）]

緊急時対策要員 6 名にて実施し，SFP 可搬式接続口を使用した場合：約 330 分

緊急時対策要員 6 名にて実施し，原子炉建屋大物搬入口から接続した場合：約 340 分

可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水操作は，作業開始を判断してから燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水開始まで約 340 分で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるよう，使用する資機材は作業場所近傍に配備す

る。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

室温は、事象初期に可搬型スプレイヘッドの設置を実施するため通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.11.3-2)

c. 消火系による使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、消火系による使用済燃料プールへの注水を行う。ろ過水タンクを水源としてディーゼル駆動消火ポンプにより残留熱除去系洗浄水ラインから残留熱除去系最大熱負荷ラインを經由して使用済燃料プールへ注水する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水ができず、消火系が使用可能な場合^{*1}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。

- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

※1:設備に異常がなく、燃料及び水源（ろ過水タンク）が確保されている場合

(b) 操作手順

消火系による使用済燃料プールへの注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.11.2 図、第 1.11.4 図及び第 1.11.5 図に、概要図を第 1.11.11 図に、タイムチャートを第 1.11.12 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に消火系による使用済燃料プールへの注水準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に消火系による使用済燃料プールへの注水準備のためディーゼル駆動消火ポンプの起動を依頼する。
- ③現場運転員 C 及び D は、消火系による使用済燃料プールへの注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ④中央制御室運転員 A 及び B は、消火系による使用済燃料プールへの注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤中央制御室運転員 A 及び B は、復水補給水系バイパス

流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全開操作を実施する。

- ⑥中央制御室運転員 A 及び B は，消火系による使用済燃料プールへの注水の系統構成として，復水補給水系消火系第 1，第 2 連絡弁の全開操作及び残留熱除去系燃料プール側第一出口弁 (B)，第二出口弁の全開操作を実施し，当直副長に消火系による使用済燃料プールへの注水準備完了を報告する。
- ⑦5 号炉運転員は，ディーゼル駆動消火ポンプの起動完了について緊急時対策本部に報告する。また，緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑧当直長は，当直副長からの依頼に基づき，消火系による使用済燃料プールへの注水開始を緊急時対策本部に報告する。
- ⑨当直副長は，中央制御室運転員に消火系による使用済燃料プールへの注水開始を指示する。
- ⑩中央制御室運転員 A 及び B は，残留熱除去系洗浄水弁 (B) の全開操作を実施する。
- ⑪中央制御室運転員 A 及び B は，使用済燃料プールへの注水が始まったことを使用済燃料貯蔵プール監視カメラ，復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 指示値の上昇，使用済燃料貯蔵プール水位指示値の上昇により確認し当直副長に報告するとともに，使用済燃料プールの水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に維持する。

⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系による使用済燃料プールへの注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び5号炉運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による使用済燃料プールへの注水開始まで約30分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

（添付資料 1.11.3-3）

(2) 漏えい抑制

a. サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制

サイフォン現象により使用済燃料プールディフューザ配管から使用済燃料プール水の漏えいが発生し、サイフォンブレイク孔位置まで使用済燃料プールの水位が低下した場合は、サイフォンブレイク孔からの空気の流入によりサイフォン現象の継続が停止し、使用済燃料プール水の流出が停止することを確認する。その後、現場の手動弁操作により破断箇所を系統から隔離する。

また、サイフォンブレイク孔の機能が喪失した場合は、サイフォン現象が継続することから、隔離により使用済燃料プール水の流出を停止させる。

(a) 手順着手の判断基準

燃料プール水位低警報が発生した場合。

(b) 操作手順

サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.11.2 図から第 1.11.5 図に、概要図を第 1.11.13 図に、タイムチャートを第 1.11.14 図に示す。

[有効性評価想定事故 2 残留熱除去系（最大熱負荷モード）運転時における配管からの漏えい発生の例]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に使用済燃料プール水位低下の要因の調査を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、使用済燃料プールの漏えいを示す警報（使用済燃料プールライナードレン漏えい大、使用済燃料プールゲート/RPV・PCV 間漏えい大）の発生の有無を確認する。
- ③中央制御室運転員 A 及び B は、要因調査の結果から漏えいの発生している残留熱除去系（最大熱負荷モード）の運転を停止し、隔離可能な電動弁にて隔離操作を実施する。
- ④当直副長は、中央制御室運転員に残留熱除去系（最大

熱負荷モード) の運転の停止及び電動弁での隔離操作後，使用済燃料プールの水位がサイフォンブレイク孔露出水位付近で安定することの確認を指示する。

⑤中央制御室運転員 A は，使用済燃料貯蔵プール水位・温度及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて使用済燃料プールの水位を監視し，サイフォンブレイク孔露出水位付近での水位低下状況を当直副長に報告する。

⑥当直副長は，使用済燃料プールの水位低下が継続している場合，サイフォン現象が継続していると判断し，現場運転員に現場での隔離操作を指示する。

⑦現場運転員 C 及び D は，破断箇所を系統から隔離するため，現場での手動操作による燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁の全閉操作を実施するとともに，隔離による漏えいの停止を確認する。

⑧中央制御室運転員 A は，現場での隔離操作によってサイフォン現象が停止し，使用済燃料プールの水位が安定したことを確認する。

また，使用済燃料プールの水位が使用済燃料プール水位低レベル以上となるまで注水する。

(注水手段及び手順については，「(1)a. 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水)」，「(1)b. 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水)」及び「(1)c. 消火系による使用済燃料プールへの注水」の

操作手順と同様である。)

(c) 操作の成立性

上記の現場操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからサイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制まで90分以内で可能である。

なお、プラント停止中の運転員の体制においては、中央制御室対応は当直副長の指揮のもと中央制御室運転員1名にて作業を実施する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.11.3-4)

1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応
手順

(1) 燃料プールスプレイ

- a. 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水/海水）

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）1台及び（A-2級）2台により、

常設スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する。

なお、可搬型代替注水ポンプは（A-2級）2台を並列に連結し、更に可搬型代替注水ポンプ（A-1級）1台を直列に連結して使用する。（接続方法を第 1.11.15 図に示す。）

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能な TV モニタにて確認した場合。

(b) 操作手順

燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.11.2 図、第 1.11.4 図及び第 1.11.5 図に、概要図を第 1.11.15 図に、タイムチャートを第 1.11.16 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備開始を指示する。

- ②中央制御室運転員 A は、「1.11.2.3(1)a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により冷却装置の起動が完了していること及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備として可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）の配備及びホースの接続を依頼する。
- ④緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を第 1.11.15 図に示す接続方法となるよう配備及びホースの接続を行い、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）による送水準備完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑤当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイの開始を緊急時対策本部に依頼する。
- ⑥当直副長は、中央制御室運転員に燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ状況について、使用済燃料貯蔵プール監視カメラによる確認を指示する。
- ⑦緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）

及び（A-2 級）起動後，使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁又は使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁のどちらかを開操作して送水流量を規定流量に調整し，送水開始について緊急時対策本部に報告する。また，緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑧中央制御室運転員 A は，使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことを使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより確認し当直副長に報告するとともに，使用済燃料プール内の燃料へ均等にスプレイされていること及び使用済燃料プールがオーバーフローしていないことを監視する。

⑨当直長は，当直副長からの依頼に基づき，燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

(c) 操作の成立性

防火水槽を水源とし，常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ操作は，1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 3 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから使用済燃料プールへのスプレイ開始まで 125 分以内で可能である。

淡水貯水池を水源とし，あらかじめ敷設してあるホースを使用した場合の常設スプレイヘッドを使用した使用済燃

料プールへのスプレイ操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへのスプレイ開始まで140分以内で可能である。

また、淡水貯水池を水源とし、あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合の常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名、緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへのスプレイ開始まで330分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料 1.11.3-1)

- b. 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水/海水）

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に常設ス

プレイヘッドを優先して使用するが、外的要因(航空機衝突又は竜巻等)により、常設プレイヘッドの機能が喪失した場合は、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)1台、又は(A-2級)2台により、可搬型プレイヘッドを使用したスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する。

なお、可搬型代替注水ポンプは(A-1級)1台及び(A-2級)1台を直列に連結、又は(A-2級)2台を直列に連結して使用する。(接続方法を第1.11.17図に示す。)

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至り、常設プレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイができない場合。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能なTVモニタにて確認した場合。

(b) 操作手順

(可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)1台使用した場合)

燃料プール代替注水系による可搬型プレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ手順の概要は以下の

とおり。手順の対応フローを第 1.11.2 図、第 1.11.4 図及び第 1.11.5 図に、概要図を第 1.11.17 図に、タイムチャートを第 1.11.18 図及び第 1.11.19 図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイの準備開始を指示する。

②中央制御室運転員 A は、「1.11.2.3(1)a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により冷却装置の起動が完了していること及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。

③^aSFP 可搬式接続口使用の場合

当直長は当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ準備として可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）の配備及びホースの接続を依頼する。

③^b原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）の配備、ホースの接続及び原子炉建屋扉外側の防潮扉の開放を依頼する。

④^aSFP 可搬式接続口使用の場合

現場運転員 C 及び D は、燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへ

のスプレイの系統構成として、原子炉建屋地上 1 階 SFP 可搬式接続口（原子炉建屋南側）から南東側階段を經由して燃料取替床までホースを敷設し、燃料取替床にて可搬型スプレイヘッドを設置しホースと接続する。

④^b 原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合

現場運転員 C 及び D は、原子炉建屋扉内側から北西側階段を經由して燃料取替床までホースを敷設し、燃料取替床にて可搬型スプレイヘッドを設置しホースと接続する。

⑤^a SFP 可搬式接続口使用の場合

現場運転員 C 及び D は、燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイの系統構成として、SFP 接続口内側隔離弁の全開操作を実施する。

⑤^b 原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合

現場運転員 C 及び D は、可搬型代替注水ポンプとのホースの接続のために原子炉建屋扉の開放を実施する。緊急時対策要員は、原子炉建屋扉外側の防潮扉を開放し、現場運転員による原子炉建屋扉の開放操作完了後、原子炉建屋内に敷設されたホースとの接続を実施する。

⑥ 緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）

と（A-2 級）が直列となるよう配備及びホースの接続を行い、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）による送水準備完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

- ⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイの開始を緊急時対策本部に依頼する。
- ⑧当直副長は、中央制御室運転員に燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ状況について、使用済燃料貯蔵プール監視カメラによる確認を指示する。
- ⑨^aSFP 可搬式接続口使用の場合
- 緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）起動後、SFP 接続口外側隔離弁を開操作して送水流量を規定流量に調整し、送水開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑨^b原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合
- 緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び（A-2 級）起動後、送水流量を規定流量に調整し、送水開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑩中央制御室運転員 A は、使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことを使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより確認し当直副長に報告するとともに、使用済燃料プール内の燃料へ均等にスプレイされていること及び使用済燃料プールがオーバーフローしていないことを監視する。

⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

(c) 操作の成立性

可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ操作のうち、運転員が実施する原子炉建屋での系統構成を1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合に必要な時間は約65分である。

また、可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での燃料プール代替注水系による送水操作に必要な1ユニット当たりの要員数及び所要時間は以下のとおり。

[防火水槽を水源とした送水]

緊急時対策要員2名にて実施し、SFP可搬式接続口を使用した場合：約125分

緊急時対策要員2名にて実施し、原子炉建屋大物搬入口から接続した場合：約135分

[淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）]

緊急時対策要員4名にて実施し、SFP可搬式接続口を使用した場合：約125分

緊急時対策要員4名にて実施し、原子炉建屋大物搬入口

から接続した場合：約 135 分

[淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）]

緊急時対策要員 6 名にて実施し，SFP 可搬式接続口を使用した場合：約 330 分

緊急時対策要員 6 名にて実施し，原子炉建屋大物搬入口から接続した場合：約 340 分

可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ操作は，作業開始を判断してから燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレイ開始まで約 340 分で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるよう，使用する資機材は作業場所近傍に配備する。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

室温は，事象初期に可搬型スプレイヘッドの設置を実施するため通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.11.3-2)

(2) 漏えい緩和

a. 使用済燃料プール漏えい緩和

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合において、あらかじめ準備している漏えい抑制のための資機材を用いて、使用済燃料プール内側からの漏えいを緩和する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至り、使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能な TV モニタにて確認した場合。

(b) 操作手順

使用済燃料プールからの漏えい緩和の手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第 1.11.20 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置の開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、「1.11.2.3(1)a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動」手順により冷却装置の起動が完了していること及び使用済燃料貯蔵プ

ール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。

③現場運転員 E 及び F は，ステンレス鋼板にシール材を接着させ，吊り降ろし用のロープを取り付けた後，貫通穴付近まで吊り下げ，手すり等に固縛・固定し，漏えい緩和措置が完了したことを当直副長に報告する。

④中央制御室運転員 A は，使用済燃料プールからの漏えい量が減少したことを使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度にて確認し，当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施する。作業開始を判断してから使用済燃料プールからの漏えい緩和措置完了まで約 2 時間で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるよう，使用する資機材は作業場所近傍に配備する。

1. 11. 2. 3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時又は使用済燃料プールから

の大量の水の漏えいが発生した場合，使用済燃料プール監視計器の環境条件は，使用済燃料プール水の沸騰による蒸散が継続し，高温（大気圧下のため 100℃を超えることはない。） ， 高湿度の環境が考えられるが，監視計器の構造及び位置により直接検出器の電気回路部等に接しないことから，監視計器を事故時環境下においても使用できる。

なお，使用済燃料貯蔵プール監視カメラについては，耐環境性向上のため冷気を供給することで冷却する。

使用済燃料プールの監視は，想定される重大事故等時においては，これらの計器を用いることで変動する可能性のある範囲を各計器がオーバーラップして監視する。また，各計器の計測範囲を把握した上で使用済燃料プールの水位，水温，上部空間線量率及び状態監視を行う。

また，使用済燃料プールの温度，水位及び上部の空間線量率の監視設備並びに監視カメラは，非常用所内電源設備から給電され，交流又は直流電源が必要な場合は，代替電源設備から電源が給電される。これらの監視設備を用いた使用済燃料プールの監視は運転員が行う。

(1) 使用済燃料プールの状態監視

通常時の使用済燃料プールの状態監視は，使用済燃料プール水位警報検出器（フロート式） ， 使用済燃料プール温度及び燃料貯蔵プールエリア放射線モニタにより実施する。

重大事故等時においては，重大事故等対処設備である使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） ， 使用済燃料貯蔵プール水

位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより，使用済燃料プールの水位，水温，上部空間線量率及び状態監視を行う。上記の重大事故等対処設備による監視計器は，常設設備であり設置を必要としない。また，通常時から常時監視が可能な設備であり，継続的に監視を実施する。

燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の機能が喪失している場合は，あらかじめ評価（使用済燃料配置変更ごとに行う空間線量率評価）し把握した相関（減衰率）関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。

a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。

(b) 操作手順

使用済燃料プールの状態監視に必要な監視カメラの空冷装置の起動手順の概要は以下のとおり。また，概要図を第 1.11.21 図に，タイムチャートを第 1.11.22 図に示す。

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に

使用済燃料貯蔵プール監視カメラの空冷装置の起動準備を指示する。

②中央制御室運転員 A は、使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて使用済燃料プールが視認できること及び空冷装置起動に必要な電源が確保されていることを確認する。

③現場運転員 C 及び D は、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置冷却空気止め弁の全開操作後、空冷装置を起動する。

④中央制御室運転員 A は、使用済燃料貯蔵プール監視カメラの状態に異常がないことを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動まで約 20 分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.11.3-5)

b. 代替電源による給電

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合、使用済燃料プールの状態を監視するため、代替電源により使用済燃料プ

ール監視計器へ給電する手順を整備する。

代替電源により使用済燃料プール監視計器へ給電する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの除熱のための 対応手順

(1) 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱

全交流動力電源の喪失により燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱機能の喪失が発生した場合、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により燃料プール冷却浄化系の電源を確保し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を実施する。なお、水源であるスキマサージタンクへの補給については、「1.11.2.1(1)a. 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）」、「1.11.2.1(1)b. 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）」又は「1.11.2.1(1)c. 消火系による使用済燃料プールへの注水」と同様の手順にて実施する。また、常設代替交流電源設備及び第二代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧母線 C 系及び D 系の受電が完了し，燃料プール冷却浄化系が使用可能な状態^{※1}である場合。

※1:設備に異常がなく，電源，水源（スキマサージタンク）及び原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系による補機冷却水が確保されている状態。

b. 操作手順（A 系のポンプ及び熱交換器を使用の例）

代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.11.2 図，第 1.11.4 図及び第 1.11.5 図に，概要図を第 1.11.23 図に，タイムチャートを第 1.11.24 図に示す。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱の準備開始を指示する。
- ②現場運転員 E 及び F は，燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要なポンプ，電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ③中央制御室運転員 A 及び B は，燃料プール冷却浄化系の起動に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていること，並びに補機冷却水が確保されて

いることを状態表示及びパラメータにて確認する。

- ④当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し，燃料プール冷却浄化系が使用可能か確認する。
- ⑤中央制御室運転員 A 及び B は，燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱の系統構成として，燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁，燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第二入口弁及び燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁を全閉操作，燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁 (A)，(B) の全閉確認を実施する。
- ⑥現場運転員 C 及び D は，燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱効率を上げるため，補機冷却水を通水していない熱交換器の燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 出口弁の全閉操作を実施する。
なお，燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 出口弁の操作場所は二次格納施設内であり，事象の進展によりアクセス困難となった場合は，全閉操作は実施しない。
- ⑦当直長は，当直副長からの依頼に基づき，燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱開始を緊急時対策本部に報告する。
- ⑧当直副長は，中央制御室運転員に燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱開始を指示する。
- ⑨中央制御室運転員 A 及び B は，燃料プール冷却浄化系

ろ過脱塩器バイパス弁(A)を微開とし、燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)の起動操作を実施する。

⑩中央制御室運転員 A 及び B は、燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)を調整開とし、FPC ポンプ(A)吐出流量指示値の上昇及び使用済燃料貯蔵プール温度指示値の低下により使用済燃料プールの除熱が開始されたことを確認する。

⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員4名にて作業を実施し、作業開始を判断してから燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱開始まで約45分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.6.3-6)

1.11.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに可搬型代替注水ポンプへの燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

防火水槽及びろ過水タンクへの水の補給手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制手順については、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

燃料プール冷却浄化系への代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

1.11.2.6 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手順の選択方法は以下のとおり。対応手順の選択フローチャートを第 1.11.25 図に示す。

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、燃料プール水位低又は温度高警報の発生により事象を把握するとともに、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて状態の監視を行う。

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールの水位が低下した場合は、その程度によらず、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を使用した使用済燃料プールへの注水又はスプレーが可能となるように準備する。可搬型代替注水ポ

ンプ（A-1 級）が使用できない場合は，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を準備するが，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）が使用できない場合は，消火系による使用済燃料プールへの注水を実施する。

なお，消火系による使用済燃料プールへの注水は，発電所構内（大湊側）における火災への対応や消火系を用いた原子炉冷却等の用途に用いられる可能性があることから，可搬型代替注水ポンプの使用を優先する。

可搬型代替注水ポンプによる使用済燃料プールへの注水又はスプレイを実施する際は，防火水槽を水源として使用し，防火水槽が使用できない場合は淡水貯水池を使用する。また，可搬型スプレイヘッドよりも系統構成が容易で使用済燃料プール近傍での現場操作がなく，スロッシング等により使用済燃料プールの水位が低下しても被ばくを低減できることから，常設スプレイヘッドの使用を優先する。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）による使用済燃料プールへの注水を実施しても使用済燃料プールの水位の低下が継続する場合は，漏えい量が緩和できればその後の対応に余裕が生じることから，漏えい緩和を実施する。ただし，漏えい緩和には不確定要素が多いことから，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）を使用した使用済燃料プールへのスプレイを実施する。可搬型代替注水ポンプが使用できず，使用済燃料プールへのスプレイが実施できない場合は，大気への放射性物質の拡散を抑制するための対応を実施する。

全交流動力電源の喪失により燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱機能の喪失が発生した場合は，常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により燃料プール冷却浄化系の電源を確保し，原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水の確保及び燃料プール代替注水により水源であるスキマサージタンクへの補給を行うことで，燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を実施する。

第 1.11.1 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書	
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	燃料プール代替注水系による常設スプレイ ヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (SFP 常設スプレイ)」
			防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5	自主対策設備	
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレイ ヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 可搬型スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による可搬型 SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (SFP 可搬型スプレイ)」
			防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5	自主対策設備	
		消火系による使用済燃料プールへの注水	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる SFP 注水」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」
		漏えい抑制	サイフォン防止機能 ※4	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※4:重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

※6:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2/3）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書		
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	-	ヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレー 燃料プール代替注水系による常設スプレー	可搬型代替注水ポンプ（A-1級） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ホース・接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 常設スプレーヘッド 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレー」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（SFP 常設スプレー）」	
			防火水槽 ※1，※5 淡水貯水池 ※1，※5	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「消防車による送水（SFP 常設スプレー）」	
		ヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレー 燃料プール代替注水系による可搬型スプレー	可搬型代替注水ポンプ（A-1級） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ホース・接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 可搬型スプレーヘッド 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による可搬型 SFP スプレー」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（SFP 可搬型スプレー）」	
	-	漏えい緩和	シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ	防火水槽 ※1，※5 淡水貯水池 ※1，※5	自主対策設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「SFP 水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「SFP 漏えい緩和」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」
				大気への放射性物質の拡散抑制	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用） ホース 放水砲 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備

※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※4: 重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

※5: 「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※6: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書	
重大事故等時における使用済燃料プールの監視	-	使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	AM 設備別操作手順書 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	
		代替電源による給電	常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内蓄電式直流電源設備 ※2 可搬型直流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	-
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
重大事故等時における使用済燃料プールの除熱	全交流動力電源	代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ 使用済燃料プール 燃料プール冷却浄化系熱交換器 燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ 代替原子炉補機冷却系 ※6 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「FPC による SFP 除熱」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」
			原子炉補機冷却系 ※6	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	

※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※4: 重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

※5: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

※6: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

第 1.11.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プール代替注水			
<p>事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレィ」 「消防車による可搬型 SFP スプレィ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」</p> <p>多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (SFP 常設スプレィ)」 「消防車による送水 (SFP 可搬型スプレィ)」</p>	<p>使用済燃料プールの監視</p>	<p>燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</p>	
		<p>電源</p>	<p>M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧</p>
		<p>水源の確保</p>	<p>防火水槽 淡水貯水池</p>
	<p>操作</p>	<p>使用済燃料プールの監視</p>	<p>燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 エリア放射線モニタ ・燃料貯蔵プール プロセス放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射能モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</p>
		<p>水源の確保</p>	<p>防火水槽 淡水貯水池</p>

監視計器一覧 (2/4)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 11. 2. 1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水			
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる SFP 注水」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧
		水源の確保	ろ過水タンク水位
	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 エリア放射線モニタ ・燃料貯蔵プール プロセス放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射能モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
		使用済燃料プールへの注水量	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)
		補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力
		水源の確保	ろ過水タンク水位
1. 11. 2. 1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (2) 漏えい抑制			
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
		操作	使用済燃料プールの監視

監視計器一覧 (3/4)

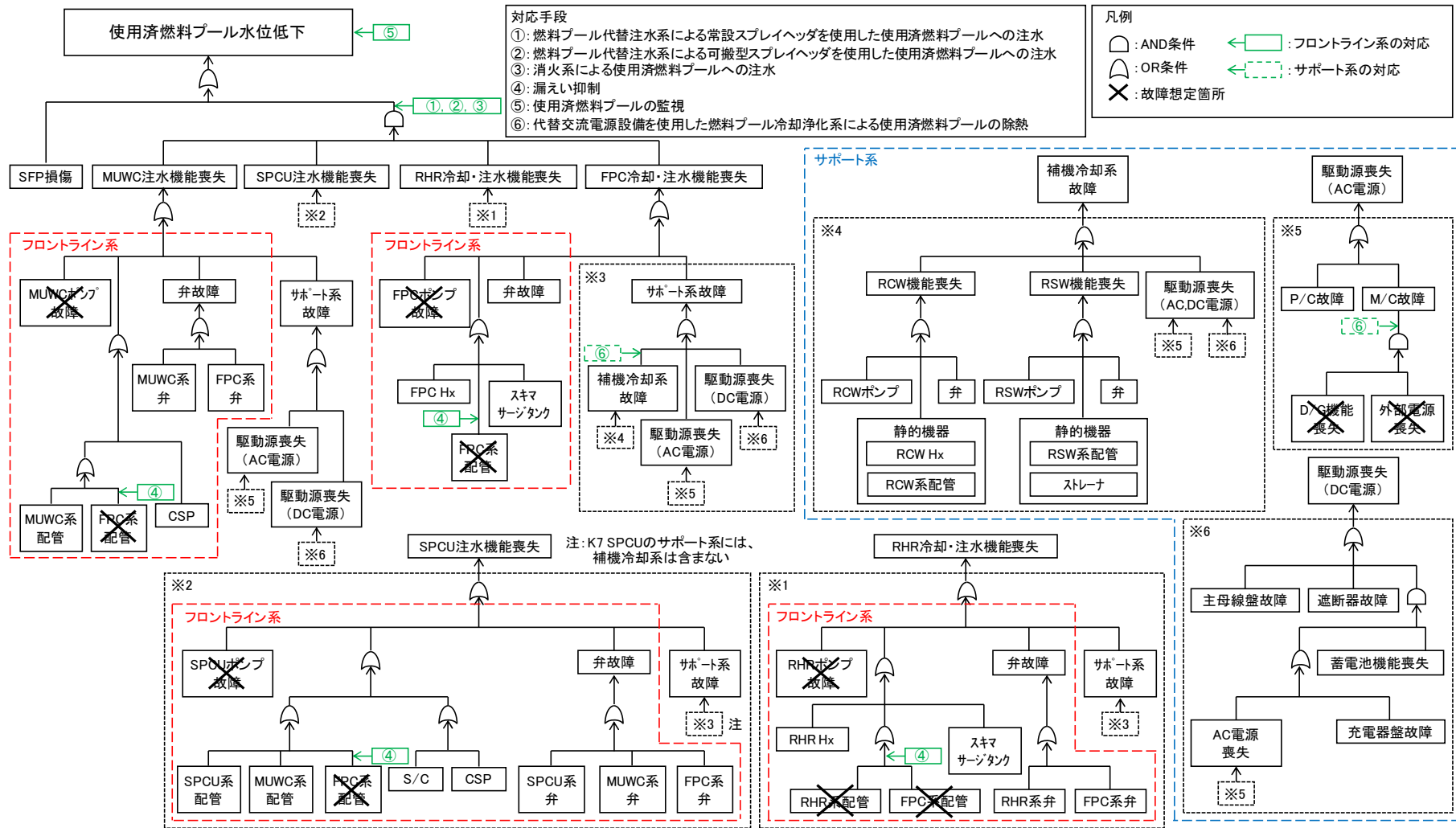
手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プールのスプレイ			
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」 「消防車による可搬型 SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (SFP 常設スプレイ)」 「消防車による送水 (SFP 可搬型スプレイ)」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧
		水源の確保	防火水槽 淡水貯水池
	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) スキマサージタンク水位 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度 エリア放射線モニタ ・燃料貯蔵プール プロセス放射線モニタ ・燃料取替エリア排気放射能モニタ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
		水源の確保	防火水槽 淡水貯水池
	1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (2) 漏えい緩和		
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「SFP 漏えい緩和」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
		操作	使用済燃料プールの監視

監視計器一覧 (4/4)

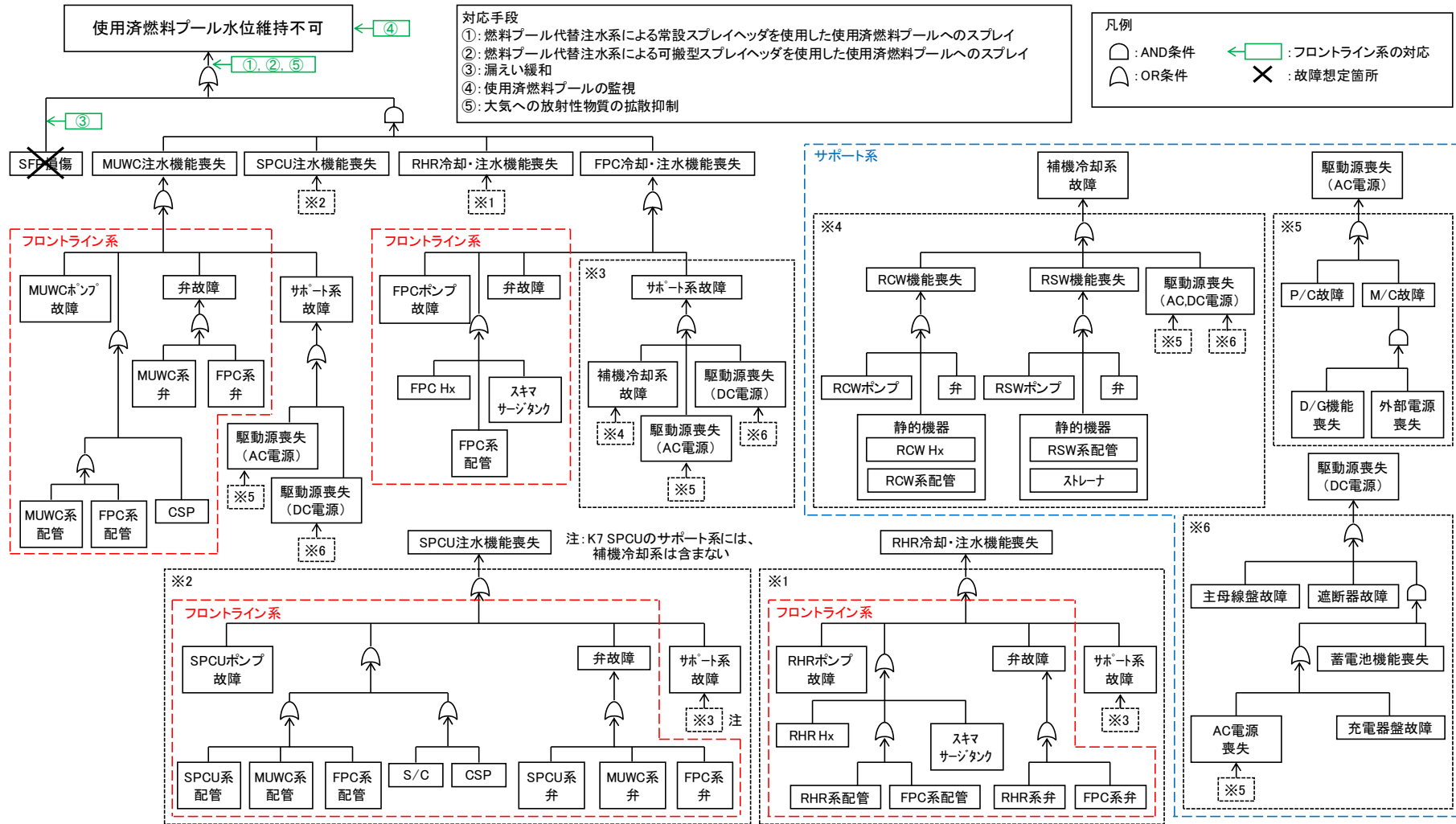
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの除熱のための対応手順 (1) 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱			
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「FPC による SFP 除熱」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ スキマサージタンク水位
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量
	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) スキマサージタンク水位 FPC ボンプ (A) 吐出流量 FPC ボンプ (B) 吐出流量 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア雰囲気温度

第 1.11.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p>	使用済燃料プール監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 所内蓄電式直流電源設備 可搬型直流電源設備 直流 125V A 系 直流 125V A-2 系 AM 用直流 125V MCC C 系
	燃料プール冷却浄化系ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C 系 (6 号炉) MCC D 系 (6 号炉) P/C C 系 (7 号炉) P/C D 系 (7 号炉)
	燃料プール冷却浄化系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C 系 MCC D 系
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用 A 系電源 計測用 B 系電源



第 1.11.1 図 機能喪失原因対策分析 (1/2)



第 1.11.1 図 機能喪失原因対策分析 (2/2)

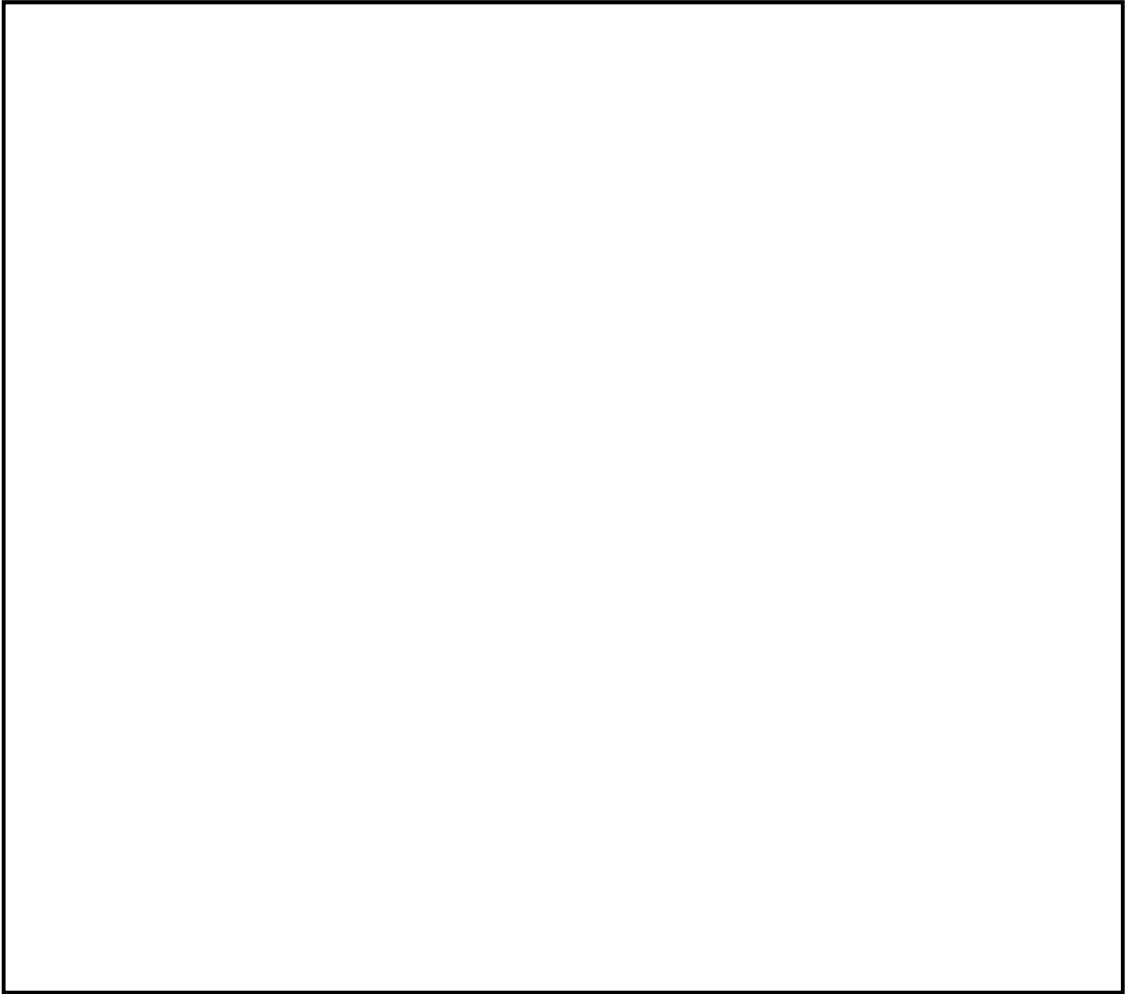
凡例: フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり

フロントライン系、サポート系の整理、故障の想定・対応手段

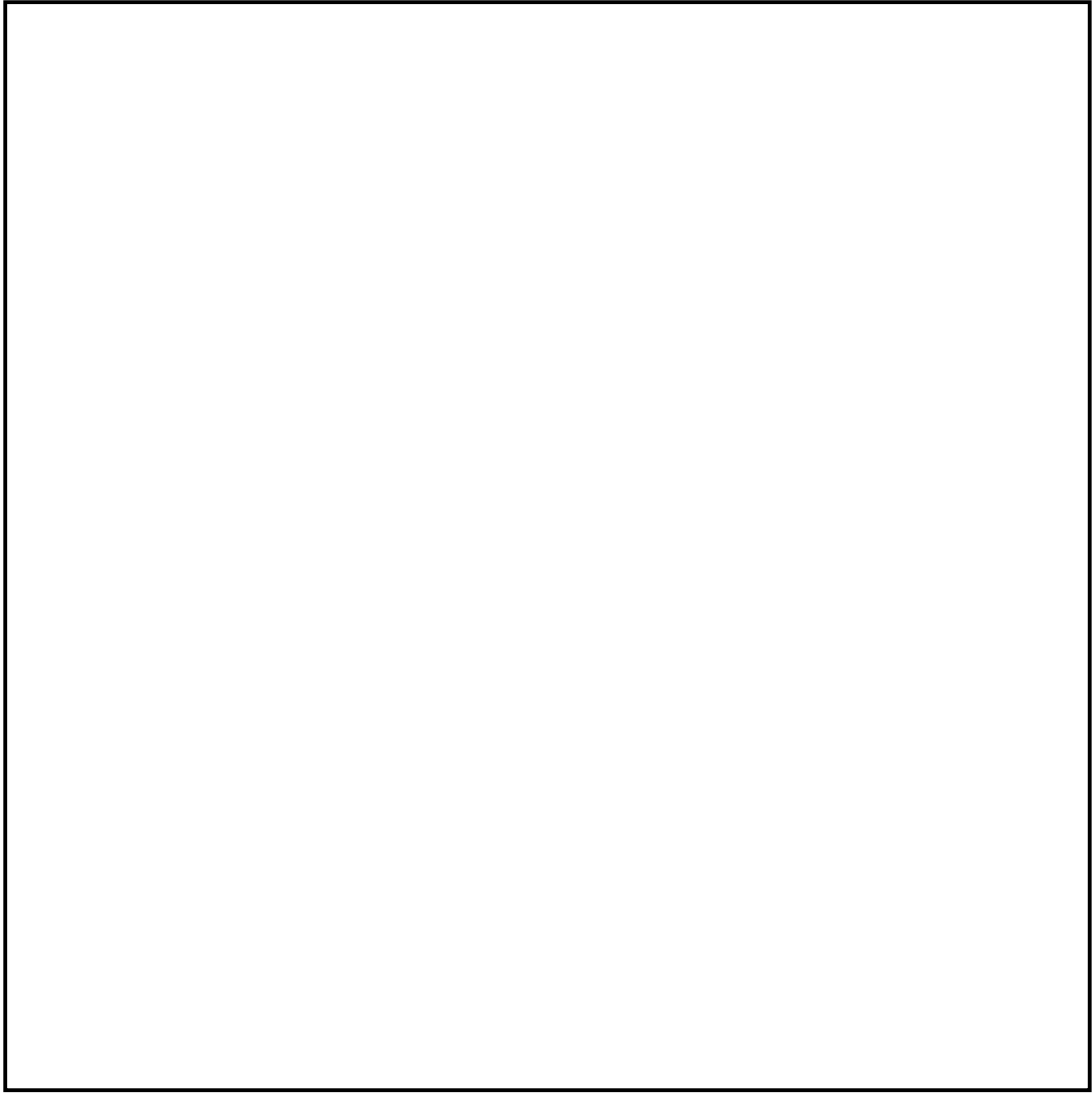
故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8	
SFP水位低下	FPCIによる冷却及び注水機能喪失	FPCポンプ故障							
		弁故障							
		静的機器故障	FPC Hx						
			配管 (FPC)						
			スキマサージタンク						
		補機冷却系故障	RCW機能喪失	RCWポンプ 弁					
				静的機器故障	RCW Hx 配管 (RCW)				
			RSW機能喪失	RSWポンプ 弁					
				静的機器故障	配管 (RSW) ストレーナ				
		駆動源喪失 (AC電源)	駆動源喪失 (AC電源)	P/C故障 M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失				
			主母線盤故障 遮断器故障						
		駆動源喪失 (DC電源)	駆動源喪失 (DC電源)	蓄電池機能喪失 充電器機能喪失	充電器盤故障 AC電源喪失	P/C故障 M/C故障			D/G機能喪失 外部電源喪失
	直流電源供給機能喪失								
	RHRによる冷却及び注水機能喪失	RHRポンプ故障							
		弁故障 (RHR, FPC)							
		静的機器故障	RHR Hx						
			配管 (RHR, FPC)						
			スキマサージタンク						
		補機冷却系故障	RCW機能喪失	RCWポンプ 弁					
				静的機器故障	RCW Hx 配管 (RCW)				
			RSW機能喪失	RSWポンプ 弁					
				静的機器故障	配管 (RSW) ストレーナ				
		駆動源喪失 (AC電源)	駆動源喪失 (AC電源)	P/C故障 M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失				
			主母線盤故障 遮断器故障						
		駆動源喪失 (DC電源)	駆動源喪失 (DC電源)	蓄電池機能喪失 充電器機能喪失	充電器盤故障 AC電源喪失	P/C故障 M/C故障			D/G機能喪失 外部電源喪失
	直流電源供給機能喪失								
	MUWCによる注水機能喪失	MUWCポンプ故障							
		弁故障 (MUWC, FPC)							
静的機器故障		配管 (MUWC, FPC)							
		CSP							
駆動源喪失 (AC電源)		駆動源喪失 (AC電源)	P/C故障 M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失					
		主母線盤故障 遮断器故障							
駆動源喪失 (DC電源)		駆動源喪失 (DC電源)	蓄電池機能喪失 充電器機能喪失	充電器盤故障 AC電源喪失	P/C故障 M/C故障			D/G機能喪失 外部電源喪失	
		直流電源供給機能喪失							
SPCUによる注水機能喪失		SPCUポンプ故障							
		弁故障 (SPCU, MUWC, FPC)							
		静的機器故障	配管 (SPCU, MUWC, FPC)						
			CSP, S/C						
	駆動源喪失 (AC電源)	駆動源喪失 (AC電源)	P/C故障 M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失					
		主母線盤故障 遮断器故障							
	駆動源喪失 (DC電源)	駆動源喪失 (DC電源)	蓄電池機能喪失 充電器機能喪失	充電器盤故障 AC電源喪失	P/C故障 M/C故障			D/G機能喪失 外部電源喪失	
		直流電源供給機能喪失							
	SFP水位維持不可	SFP損傷							

※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」をもとに、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

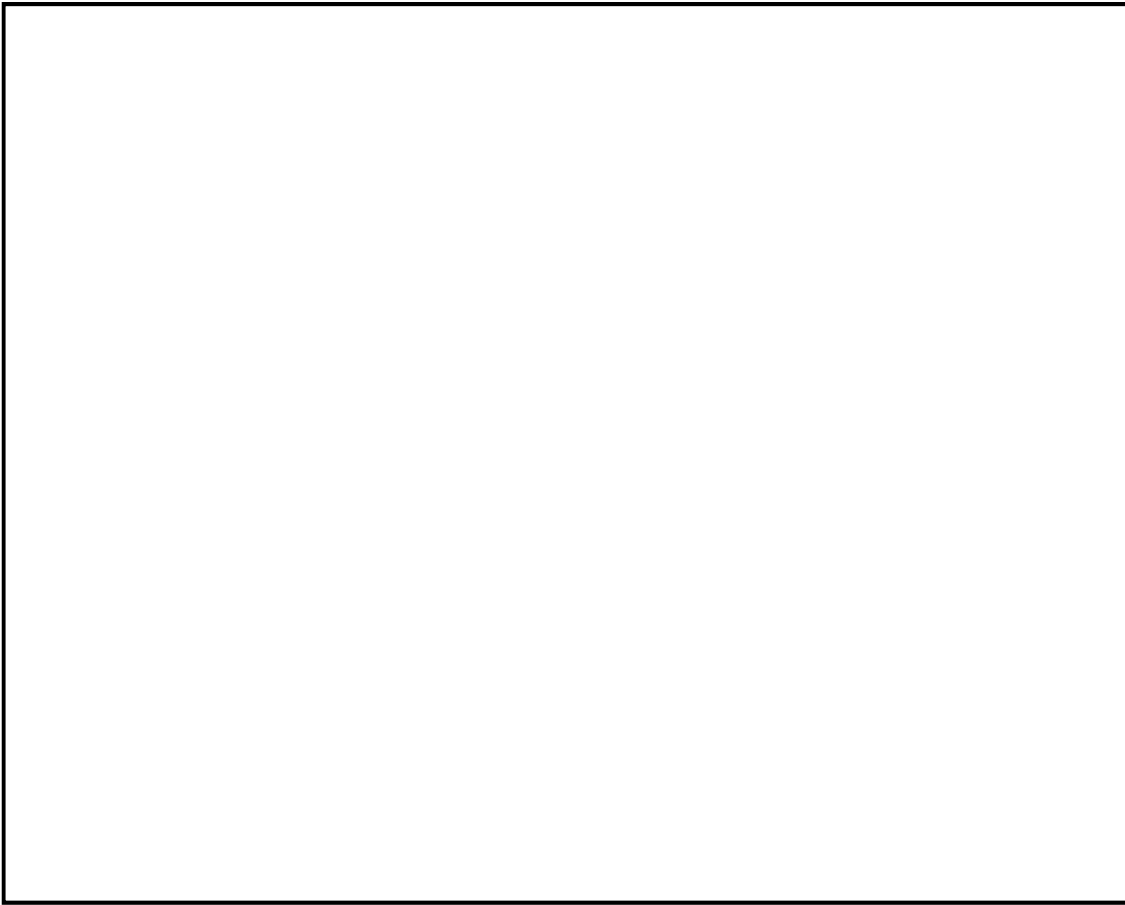
第 1.11.1 図 機能喪失原因対策分析 (補足)



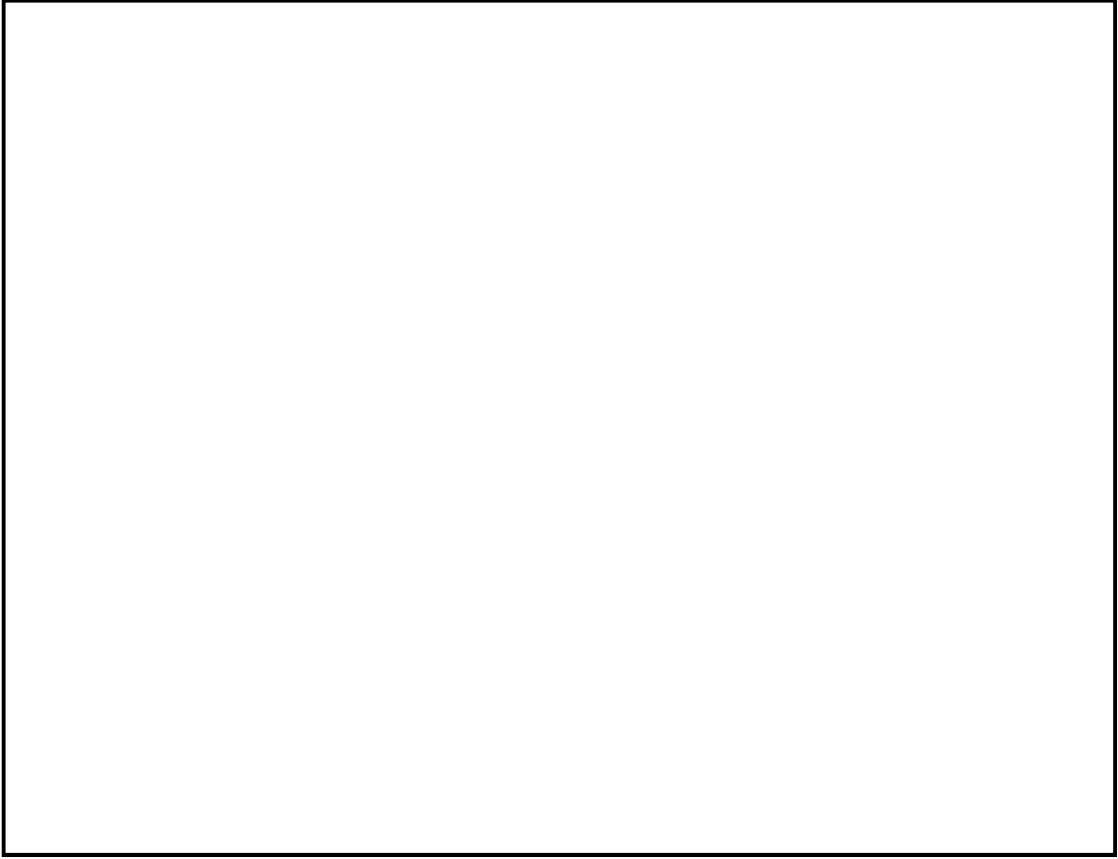
第 1.11.2 図 EOP「SFP 水位・温度制御」における対応フロー



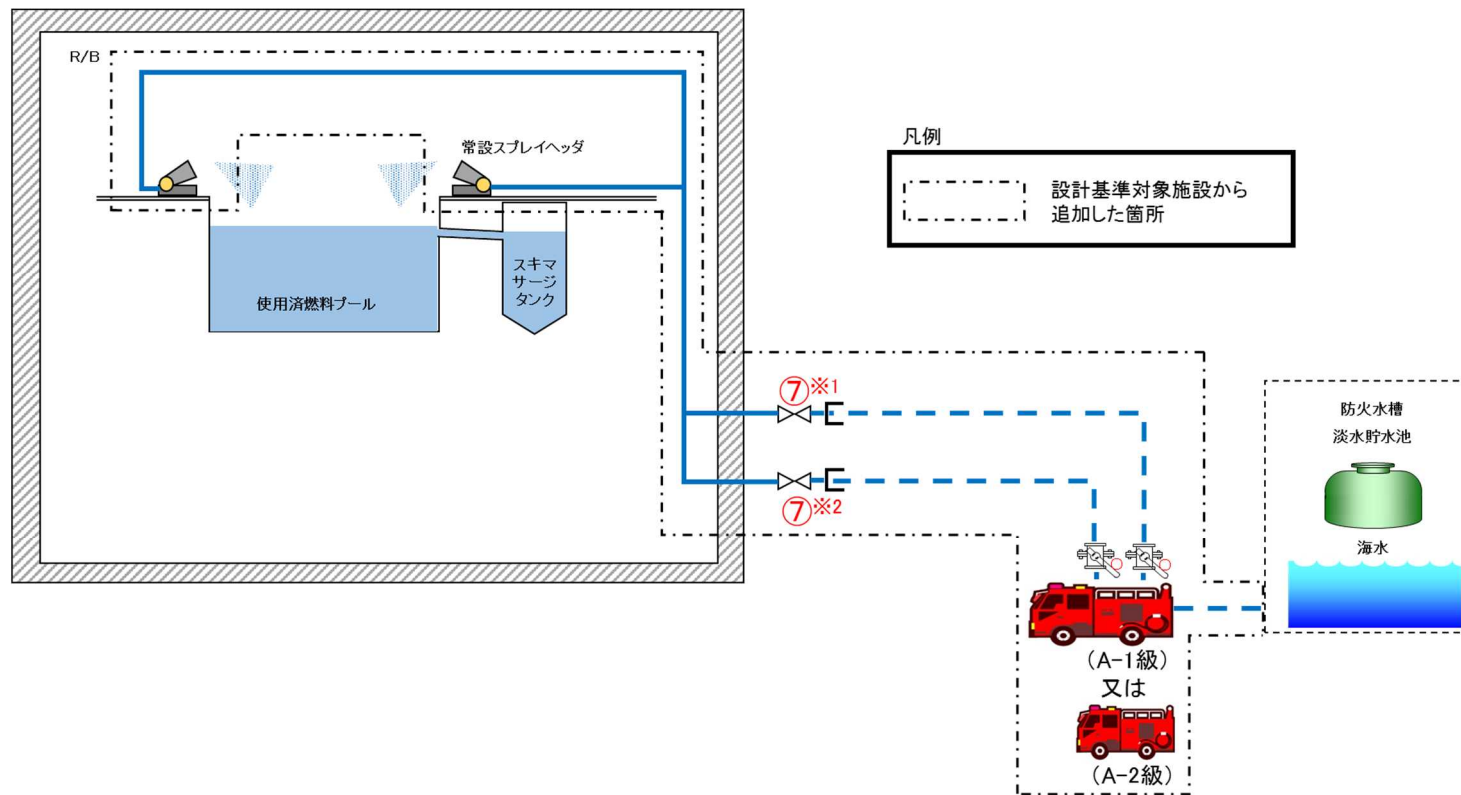
第 1. 11. 3 図 EOP「原子炉建屋制御」における対応フロー



第 1. 11. 4 図 停止時 EOP「SFP 原子炉水位・温度制御」における対応フロー

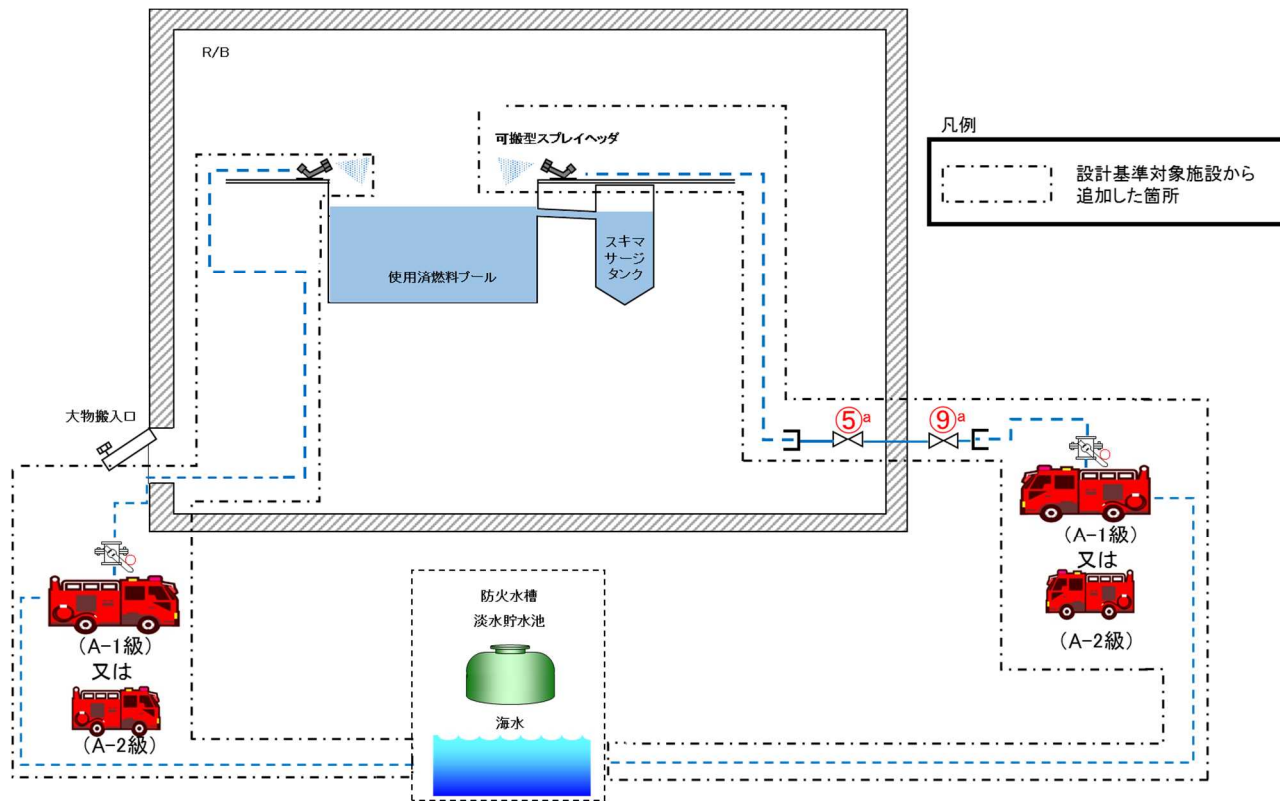


第 1.11.5 図 SOP「R/B 制御」における対応フロー



操作手順	弁名称
⑦※1	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁
⑦※2	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁

第 1.11.6 図 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した
使用済燃料プールへの注水（淡水/海水） 概要図



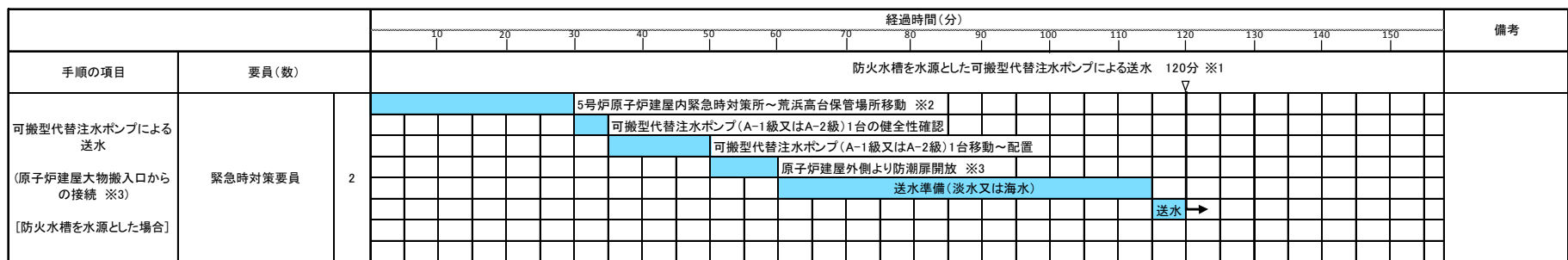
操作手順	弁名称
⑤ ^a	SFP接続口内側隔離弁
⑨ ^a	SFP接続口外側隔離弁

第 1.11.8 図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した
使用済燃料プールへの注水（淡水/海水） 概要図

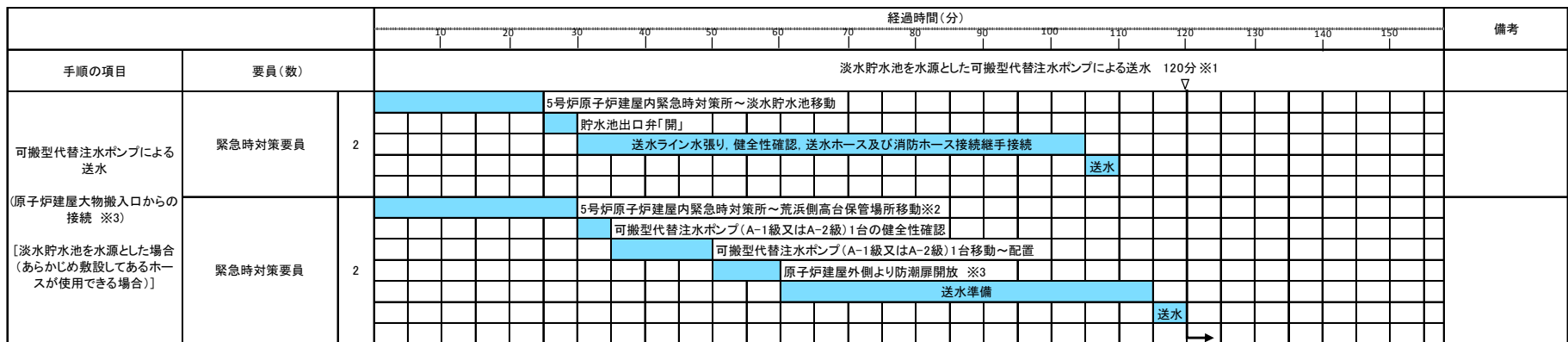
		経過時間(分)															備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150		
手順の項目	要員(数)	系統構成完了 65分																
燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水) (原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合 ※1)	中央制御室運転員 A	1	通信連絡設備準備, 使用済燃料プール監視カメラ状態確認															
	現場運転員 C, D	2	移動, ホース展開, ノズル設置															
			原子炉建屋内側より扉開放 ※1															

※1 SFP可搬式接続口を使用する場合は、「原子炉建屋内側より扉開放」作業が不要となるため、約50分で可能である。

第 1.11.9 図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した
使用済燃料プールへの注水(淡水/海水) (系統構成) タイムチャート



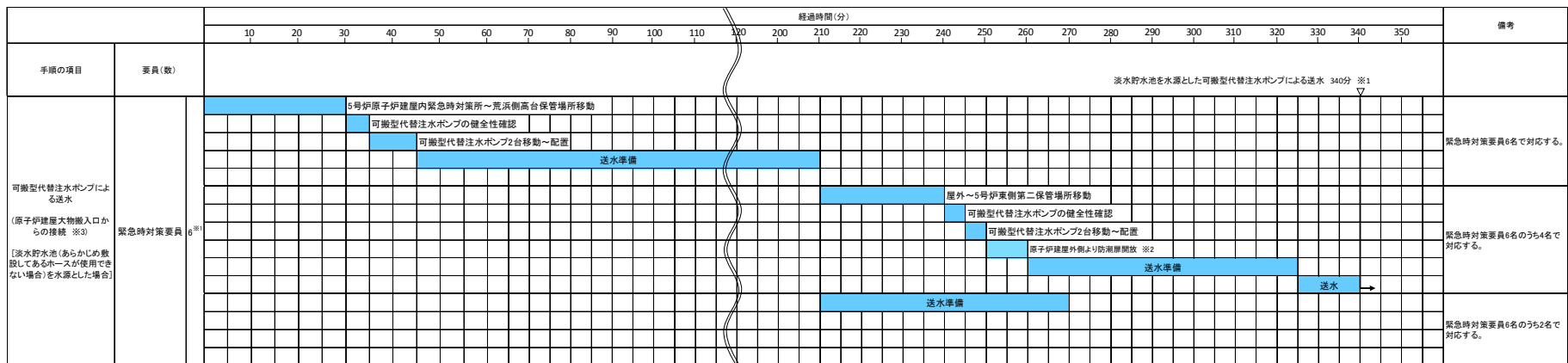
- ※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用した場合は、約100分で可能である。
大湊側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1級)を使用した場合は、約110分で可能である。
- ※2 5号炉東側第二保管場所への移動は10分、大湊側高台保管場所への移動は20分と想定する。
- ※3 SFP可搬式接続口を使用する場合は、「原子炉建屋外側より防潮扉開放」作業が不要となるため、約110分で可能である。



- ※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)又は大湊側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1級)を使用した場合は、約115分で可能である。
- ※2 5号炉東側第二保管場所への移動は10分、大湊側高台保管場所への移動は20分と想定する。
- ※3 SFP可搬式接続口を使用する場合は、「原子炉建屋外側より防潮扉開放」作業が不要となるため、約115分で可能である。

第 1.11.10 図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した

使用済燃料プールへの注水(淡水/海水) (可搬型代替注水ポンプによる送水) タイムチャート(1/2)



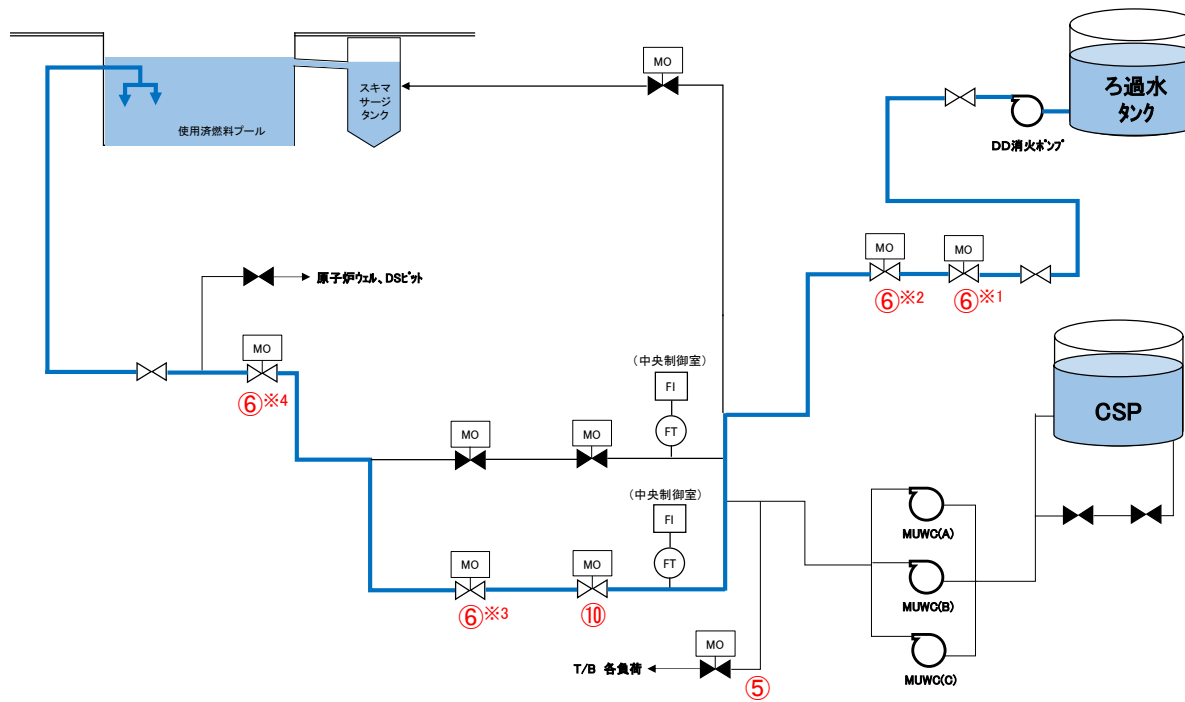
※1 緊急時対策要員6名で2ユニット分に対応した場合、6号炉への送水開始まで約340分、7号炉への送水開始まで約355分で可能である。

緊急時対策要員10名で2ユニット分に対応した場合、6号炉及び7号炉への送水開始まで約235分で可能である。

※2 SFP可搬式接続口を使用する場合は、「原子炉建屋外側より防潮扉開放」作業が不要となるため、約330分で可能である。

第 1.11.10 図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した

使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）（可搬型代替注水ポンプによる送水） タイムチャート（2/2）

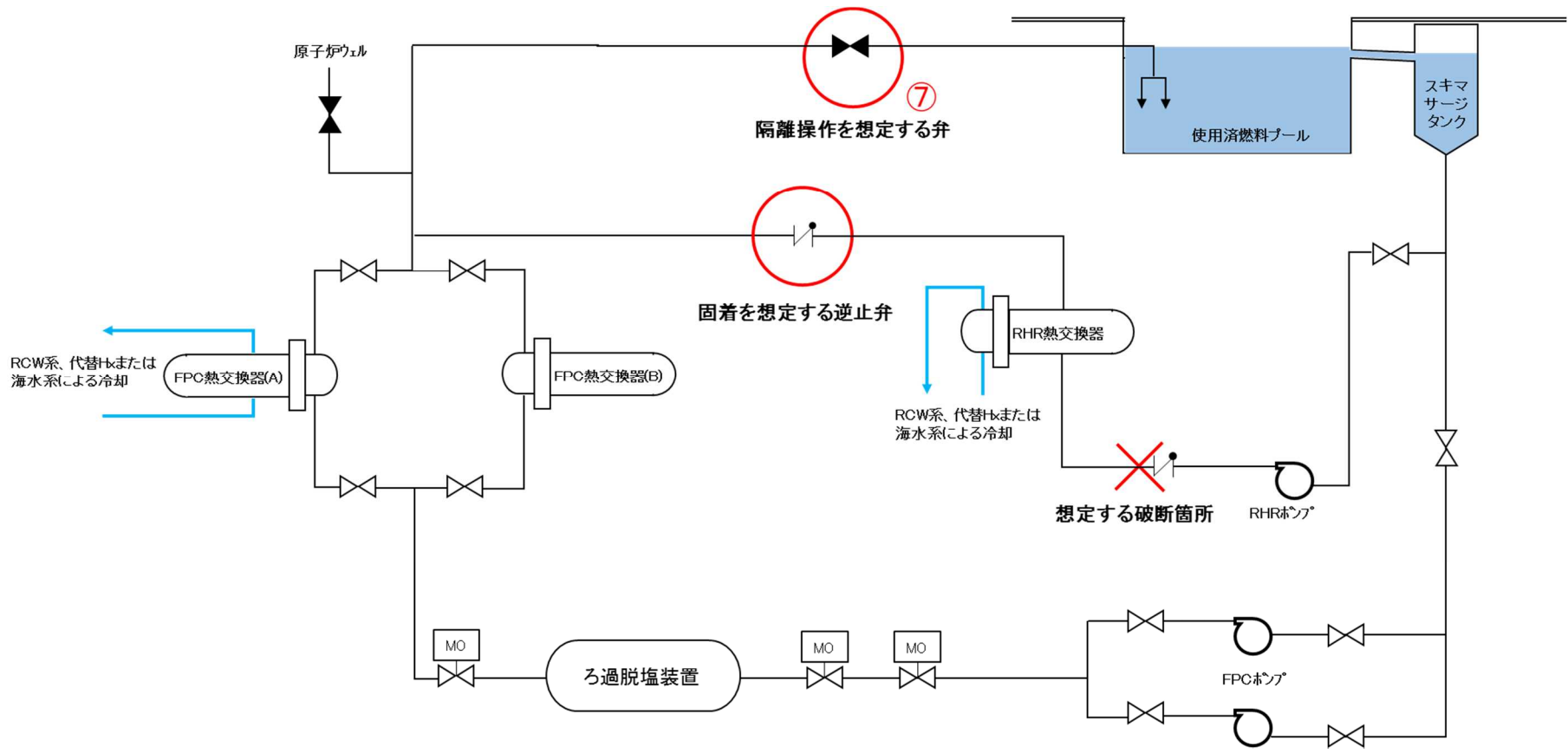


操作手順	弁名称
⑤	タービン建屋負荷遮断弁
⑥※1	復水補給水系消火系第1連絡弁
⑥※2	復水補給水系消火系第2連絡弁
⑥※3	残留熱除去系燃料プール側第一出口弁(B)
⑥※4	残留熱除去系燃料プール側第二出口弁
⑩	残留熱除去系洗浄水弁(B)

第 1.11.11 図 消火系による使用済燃料プールへの注水 概要図

		経過時間(分)												備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80							
手順の項目	要員(数)	30分 消火系による使用済燃料プールへの注水														
消火系による使用済燃料プールへの注水	中央制御室運転員 A, B	2														
	現場運転員 C, D	2														
5号炉運転員	2															

第 1.11.12 図 消火系による使用済燃料プールへの注水 タイムチャート

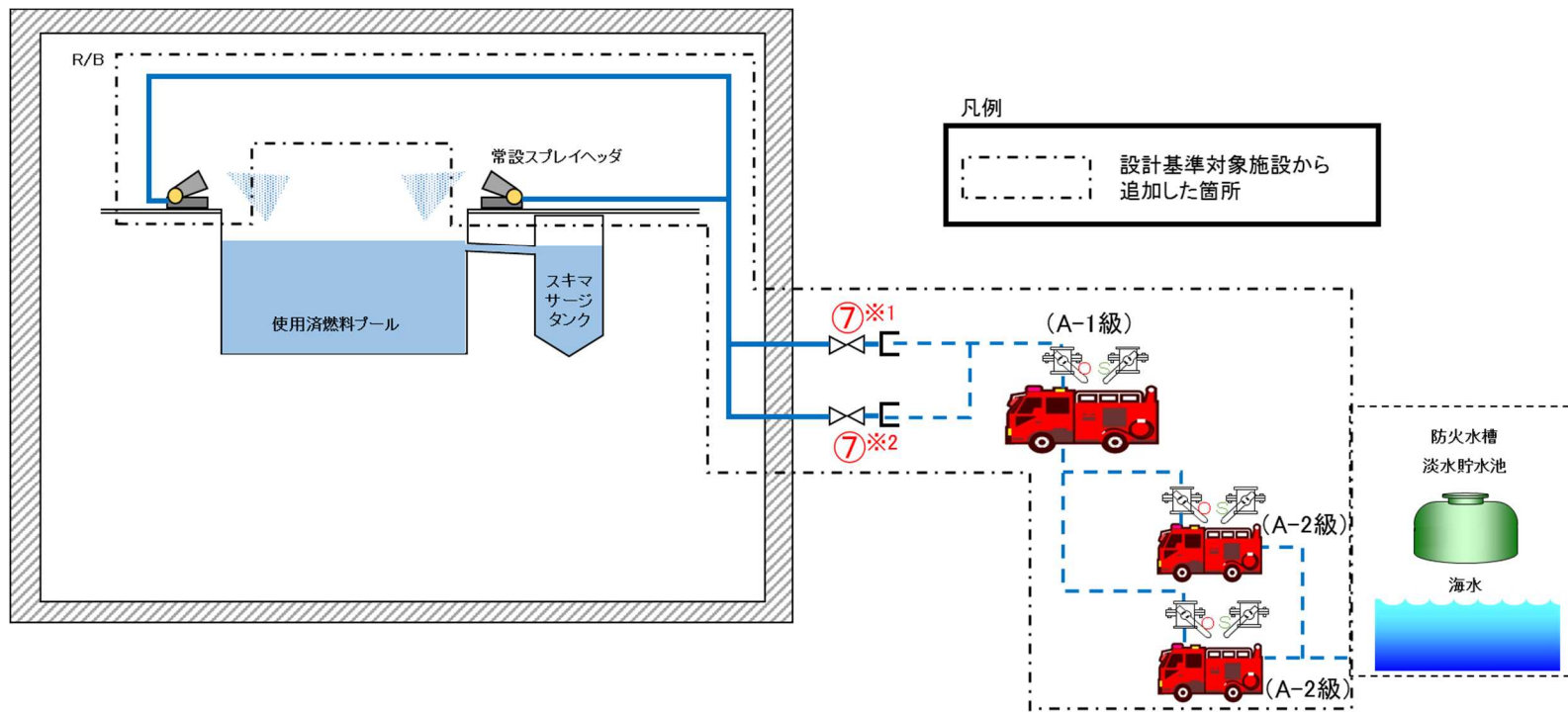


操作手順	弁名称
⑦	燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁

第 1.11.13 図 サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制 概要図

		経過時間(分)												備考	
		20	40	60	80	100	120	140	160						
手順の項目	要員(数)	使用済燃料プール漏えい隔離 90分													
サイフォン現象による使用済燃料 プール水漏えい発生時の漏えい抑制	中央制御室運転員 A, B	2	水位低下要因調査, 通信手段確保												
							系統停止操作, 電動弁隔離								
	現場運転員 C, D	2	移動, 水位低下要因調査												
							手動弁隔離								

第 1.11.14 図 サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑦※1	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁
⑦※2	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁

第 1.11.15 図 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した
使用済燃料プールへのスプレイ（淡水/海水） 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)															備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150		
		燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレイ 125分 ※1																
燃料プール代替注水系による 常設スプレイヘッドを使用した 使用済燃料プールへのスプレイ [防火水槽を水源とした場合]	中央制御室運転員 A	1	使用済燃料プール監視カメラ状態確認															
	緊急時対策要員	3	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～荒浜高台保管場所移動 ※2															
			可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)3台の健全性確認															
			可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)3台移動～配置															
			送水準備(淡水又は海水)															
			送水															

※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)及び大湊側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1級)を使用した場合は、約115分で可能である。

※2 5号炉東側第二保管場所への移動は10分、大湊側高台保管場所への移動は20分と想定する。

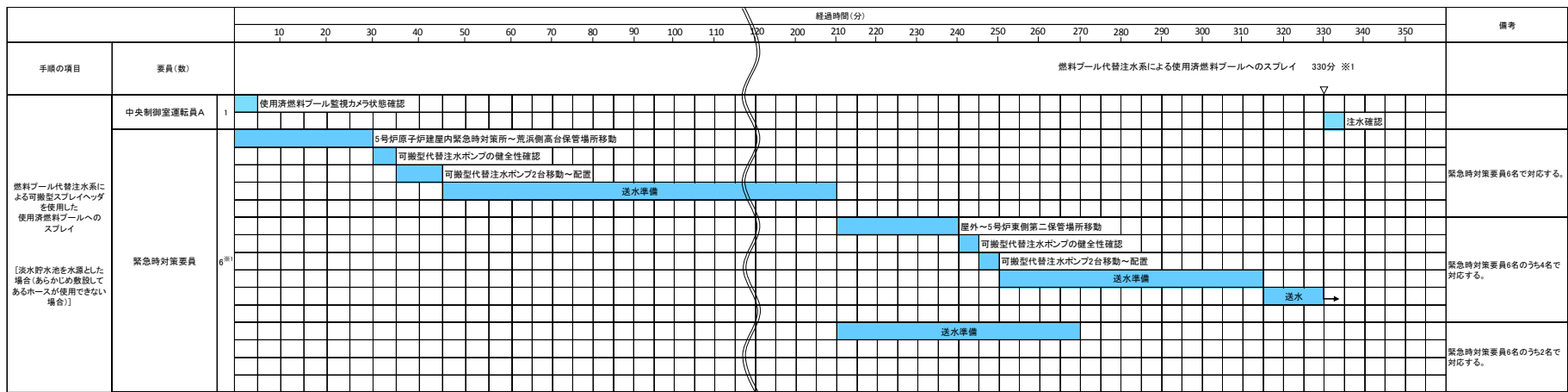
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)															備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150		
		燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレイ 140分 ※1																
燃料プール代替注水系による 常設スプレイヘッドを使用した 使用済燃料プールへのスプレイ [淡水貯水池を水源とした場合 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)]	中央制御室運転員 A	1	使用済燃料プール監視カメラ状態確認															
	緊急時対策要員	2	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～荒浜側高台保管場所移動※2															
			可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)1台移動～淡水貯水池移動															
			貯水池出口弁「開」															
			可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)1台移動～配置、送水ライン水張り及び健全性確認															
			送水ホース及び消防ホース接続継手接続															
			送水															
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～荒浜側高台保管場所移動※2															
			可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)3台の健全性確認															
			可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)2台移動～配置															
			送水準備															
			送水															

※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)及び大湊側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1級)を使用した場合は、約130分で可能である。

※2 5号炉東側第二保管場所への移動は10分、大湊側高台保管場所への移動は20分と想定する。

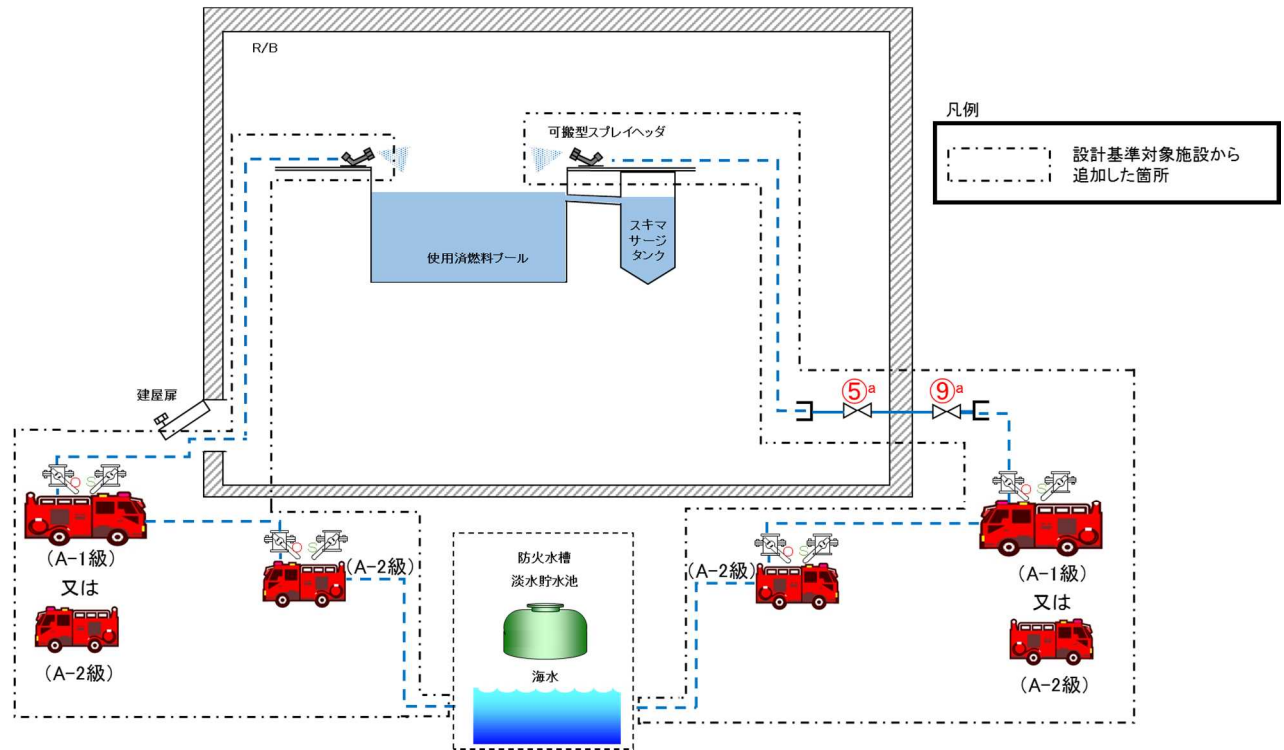
第 1.11.16 図 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した

使用済燃料プールへのスプレイ (淡水/海水) タイムチャート (1/2)



※1 緊急時対策要員6名で2ユニット分を対応した場合、6号炉への送水開始まで約330分、7号炉への送水開始まで約345分で可能である。
 緊急時対策要員10名で2ユニット分を対応した場合、6号炉及び7号炉への送水開始まで約225分で可能である。

第 1.11.16 図 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した
 使用済燃料プールへのスプレイ (淡水/海水) タイムチャート (2/2)



操作手順	弁名称
⑤ ^a	SFP接続口内側隔離弁
⑨ ^a	SFP接続口外側隔離弁

第 1.11.17 図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した
使用済燃料プールへのスプレイ（淡水/海水） 概要図

		経過時間(分)															備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150		
手順の項目	要員(数)	系統構成完了 65分																
燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(淡水/海水) (原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合 ※1)	中央制御室運転員 A	1	通信連絡設備準備, 使用済燃料プール監視カメラ状態確認															
	現場運転員 C, D	2	移動, ホース展開, ノズル設置															
			原子炉建屋内側より扉開放 ※1															

※1 SFP可搬式接続口を使用する場合は、「原子炉建屋内側より扉開放」作業が不要となるため、約50分で可能である。

第 1.11.18 図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した
使用済燃料プールへのスプレイ(淡水/海水) (系統構成) タイムチャート

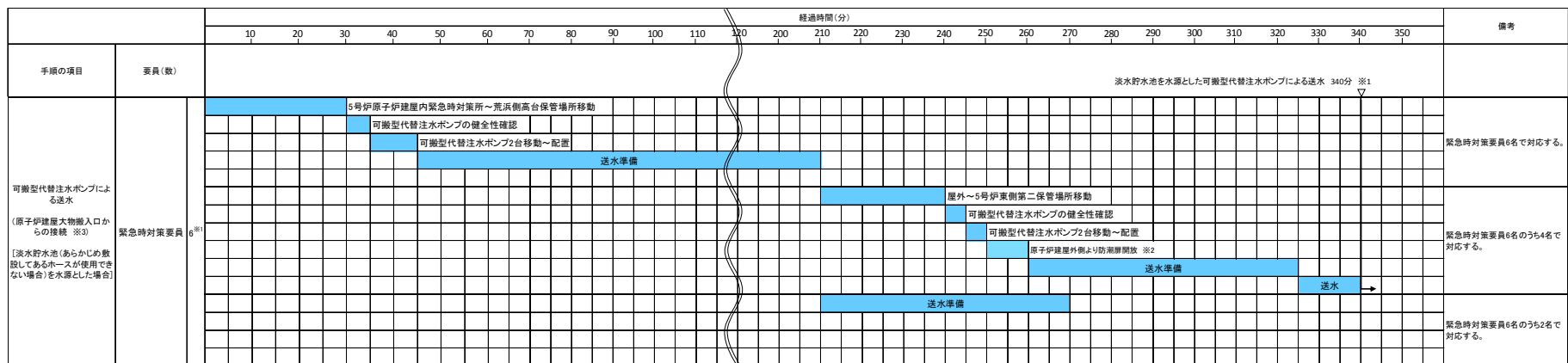
		経過時間(分)															備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	
手順の項目	要員(数)	防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 135分 ※1															
可搬型代替注水ポンプによる送水 (原子炉建屋大物搬入口からの接続 ※3) [防火水槽を水源とした場合]	緊急時対策要員 2	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～荒浜高台保管場所移動 ※2															
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)各1台又は(A-2級)2台の健全性確認															
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)各1台又は(A-2級)2台移動～配置															
		原子炉建屋外側より防潮扉開放 ※3															
		送水準備(淡水又は海水)															
		送水 →															

- ※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用した場合は、約115分で可能である。
5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)及び大湊側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1級)を使用した場合は、約125分で可能である。
- ※2 5号炉東側第二保管場所への移動は10分、大湊側高台保管場所への移動は20分と想定する。
- ※3 SFP可搬式接続口を使用する場合は、「原子炉建屋外側より防潮扉開放」作業が不要となるため、約125分で可能である。

		経過時間(分)															備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	
手順の項目	要員(数)	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 135分 ※1															
可搬型代替注水ポンプによる送水 (原子炉建屋大物搬入口からの接続 ※3) [淡水貯水池を水源とした場合(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)]	緊急時対策要員 2	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～淡水貯水池移動															
	緊急時対策要員 2	貯水池出口弁「開」															
		送水ライン水張り、健全性確認、送水ホース及び消防ホース接続継手接続															
		送水															
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～荒浜側高台保管場所移動※2															
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)各1台又は(A-2級)2台の健全性確認															
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)各1台又は(A-2級)2台移動～配置															
		原子炉建屋外側より防潮扉開放 ※3															
		送水準備															
		送水 →															

- ※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)又は大湊側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1級)を使用した場合は、約125分で可能である。
- ※2 5号炉東側第二保管場所への移動は10分、大湊側高台保管場所への移動は20分と想定する。
- ※3 SFP可搬式接続口を使用する場合は、「原子炉建屋外側より防潮扉開放」作業が不要となるため、約125分で可能である。

第 1.11.19 図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(淡水/海水)(可搬型代替注水ポンプによる送水) タイムチャート(1/2)



※1 緊急時対策要員6名で2ユニット分を対応した場合、6号炉への送水開始まで約340分、7号炉への送水開始まで約355分で可能である。

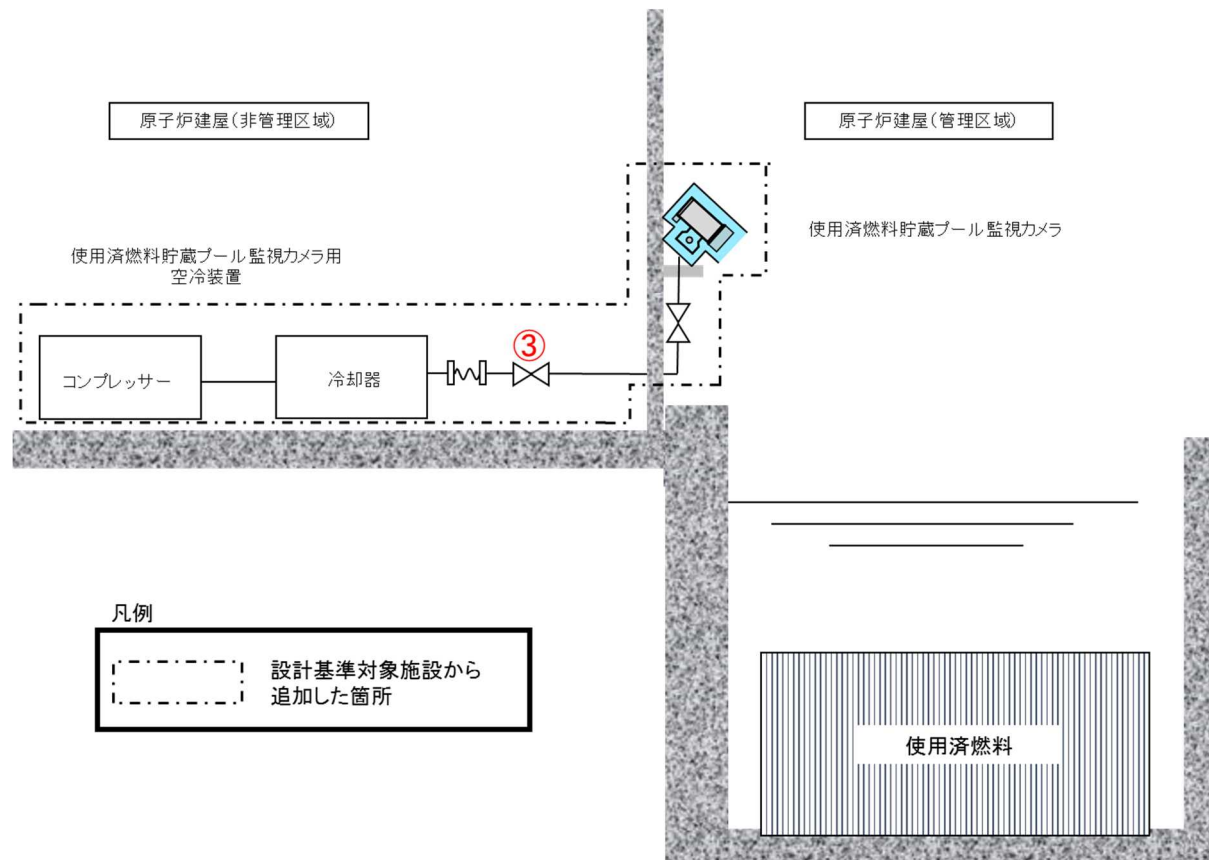
緊急時対策要員10名で2ユニット分を対応した場合、6号炉及び7号炉への送水開始まで約235分で可能である。

※2 SFP可搬式接続口を使用する場合は、「原子炉建屋外側より防潮扉開放」作業が不要となるため、約330分で可能である。

第 1.11.19 図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレィヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレィ（淡水/海水）（可搬型代替注水ポンプによる送水） タイムチャート（2/2）

		経過時間(時間)											備考			
		0.5	1.0	1.5	2.0	2.5	3.0	3.5								
手順の項目	要員(数)	使用済燃料プールからの漏えい緩和 2時間														
使用済燃料プールからの漏えい緩和	中央制御室運転員 A	1	使用済燃料プール監視カメラ状態確認													
	現場運転員 E, F	2								移動, 使用済燃料プールからの漏えい緩和						

第 1.11.20 図 使用済燃料プールからの漏えい緩和 タイムチャート

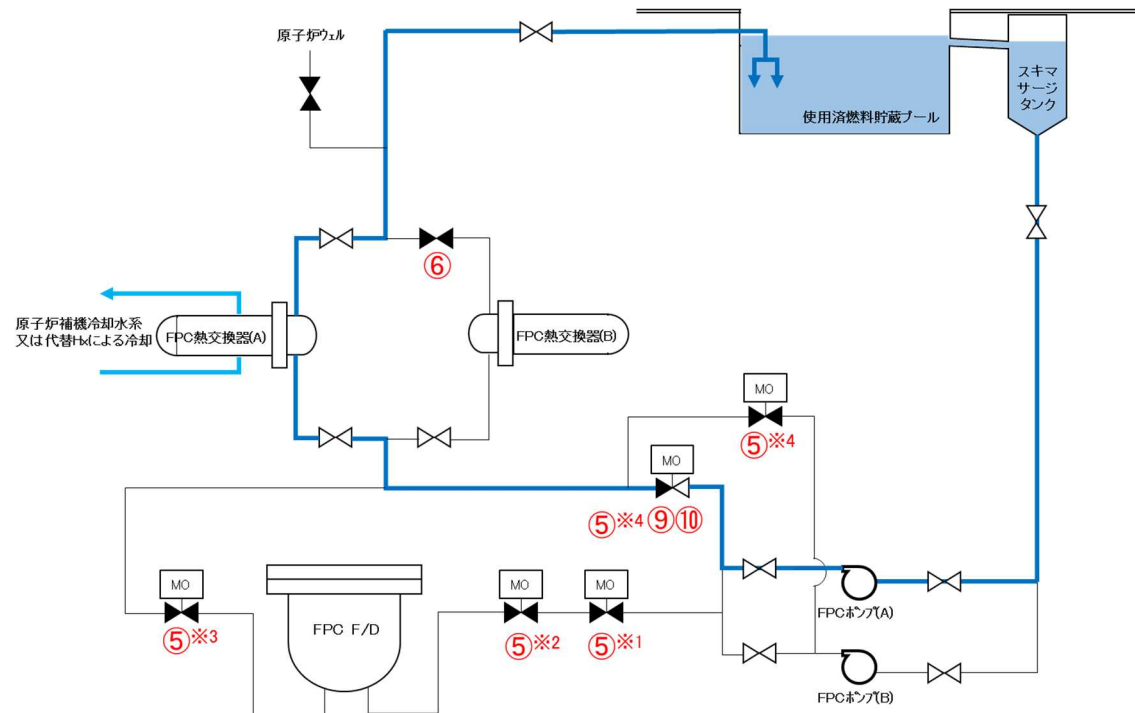


操作手順	弁名称
③	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置冷却空気止め弁

第 1.11.21 図 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動 概要図

		経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80						
手順の項目	要員(数)	20分 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動													
使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ用空冷装置起動	中央制御室運転員 A	1					カメラ状態確認								
							通信連絡設備準備, 電源確認								
	現場運転員 C, D	2					移動, 空冷装置起動								

第 1.11.22 図 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動 タイムチャート

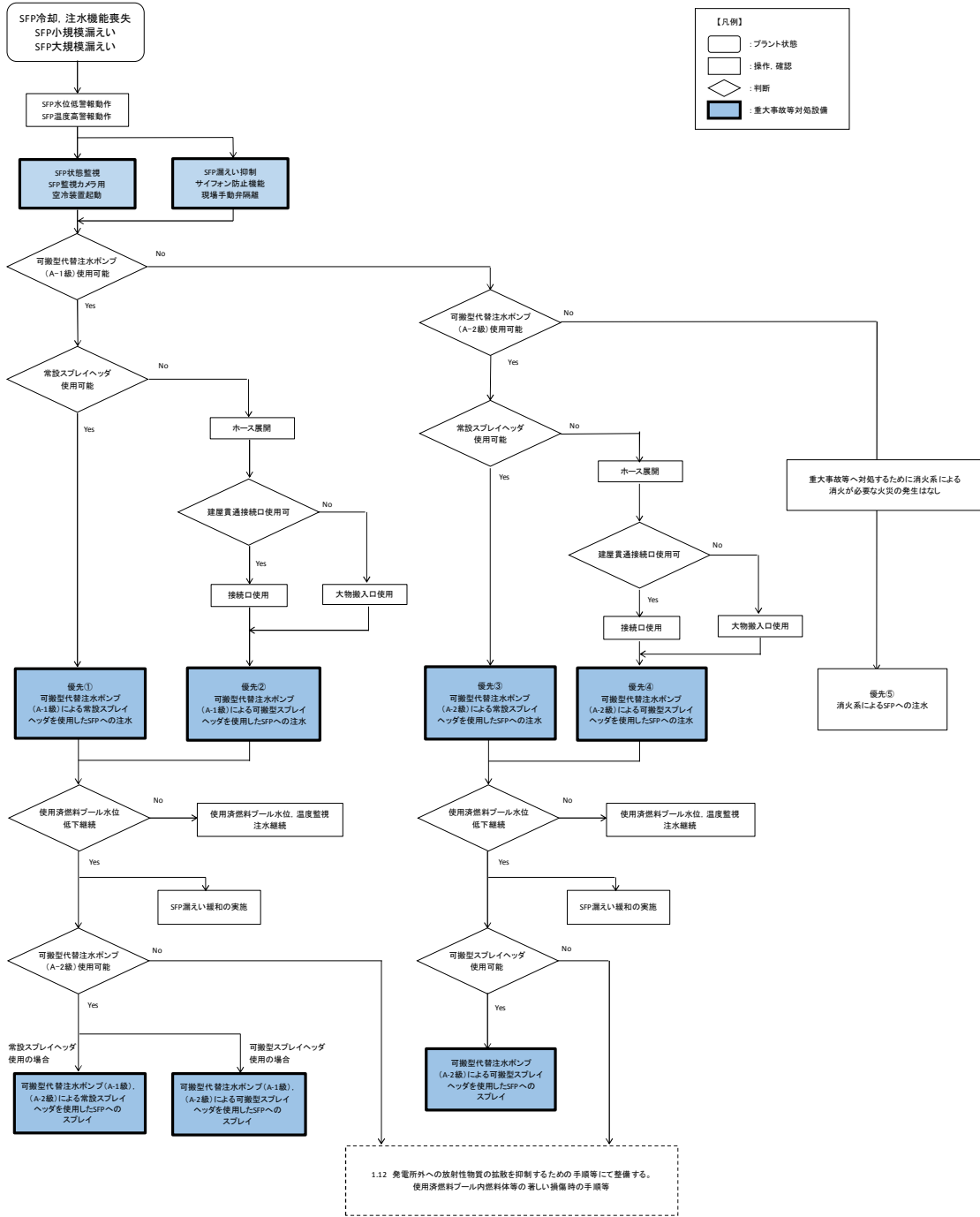


操作手順	弁名称
⑤※1	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁
⑤※2	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第二入口弁
⑤※3	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁
⑤※4	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A), (B)
⑥	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B) 出口弁
⑨⑩	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)

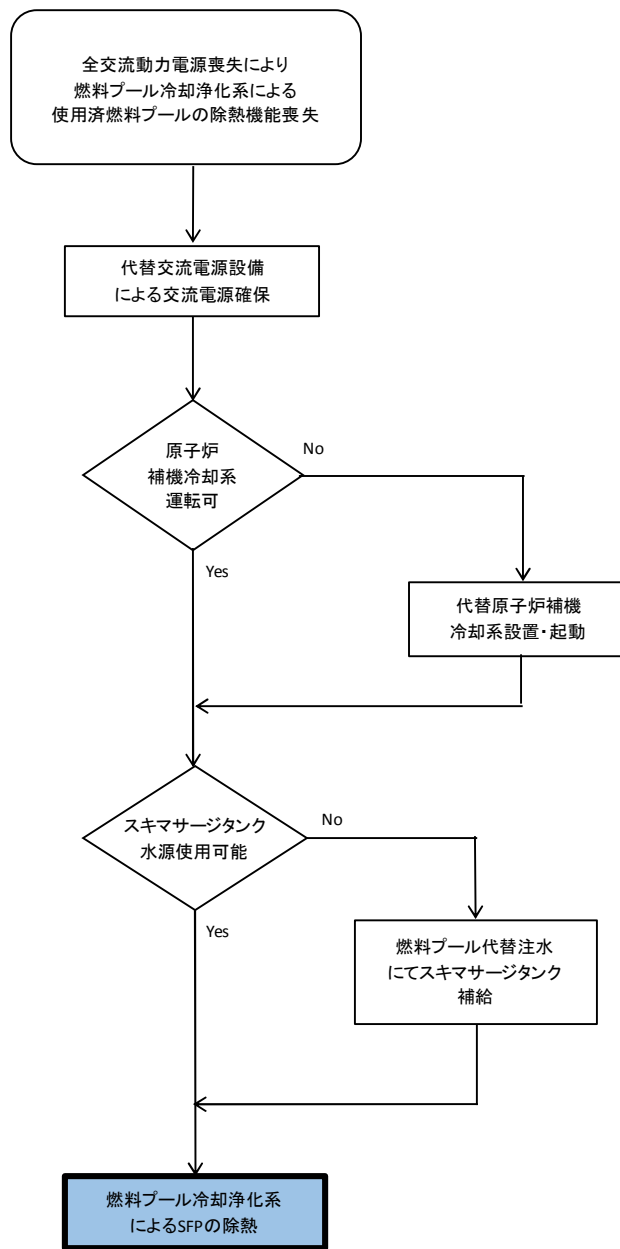
第 1. 11. 23 図 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱 概要図

		経過時間(分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80								
手順の項目	要員(数)	使用済燃料プール除熱開始 45分															
代替交流電源設備を使用した燃料 プール冷却浄化系による使用済燃料 プール除熱	中央制御室運転員 A, B	2	通信連絡設備準備, 電源確認														
							系統構成										
	現場運転員 C, D	2	移動, 系統構成														
	現場運転員 E, F	2	移動, 電源確保														

第 1.11.24 図 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱
タイムチャート



第 1.11.25 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)



第 1. 11. 25 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/3)

技術的能力審査基準 (1.11)	番号	設置許可基準規則 (54条)	技術基準規則 (69条)	番号
<p>【本文】</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑦
<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規程の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p>	-	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、設置許可基準規則解釈第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p>	-
<p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p>	<p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p>	⑧ ⑨
<p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	③	<p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。</p>	<p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。</p>	⑩
<p>b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。</p>	④	<p>b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p>	<p>b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p>	⑪
<p>4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。</p>	⑤	<p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p>	<p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p>	⑫
<p>b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑥	<p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p>	<p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p>	⑬
		<p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑭
		<p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>	<p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>	⑮

※1: 重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

※2: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/3)

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
常設 使用済燃料プール 燃料プール代替注水系による 使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ (A-1級)	新設	① ② ⑦ ⑨	消火系による 使用済燃料プールへの注水	ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	30分	6名	自主対策とする理由は本文参照
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設			ろ過水タンク	常設			
	防火水槽 ※2	新設			消火系配管・弁	常設			
	淡水貯水池 ※2	新設			復水補給水系配管・弁	常設			
	ホース・接続口	新設			残留熱除去系配管・弁	常設			
	燃料プール代替注水系配管・弁	新設			燃料プール冷却浄化系配管・弁	常設			
	常設スプレーヘッド	新設			使用済燃料プール	常設			
	使用済燃料プール	既設			常設代替交流電源設備	常設			
	燃料補給設備	既設 新設			第二代替交流電源設備	常設			
	可搬型 使用済燃料プール 燃料プール代替注水系による 使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ (A-1級)			新設	① ② ⑦ ⑧ ⑨			
可搬型代替注水ポンプ (A-2級)		新設	燃料補給設備	常設 可搬					
防火水槽 ※2		新設	-	-					
淡水貯水池 ※2		新設	-	-					
ホース・接続口		新設	-	-					
燃料プール代替注水系配管・弁		新設	-	-					
可搬型スプレーヘッド		新設	-	-					
使用済燃料プール		既設	-	-					
燃料補給設備		既設 新設	-	-					
抑制 漏えい		サイフォン防止機能 ※1	新設	① ⑦	-		-	-	-
常設 使用済燃料プール 燃料プール代替注水系による 使用済燃料プールへのスプレー	可搬型代替注水ポンプ (A-1級)	新設	① ③ ④ ⑦ ⑩ ⑫	-	-	-	-	-	-
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設							
	防火水槽 ※2	新設							
	淡水貯水池 ※2	新設							
	ホース・接続口	新設							
	燃料プール代替注水系配管・弁	新設							
	常設スプレーヘッド	新設							
	使用済燃料プール	既設							
	燃料補給設備	既設 新設							

- ※1: 重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。
- ※2: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)
- ※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/3)

■ : 重大事故等対処設備

■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
使用済燃料プール 燃料プールの代替注水系による 使用済燃料プールのスプレイ	可搬型代替注水ポンプ (A-1級)	新設	① ③ ④ ⑦ ⑩ ⑪ ⑫	-	-	-	-	-	-
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設							
	防火水槽 ※2	新設							
	淡水貯水池 ※2	新設							
	ホース・接続口	新設							
	燃料プール代替注水系配管・弁	新設							
	可搬型スプレイヘッド	新設							
	使用済燃料プール	既設							
	燃料補給設備	既設 新設							
-	-	-	-	漏えい緩和	シール材	可搬	2時間	3名	自主対策とする理由は本文参照
					接着剤	可搬			
					ステンレス鋼板	可搬			
					吊り降ろしロープ	可搬			
物質への放射抑制	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)	新設	① ④ ⑦ ⑫	-	-	-	-	-	-
	ホース	新設							
	放水砲	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	新設	① ⑤ ⑦ ⑬ ⑮	-	-	-	-	-	-
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)	新設							
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	新設							
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	新設							
代替電源による給電	常設代替交流電源設備	新設	① ⑥ ⑦ ⑭	-	-	-	-	-	自主対策とする理由は本文参照
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	所内蓄電式直流電源設備	既設 新設							
	可搬型直流電源設備	新設							
冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ	既設	① ⑦	-	-	-	-	-	-
	使用済燃料プール	既設							
	燃料プール冷却浄化系熱交換器	既設							
	燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ	既設							
	原子炉補機冷却系	既設							
	代替原子炉補機冷却系	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	第二代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							

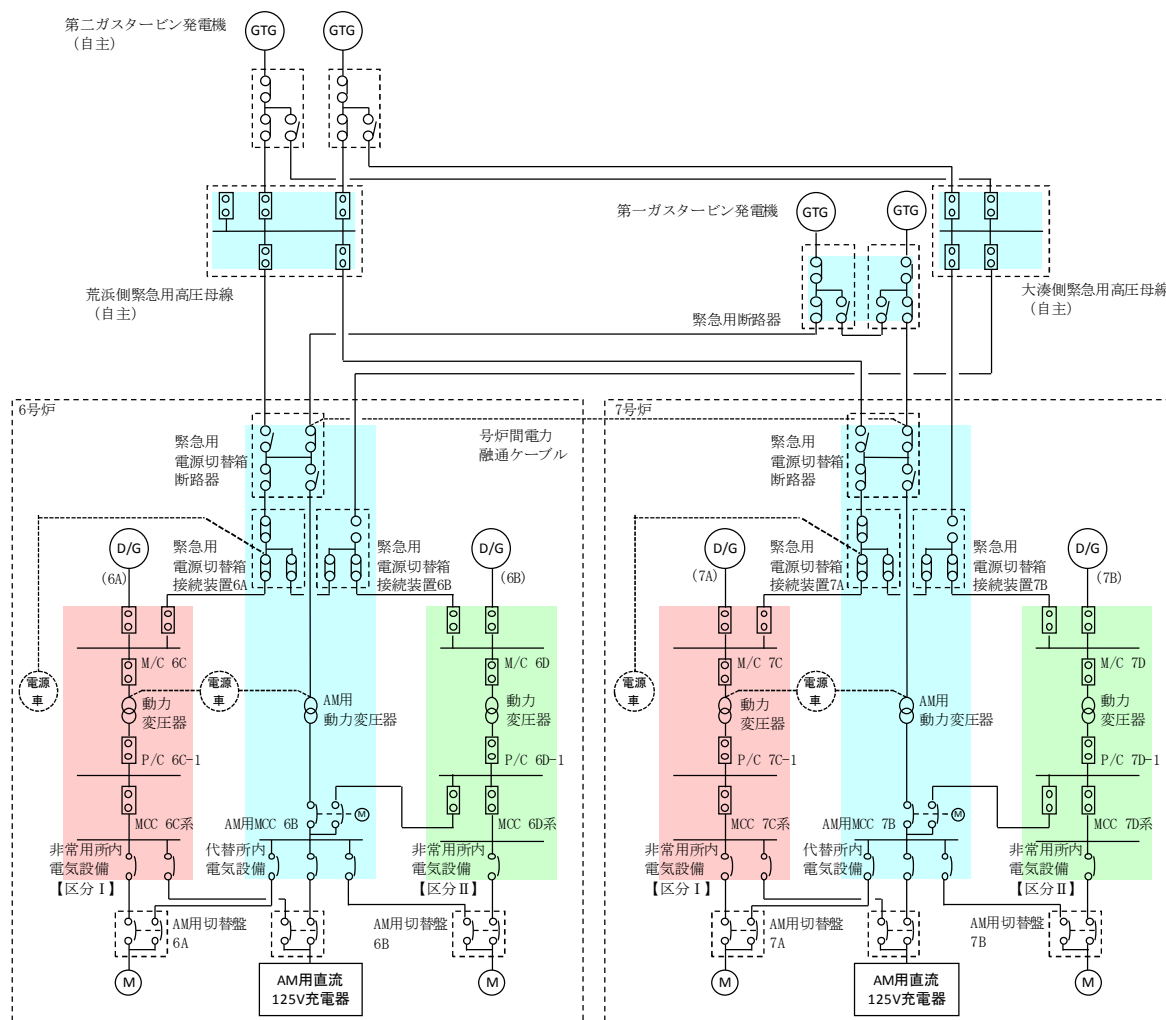
※1: 重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

※2: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.11.2



※本単線結線図は、今後の
検討結果により変更となる
可能性がある

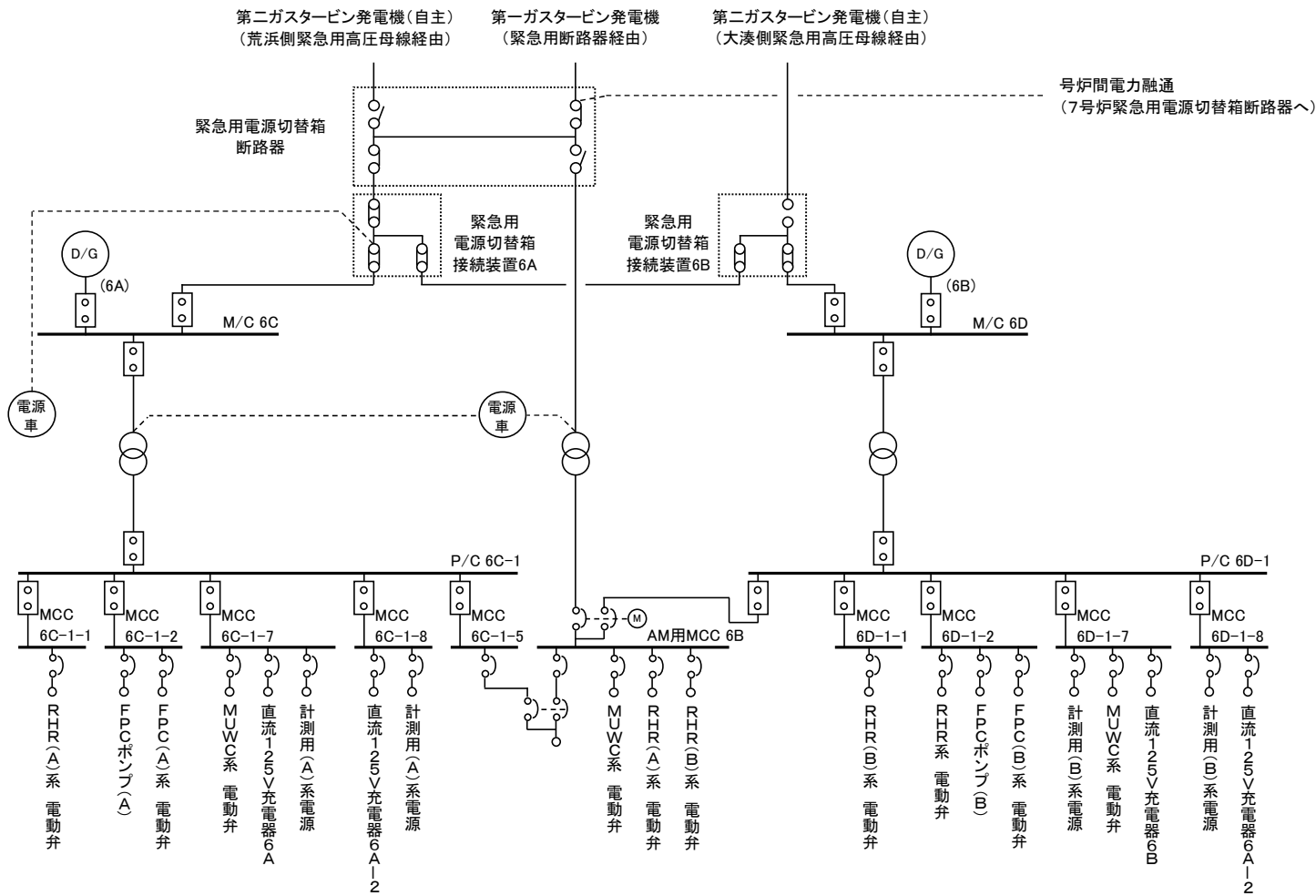
【凡例】

- : ガスタービン発電機
- : 非常用ディーゼル発電機
- : 遮断器
- : 断路器
- : 配線用遮断器
- : 接続装置
- : 電動切替装置
- : 切替装置

【略語】

- D/G : 非常用ディーゼル発電機
- M/C : メタルクラッド開閉装置
- P/C : パワーセンタ
- MCC : モータ・コントロール・センタ

第1図 6号及び7号炉 電源構成図 (交流電源)



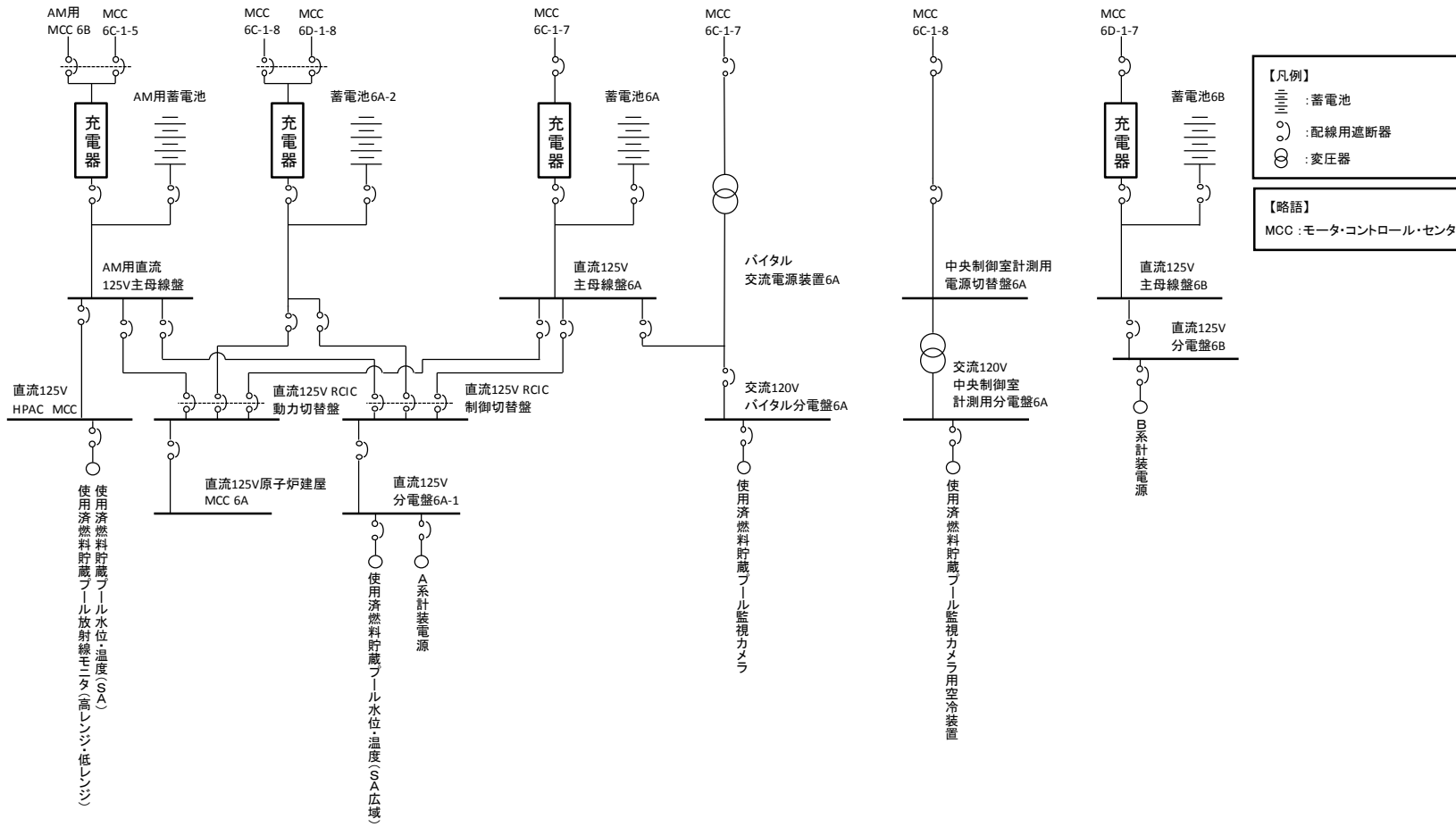
【凡例】

- :非常用ディーゼル発電機
- :遮断器
- :断路器
- :配線用遮断器
- :接続装置
- :電動切替装置
- :動力変圧器

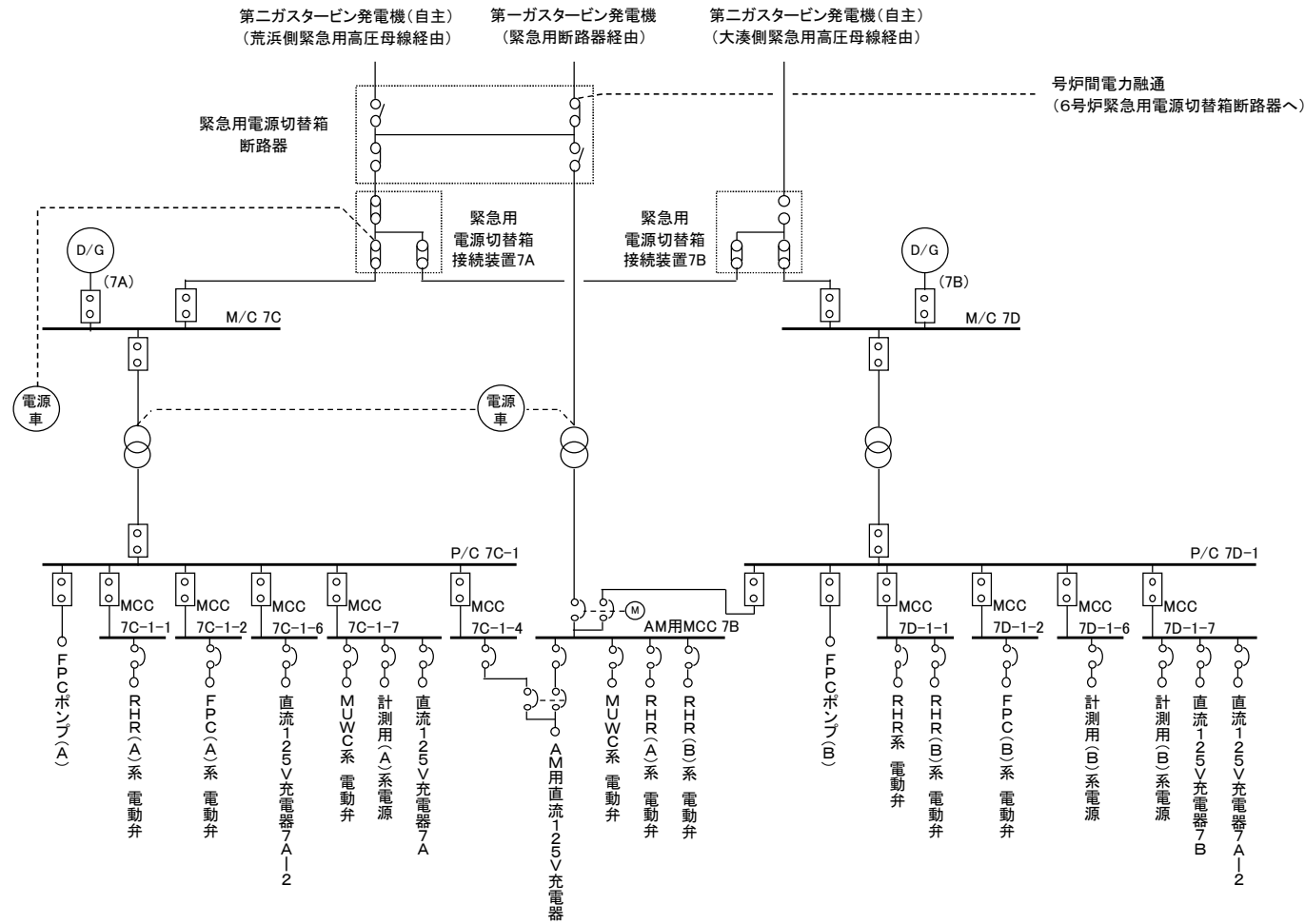
【略語】

- D/G :非常用ディーゼル発電機
- M/C :メタルクラッド開閉装置
- P/C :パワーセンタ
- MCC :モータ・コントロール・センタ

第2図 6号炉 電源構成図 (交流電源)



第3図 6号炉 電源構成図 (直流電源)



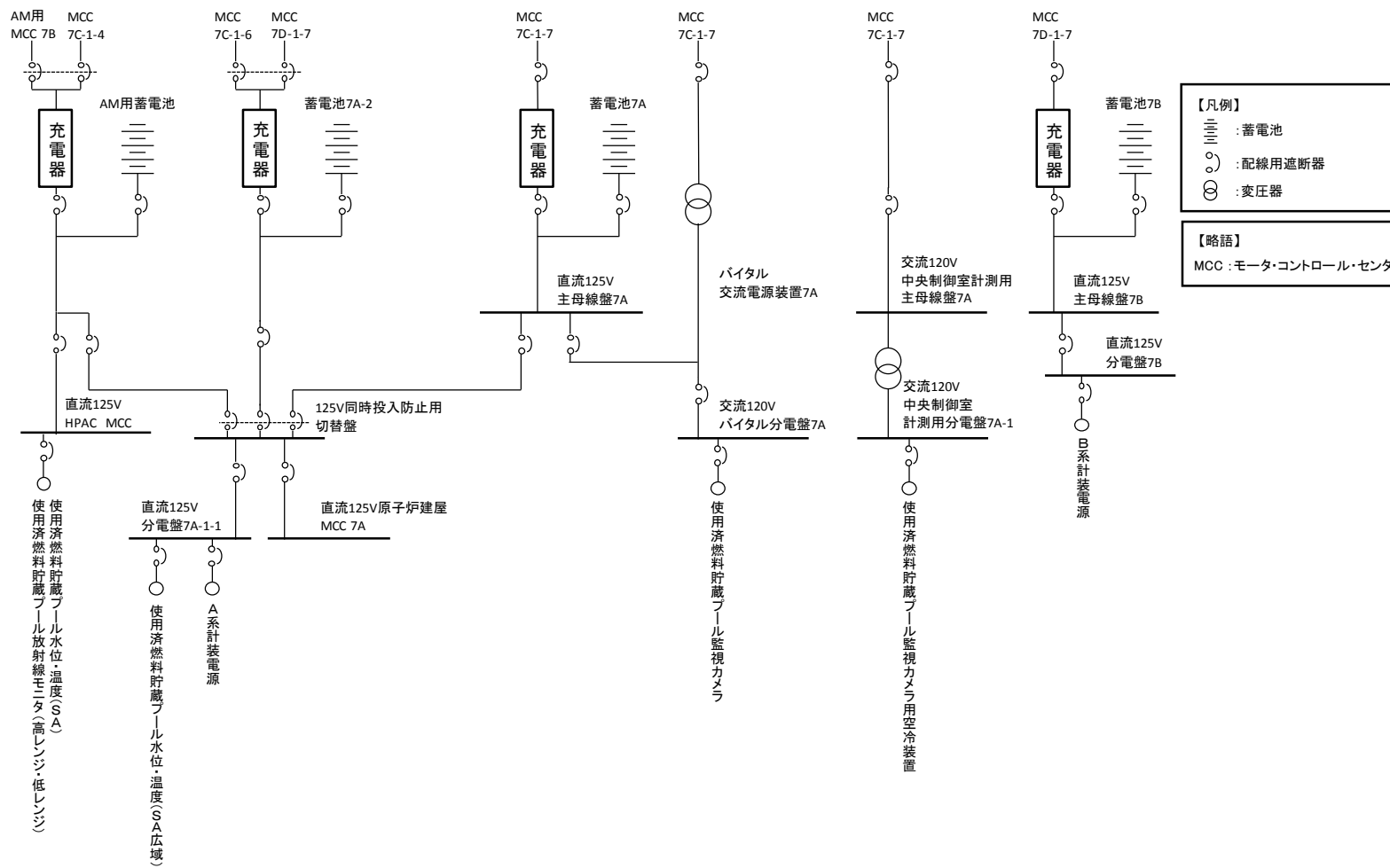
【凡例】

- : 非常用ディーゼル発電機
- : 遮断器
- : 断路器
- : 配線用遮断器
- : 接続装置
- : 電動切替装置
- : 動力変圧器

【略語】

- D/G : 非常用ディーゼル発電機
- M/C : メタルクラッド開閉装置
- P/C : パワーセンタ
- MCC : モーターコントロールセンタ

第4図 7号炉 電源構成図 (交流電源)



第5図 7号炉 電源構成図 (直流電源)

重大事故対策の成立性

1. 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水及びスプレイ（淡水/海水）

(1) 可搬型代替注水ポンプによる送水準備及び送水

a. 操作概要

緊急時対策本部は、燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水及びスプレイが必要な状況において、接続口（ホース接続箇所）及び水源を選定し、送水ルートを決する。

現場では、指示された送水ルートを確認した上で、可搬型代替注水ポンプにより送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺，防火水槽周辺，淡水貯水池）

c. 必要要員数及び時間

(a) 注水の場合

燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）のうち、可搬型代替注水ポンプによる送水操作に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数：「防火水槽を水源とした場合」

2名（緊急時対策要員2名）

「淡水貯水池を水源とした場合（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）」

4名（緊急時対策要員4名）

「淡水貯水池を水源とした場合（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）」

6名（緊急時対策要員6名）

想定時間：「防火水槽を水源とした場合」

110分（実績時間なし）

「淡水貯水池を水源とした場合（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）」

115分（実績時間なし）

「淡水貯水池を水源とした場合（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）」

330分（実績時間なし）

(b) スプレイの場合

燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水/海水）のうち、可搬型代替注水ポンプによる送水操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：「防火水槽を水源とした場合」

3名（緊急時対策要員3名）

「淡水貯水池を水源とした場合（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）」

4名（緊急時対策要員4名）

「淡水貯水池を水源とした場合（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）」

6名（緊急時対策要員6名）

想定時間：「防火水槽を水源とした場合」

125分（実績時間なし）

「淡水貯水池を水源とした場合（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）」

140分（実績時間なし）

「淡水貯水池を水源とした場合（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）」

330分（実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及びLED多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及びLED多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。

また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具（オス・メス）であり、容易に実施可能である。

作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通信連絡設備（送受信器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。



[防火水槽を水源とした場合]
防火水槽への吸管投入



[淡水貯水池を水源とした場合]
ホースと可搬型代替注水ポンプ
吸管との接続



ホースを建屋接続口まで敷設

2. 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水及びスプレイ（淡水/海水）

(1) 可搬型代替注水ポンプによる送水準備及び送水

a. 操作概要

緊急時対策本部は、燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水及びスプレイが必要な状況において、接続口（ホース接続箇所）及び水源を選定し、送水ルートを決断する。

現場では、指示された送水ルートを確保した上で、可搬型代替注水ポンプにより送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺，防火水槽周辺，淡水貯水池）

c. 必要要員数及び時間

(a) 注水の場合

燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）のうち、可搬型代替注水ポンプによる送水操作に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数：「防火水槽を水源とした場合」

2名（緊急時対策要員2名）

「淡水貯水池を水源とした場合（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）」

4名（緊急時対策要員4名）

「淡水貯水池を水源とした場合（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）」

6名（緊急時対策要員6名）

想定時間：「防火水槽を水源とした場合」

SFP 可搬式接続口使用の場合 110分（実績時間なし）

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合 120分（実績時間なし）

「淡水貯水池を水源とした場合（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）」

SFP 可搬式接続口使用の場合 115分（実績時間なし）

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合 120分（実績時間なし）

「淡水貯水池を水源とした場合（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）」

SFP 可搬式接続口使用の場合 330 分（実績時間なし）
原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合 340 分（実績時間なし）

(b) スプレイの場合

燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水/海水）のうち、可搬型代替注水ポンプによる送水操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：「防火水槽を水源とした場合」

2 名（緊急時対策要員 2 名）

「淡水貯水池を水源とした場合（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）」

4 名（緊急時対策要員 4 名）

「淡水貯水池を水源とした場合（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）」

6 名（緊急時対策要員 6 名）

想定時間：「防火水槽水源とした場合」

SFP 可搬式接続口使用の場合 125 分（実績時間なし）

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合 135 分（実績時間なし）

「淡水貯水池を水源とした場合（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）」

SFP 可搬式接続口使用の場合 125 分（実績時間なし）

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合 135 分（実績時間なし）

「淡水貯水池を水源とした場合（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）」

SFP 可搬式接続口使用の場合 330 分（実績時間なし）

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合 340 分（実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト，懐中電灯及び LED 多機能ライトにより，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備してお

り接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は、汎用の結合金具（オス・メス）であり、容易に実施可能である。

作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通信連絡設備（送受信器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。



[防火水槽を水源とした場合]
防火水槽への吸管投入



[淡水貯水池を水源とした場合]
ホースと可搬型代替注水ポンプ
吸管との接続



ホースを建屋接続口まで敷設

(2) 可搬型スプレイヘッドの設置及びホース接続

a. 操作概要

燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水及びスプレイ（淡水/海水）を実施するため、現場にて原子炉建屋地上1階 SFP 可搬式接続口から燃料取替床までホースを敷設し、燃料取替床にて可搬型スプレイヘッドを設置し、ホースと接続する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上1階～地上4階（管理区域）

c. 必要要員数及び時間

燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水又はスプレイ（淡水/海水）のうち、可搬型スプレイヘッドの設置、原子炉建屋内でのホースの敷設、接続及び原子炉建屋扉開放（原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合のみ）に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:2名（現場運転員2名）

想定時間 :SFP 可搬式接続口使用の場合 50分（実績時間:45分）

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合 65分（実績時間:55分）

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内照明消灯時における操作性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :可搬型スプレイヘッド及びホースの接続は、汎用の結合金具（オス・メス）であり、容易に実施可能である。また、可搬型スプレイヘッドは、設置後の操作は不要である。

作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段:通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



ホース敷設



ホース接続



ホース接続



系統構成

3. 消火系による使用済燃料プールへの注水

a. 操作概要

消火系による使用済燃料プールへの注水の系統構成のために電源を確保する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地下1階（非管理区域）

コントロール建屋 地下1階（非管理区域）

c. 必要要員数及び時間

消火系による使用済燃料プールへの注水のうち、現場での受電操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:2名（現場運転員2名）

想定時間 :20分（実績時間:18分）

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内照明消灯時における操作性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常受電操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段:通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



受電操作



受電確認

4. 使用済燃料プール漏えい隔離

サイフォン現象による使用済燃料プール水流出時の手動隔離

a. 操作概要

使用済燃料プール接続配管からの漏えい，及び使用済燃料プール注水配管の逆止弁の機能喪失により発生したサイフォン現象による使用済燃料プール水の流出を現場にて手動で隔離する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上 4 階，地上 2 階（管理区域）

c. 必要要員数及び時間

使用済燃料プール漏えい隔離のうち，現場での隔離操作に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数:2 名（現場運転員 2 名）

想定時間 :30 分（実績時間:原子炉建屋地上 2 階での隔離の場合 15 分
原子炉建屋地上 4 階での隔離の場合 25 分）

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており，建屋内照明消灯時における操作性を確保している。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋）を装備して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常の手操作であり，容易に実施可能である。

操作対象弁には，暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段:通信連絡設備（送受信器，電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話設備）のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡する。



現場での隔離操作

5. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動

a. 操作概要

使用済燃料プールの状態監視のため、現場にて使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の起動を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上 4 階（非管理区域）

c. 必要要員数及び時間

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:2 名（現場運転員 2 名）

想定時間 :20 分（当該設備は設置工事中のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内照明消灯時における操作性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段: 通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。

6. 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱

a. 操作概要

燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要なポンプ，電動弁の電源を確保し，現場での系統構成を実施する。

b. 作業場所

電源確保 原子炉建屋 地下 1 階（非管理区域）

系統構成 原子炉建屋 地上 2 階（管理区域）

c. 必要要員数及び時間

燃料プール冷却浄化系ポンプによる使用済燃料プールの除熱のうち，現場での受電操作及び系統構成に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数:4 名（現場運転員 4 名）

想定時間 : 電源確保 30 分（実績時間:24 分）

系統構成 25 分（実績時間:23 分）

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており，建屋内照明消灯時における操作性を確保している。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常受電操作であり，容易に実施可能である。

通常弁操作であり，容易に実施可能である。

操作対象弁には，暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段: 通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話設備）のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡する。



受電操作



受電確認



系統構成

解釈一覧
判断基準の解釈一覧

手順		判断基準記載内容		解釈	
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順	(1)燃料プール代替注水	a.燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水)	燃料プール水位低警報 燃料プール温度高警報	燃料ラック上端 [] 以下 燃料プール温度が [] 以上	
		b.燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水)	燃料プール水位低警報 燃料プール温度高警報	燃料ラック上端 [] 以下 燃料プール温度が [] 以上	
		c.消火系による使用済燃料プールへの注水	燃料プール水位低警報 燃料プール温度高警報	燃料ラック上端 [] 以下 燃料プール温度が [] 以上	
	(2)漏えい抑制	a.サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制	燃料プール水位低警報	燃料ラック上端 [] 以下	
	1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順	(1)燃料プールのスプレイ	a.燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(淡水/海水)	使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下	使用済燃料プールの水位が燃料ラック上端 [] まで低下
			b.燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(淡水/海水)	使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下	使用済燃料プールの水位が燃料ラック上端 [] まで低下
(2)漏えい緩和		a.使用済燃料プール漏えい緩和	使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下	使用済燃料プールの水位が燃料ラック上端 [] まで低下	
1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順	(1)使用済燃料プールの状態監視	a.使用済燃料貯蔵プールの監視カメラ用空冷装置起動	燃料プール水位低警報 燃料プール温度高警報	燃料ラック上端 [] 以下 燃料プール温度が [] 以上	

操作手順の解釈一覧

手順		操作手順記載内容		解釈
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順	(1)燃料プール代替注水	a. 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水)	送水流量を規定流量に調整し 使用済燃料プール水位低レベル	送水流量を45 m ³ /hに調整し 燃料ラック上端 <input type="text"/>
		b. 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水)	送水流量を規定流量に調整し 使用済燃料プール水位低レベル	送水流量を45 m ³ /hに調整し 燃料ラック上端 <input type="text"/>
		c. 消火系による使用済燃料プールへの注水	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)指示値の上昇 使用済燃料プール水位低レベル	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)指示値が <input type="text"/> 程度まで上昇 燃料ラック上端 <input type="text"/>
		(2)漏えい抑制	a. サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制	使用済燃料プール水位低レベル
	1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順	(1)燃料プールスプレイ	a. 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(淡水/海水)	送水流量を規定流量に調整し
b. 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(淡水/海水)			送水流量を規定流量に調整し	送水流量を46 m ³ /h以上に調整し
1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの除熱のための対応手順	(1)代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱		FPCポンプ(A)吐出流量指示値の上昇	FPCポンプ(A)吐出流量指示値が250m ³ /h程度まで上昇

各号炉の弁番号及び弁名称一覧

統一名称	6号炉			7号炉		
	弁番号	弁名称	操作場所	弁番号	弁名称	操作場所
使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁	G41-F201	使用済燃料プール外部注水R/B北側注水ライン元弁	屋外	G41-F201	使用済燃料プール外部注水R/B北側注水ライン元弁	屋外
使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁	G41-F204	使用済燃料プール外部注水R/B東側注水ライン元弁	屋外	G41-F204	使用済燃料プール外部注水R/B東側注水ライン元弁	屋外
SFP接続口内側隔離弁	P13-F199	R/B南側外壁外部注水接続端第二止め弁	原子炉建屋1階南側通路 (管理区域)	P13-F128	MUWC 建屋内南側貫通接続口元弁	原子炉建屋1階南側通路 (管理区域)
SFP接続口外側隔離弁	P13-F198	R/B南側外壁外部注水接続端第一止め弁	屋外	P13-F126	MUWC 建屋外南側貫通接続口元弁	屋外
タービン建屋負荷遮断弁	P13-MO-F150	T/B負荷遮断弁	中央制御室 廃棄物処理建屋地下2階配管スペース (管理区域)	P13-MO-F029	MUWC T/B負荷遮断弁	中央制御室 廃棄物処理建屋地下3階南側配管スペース (管理区域)
復水補給水系消火系第1, 第2連絡弁	P13-MO-F066 P13-MO-F067	FP系第1連絡弁 FP系第2連絡弁	中央制御室 原子炉建屋地下2階西側通路 (管理区域)	P13-MO-F090 P13-MO-F091	MUWC FP系第一連絡弁 MUWC FP系第二連絡弁	中央制御室 原子炉建屋地下1階東側通路 (管理区域)
残留熱除去系燃料プール側第一出口弁 (B), 第二出口弁	E11-MO-F014B	RHR系燃料プール側第一出口弁 (B)	中央制御室 原子炉建屋地下1階RHR (B) 弁室 (管理区域)	E11-MO-F014B	RHR燃料プール側第一出口弁 (B)	中央制御室 原子炉建屋地下1階RHR (B) 弁室 (管理区域)
	E11-MO-F015	RHR系燃料プール側第二出口弁	中央制御室 原子炉建屋2階FPC弁室 (管理区域)	E11-MO-F015	RHR燃料プール側第二出口弁	中央制御室 原子炉建屋2階FPC弁室 (管理区域)
残留熱除去系洗浄弁 (B)	E11-MO-F032B	RHR系LPFL注入ライン洗浄弁 (B)	中央制御室 原子炉建屋1階RHR (B) 弁室 (管理区域)	E11-MO-F032B	RHR注入ライン洗浄水止め弁 (B)	中央制御室 原子炉建屋1階RHR (B) 弁室 (管理区域)
燃料プール冷却浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁	G41-F016	燃料プール再循環元弁	原子炉建屋2階FPC弁室 (管理区域)	G41-F017	FPC使用済燃料貯蔵プール入口弁	原子炉建屋2階FPC弁室 (管理区域)
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置冷却空気止め弁	U51-F001	SFPカメラ空冷装置冷却空気止め弁	原子炉建屋4階北側通路 (管理区域)	U51-F001	SFPカメラ空冷装置冷却空気止め弁	原子炉建屋4階北側通路 (管理区域)
燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置第一入口弁	G41-MO-F005A	FPCろ過脱塩装置第一入口弁	中央制御室 原子炉建屋2階FPC弁室 (管理区域)	G41-MO-F005A	FPFC/D第一入口弁	中央制御室 原子炉建屋2階FPC弁室 (管理区域)
燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置第二入口弁	G41-MO-F005B	FPCろ過脱塩装置第二入口弁	中央制御室 原子炉建屋2階FPC弁室 (管理区域)	G41-MO-F005B	FPFC/D第二入口弁	中央制御室 原子炉建屋2階FPC弁室 (管理区域)
燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置出口弁	G41-MO-F012	FPCろ過脱塩装置出口弁	中央制御室 原子炉建屋2階FPC弁室 (管理区域)	G41-MO-F013	FPFC/D出口弁	中央制御室 原子炉建屋2階FPC弁室 (管理区域)
燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩装置バイパス弁 (A), (B)	G41-MO-F021A/B	FPCろ過脱塩装置バイパス弁 (A)/(B)	中央制御室 原子炉建屋2階FPC弁室 (管理区域)	G41-MO-F021A/B	FPFC/Dバイパス弁 (A)/(B)	中央制御室 原子炉建屋2階FPC弁室 (管理区域)
燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 出口弁	G41-F014B	FPC熱交換器出口弁 (B)	原子炉建屋2階FPC熱交換器室 (管理区域)	G41-F015B	FPC熱交換器 (B) 出口弁	原子炉建屋2階FPC熱交換器室 (管理区域)

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

< 目 次 >

1.12.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の対応手段及び設備

(a) 大気への放射性物質の拡散抑制

(b) 海洋への放射性物質の拡散抑制

b. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応手段及び設備

c. 重大事故等対処設備と自主対策設備

(a) 大気及び海洋への放射性物質の拡散抑制

(b) 航空機燃料火災への泡消火

d. 手順等

1.12.2 重大事故等時の手順

1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等

(1) 大気への放射性物質の拡散抑制

a. 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制

- a. 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制
- b. 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制
- c. 重大事故等時の対応手段の選択

1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順

(1) 初期対応における延焼防止処置

- a. 化学消防自動車単独又は大型化学高所放水車等による泡消火

(2) 航空機燃料火災への泡消火

- a. 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火
- b. 重大事故等時の対応手段の選択

1.12.2.3 その他の手順項目にて考慮する手順

- 添付資料 1.12.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.12.2 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大
気への放射性物質の拡散抑制
- 添付資料 1.12.3 放射性物質拡散抑制手順の作業時間について
- 添付資料 1.12.4 放水砲の設置場所及び使用方法等について
- 添付資料 1.12.5 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制
【放射性物質吸着材の運搬，設置】
- 添付資料 1.12.6 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制
【汚濁防止膜の運搬，設置】
- 添付資料 1.12.7 初期対応における延焼防止処置
【大型化学高所放水車の配置，泡消火】
- 添付資料 1.12.8 航空機燃料火災への泡消火
【大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲による泡消
火】

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定する措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備を整備しており、ここでは、この設備を活用した手順等について説明する。

1.12.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外へ放射性物質が拡散するおそれがある。発電所外へ放射性物質の拡散を抑制するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、消火対応するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{※1}を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十五条及び技術基準規則第七十条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備、設計基準事故対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査基準及び基準規則からの要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1. 12. 1 表に整理する。

a. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の対応手段及び設備

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれがある場合、又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合は、大気への放射性物質の拡散抑制、放射性物質を含む汚染水が発生する場合は、海洋への放射性物質の拡散抑制を図る。

(a) 大気への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合は、放水設備により、大気への放射性物質の拡散抑制を行う手段がある。

大気への放射性物質の拡散抑制に使用する設備（原子炉建屋放水設備）は以下のとおり。

- ・ 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）
- ・ ホース
- ・ 放水砲
- ・ 燃料補給設備
- ・ ガンマカメラ
- ・ サーモカメラ

(b) 海洋への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において，原子炉建屋への放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合は，海洋への放射性物質の拡散抑制を行う手段がある。

海洋への放射性物質の拡散抑制に使用する設備（海洋拡散抑制設備）は以下のとおり。

- ・放射性物質吸着材
- ・汚濁防止膜
- ・小型船舶（汚濁防止膜設置用）

これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.12.1）

b. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応手段及び設備

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合，初期対応における延焼防止処置により，火災に対応する手段がある。

初期対応における延焼防止処置に使用する設備は以下のとおり。

- ・化学消防自動車
- ・水槽付消防ポンプ自動車
- ・泡消火薬剤備蓄車

- ・大型化学高所放水車

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、航空機燃料火災の泡消火により火災に対応する手段がある。

航空機燃料火災への泡消火に使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）
- ・ホース
- ・放水砲
- ・泡原液搬送車
- ・泡原液混合装置
- ・燃料補給設備

これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料1.12.1)

c. 重大事故等対処設備と自主対策設備

(a) 大気及び海洋への放射性物質の拡散抑制

審査基準及び基準規則に要求される、大気への放射性物質の拡散抑制に使用する設備のうち、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、ホース、放水砲及び燃料補給設備は、いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

海洋への放射性物質の拡散抑制に使用する設備のうち、放射性物質吸着材、汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は重大事故等対処設備と位置付ける。

以上の重大事故等対処設備により発電所外への放射性物質の拡散抑制が可能であることから、以下の設備は自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ガンマカメラ
- ・サーモカメラ

これらの設備については、大気への放射性物質の拡散を直接抑制する手段ではないが、原子炉建屋放水設備により原子炉建屋に向けて放水する際に、原子炉建屋から漏えいする放射性物質や熱を検出する手段として有効である。

(b) 航空機燃料火災への泡消火

基準規則に要求される、航空機燃料火災への泡消火に使用する設備のうち、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、ホース、放水砲、泡原液搬送車、泡原液混合装置及び燃料補給設備は、重大事故等対処設備と位置付ける。

以上の重大事故等対処設備により航空機燃料火災への泡消火が可能であることから、以下の設備は自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・化学消防自動車
- ・水槽付消防ポンプ自動車
- ・泡消火薬剤備蓄車
- ・大型化学高所放水車

これらの設備については、航空機燃料火災への対応手段として放水

量が少ないため、同等の放水効果は得られにくいですが、早期に消火活動が可能であり、航空機燃料の飛散によるアクセスルート及び建屋への延焼拡大防止の手段として有効である。

d. 手順等

上記の a . , b . 及び c . により選定した対応手段に係る手順を整備する。これらの手順は、緊急時対策要員の対応として、多様なハザード対応手順に定める（第 1. 12. 1 表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器についても整理する（第 1. 12. 2 表）。

1.12.2 重大事故等時の手順

1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等

(1) 大気への放射性物質の拡散抑制

- a. 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱や格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却による原子炉格納容器の減圧及び除熱させる手段がある。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備で注水しても水位が維持できない場合は、燃料プールスプレイにより燃料損傷を緩和する手段がある。

しかし、これらの機能が喪失し、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかが該当する場合とする。

- ・炉心損傷を判断した場合^{*1}において、あらゆる注水手段を講じても発電用原子炉への注水が確認できない場合
- ・使用済燃料プール水位が低下した場合において、あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合

- ・大型航空機の衝突等，原子炉建屋の外観で大きな損傷を確認した場合

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が,設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合,又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

大容量送水車(原子炉建屋放水設備用),放水砲による大気への放射性物質の拡散を抑制する手順の概要は以下のとおり。手順の概要図を第1.12.1図に,タイムチャートを第1.12.2図に,ホース敷設ルート及び放水砲の設置位置を第1.12.3図に示す。

- ①当直副長は,手順着手の判断基準に基づき,当直長を經由して,大容量送水車(原子炉建屋放水設備用),放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の準備を緊急時対策本部に依頼する。
- ②緊急時対策本部は,大容量送水車(原子炉建屋放水設備用),放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の準備開始を緊急時対策要員に指示する。
- ③緊急時対策要員は,大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)を海水取水箇所周辺に設置する。
- ④緊急時対策要員は,ホースを取水ポンプに接続後,取水ポンプを取水箇所へ設置し,大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)吸込口にホースを接続する。

- ⑤緊急時対策要員は、放水砲を設置し、ホースの運搬、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）から放水砲までのホース敷設を行い、放水砲にホースを接続する。
- ⑥緊急時対策要員は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）取水ポンプを起動し、水張りを行う。
- ⑦緊急時対策要員は、放水砲噴射ノズルを原子炉建屋の破損口等の放射性物質放出箇所に向けて調整し、準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑧当直副長は、手順着手を判断した時の状況が継続しており、以下の状況であると判断した場合は、当直長を経由して、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制実施を緊急時対策本部に依頼する。
- ・原子炉格納容器へあらゆる注水手段を講じても注水できず、原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合
 - ・原子炉格納容器からの異常な漏えいにより、格納容器圧力逃がし装置で原子炉格納容器の減圧及び除熱をしているものの、原子炉建屋内の水素濃度が低下しないことにより原子炉建屋トップベントを開放する場合
 - ・燃料プール代替注水系（可搬型）による燃料プールスプレイができない場合
 - ・プラントの異常により、モニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合
- ⑨緊急時対策本部は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の実施を緊急時対策要員に指示する。

- ⑩緊急時対策要員は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の送水ポンプを起動し、放水砲により原子炉建屋の破損口等の放射性物質放出箇所へ海水の放水を開始し、緊急時対策本部に報告する。
- ⑪緊急時対策本部は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制開始について、当直長を経由して当直副長に報告する。
- ⑫緊急時対策要員は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の運転状態を継続監視し、定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は約 2 時間の運転が可能）

(c) 操作の成立性

上記(b)の現場対応は、準備段階では緊急時対策要員 8 名（水張りは 5 名）にて実施し、所要時間は、複数あるホース敷設ルートのうち、設置距離が短くなる 7 号炉南側からのルートを優先的に選択することで、手順着手から約 130 分（7 号炉の場合、6 号炉の場合は約 160 分）で大気への放射性物質の拡散抑制の準備を完了することとしている。

（ホース敷設距離が長くなる 5 号炉北側からのルートでホースを敷設した場合は、約 190 分で大気への放射性物質の拡散抑制の準備を完了することとしている。）

円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、照明、通信連絡設備を整備する。作業環境の周囲温度は外気温と同程度である。ホース等の取り付けについては速やかに作業ができるように大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

緊急時対策本部からの指示を受けて、大気への放射性物質の拡散抑制を開始する。緊急時対策要員 5 名にて実施し、手順着手から約 130 分以降（7 号炉の場合、6 号炉の場合は約 160 分以降）放水することが可能である。

放水砲は可搬型設備のため、任意に設置場所を設定することが可能であり、風向き等の天候状況及びアクセス状況に応じて、最も効果的な方角から原子炉建屋の破損口等、放射性物質の放出箇所に向けて放水する。なお、原子炉建屋への放水に当たっては、原子炉建屋から漏れいする放射性物質や熱を検出する手段として、必要に応じてガンマカメラ又はサーモカメラを活用する。原子炉建屋の破損箇所や放射性物質の放出箇所が確認できない場合は、原子炉建屋の中心に向けて放水する。

放水砲による放水は、噴射ノズルを調整することで放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき、放水形状は、直線状とするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると直線状よりも放射性物質の拡散抑制効果が期待できることから、なるべく噴霧状を使用する。

また、直線状で放射する場合も到達点では、噴霧状になっているため放射性物質の拡散抑制効果がある。

なお、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲の準備にあたり、プラント状況や周辺の現場状況、ホースの敷設時間等を考慮し、複数あるホース敷設ルートから全対応の作業時間が短くなるよう適切なルートを選択する。

（添付資料1.12.2, 1.12.3, 1.12.4）

(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制

a. 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合は、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲により原子炉建屋に海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生する。

防潮堤内側の合計 6 箇所に放射性物質吸着材を設置することにより、海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。設置に当たっては、放水した汚染水が流れ込む 6 号及び 7 号炉近傍の構内雨水排水路の集水枥 2 箇所を優先する。

(a) 手順着手の判断基準

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合。

(b) 操作手順

放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順の概要は以下のとおり。また、放射性物質吸着材の設置位置図を第 1.12.4 図に、タイムチャートを第 1.12.5 図に示す。

①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へ放射性物質吸着材の設置開始を指示する。

②緊急時対策要員は、放射性物質吸着材を、設置位置近傍まで運搬する。

③緊急時対策要員は、放射性物質吸着材を設置する。

(6 号及び 7 号炉に放水した汚染水が流れ込む 6 号及び 7 号炉近

傍の構内雨水排水路の集水柵 2 箇所を優先的に設置する。)

(c) 操作の成立性

放射性物質吸着材の設置は、緊急時対策要員 4 名の体制である。

設置作業は、緊急時対策本部の指示に従い対応することとしており、放射性物質吸着材を放射性物質拡散抑制の手順着手から約 180 分で設置することとしている。(6 号及び 7 号炉に放水した汚染水が流れ込む 6 号及び 7 号炉近傍の構内雨水排水路の集水柵 2 箇所へ放射性物質吸着材を約 100 分で設置することとしている。)

円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、照明、通信連絡設備を整備する。

(添付資料 1.12.5)

b. 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲により原子炉建屋に海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生する。

放射性物質を含む汚染水は構内排水路を通過して放水口から海へ流れ込むため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。

小型船舶(汚濁防止膜設置用)を用いて、取水口 3 箇所、放水口 1 箇所の合計 4 箇所に汚濁防止膜を設置する。設置に当たっては、放水した汚染水が海洋に流れ込むルートにある放水口 1 箇所を優先する。

(a) 手順着手の判断基準

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順着手の判断をした場合において、汚濁防止膜の設置が可能な状況（大津波警報、津波警報が出ていない又は解除された等）である場合。

(b) 操作手順

汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順の概要は以下のとおり。また、汚濁防止膜の設置位置図を第 1.12.6 図に、タイムチャートを第 1.12.7 図に示す。

- ①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へ汚濁防止膜の設置開始を指示する。
- ②緊急時対策要員は、汚濁防止膜と付属資機材及び海上作業に必要な小型船舶（汚濁防止膜設置用）を設置位置背面に運搬する。
- ③緊急時対策要員は、汚濁防止膜をシャックル及び、接続ロープ等で必要本数を連結させる。
- ④緊急時対策要員は、汚濁防止膜の両端部に固定用ロープを取り付け、連結させた汚濁防止膜を順次、護岸から海面に投入し、片方の固定用ロープを護岸沿いに引き、汚濁防止膜を所定の位置に配置する。
- ⑤その際、緊急時対策要員は、小型船舶（汚濁防止膜設置用）を使用し、汚濁防止膜が水面上で支障物等に絡まないよう調整する。
- ⑥緊急時対策要員は、汚濁防止膜配置後、両端部の固定用ロープを護岸の所定の箇所へ固定する。
- ⑦緊急時対策要員は、小型船舶（汚濁防止膜設置用）を使用し、汚

濁防止膜のカーテン部を結束していたロープを切断し、カーテン部を開放する。

⑧緊急時対策要員は、同作業完了後、引き続き、同様の手順により2重目の汚濁防止膜を設置する。

(c) 操作の成立性

汚濁防止膜の設置は、北放水口への1重目の汚濁防止膜の設置を緊急時対策要員6名で実施する。

その後の汚濁防止膜の設置については、積み込み・運搬を緊急時対策要員6名、設置を緊急時対策要員7名、合計13名で実施する。

汚濁防止膜の設置作業は、北放水口(1箇所)の設置を約190分、その後の取水口(3箇所)への設置を約24時間で行うこととしている。それぞれ1重目の汚濁防止膜の設置完了後、緊急時対策本部の指示により、2重目の汚濁防止膜を設置する。

円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、照明、通信連絡設備を整備する。

さらに、積み込み、運搬等にユニック車を使用することで重量物である汚濁防止膜を効率的に運搬でき、また、海上作業では小型船舶(汚濁防止膜設置用)を使用することで汚濁防止膜の展開作業が容易となり、作業安全を確保するとともに作業時間の短縮を図る。

(添付資料 1.12.6)

c. 重大事故等時の対応手段の選択

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲により原子炉建屋に海水

を放水することで放射性物質を含む汚染水が発生するため、放射性物質吸着材の設置による汚染水の海洋への拡散抑制を開始する。

海洋への放射性物質の拡散抑制の手順の流れを第 1.12.8 図に示す。

放射性物質吸着材は、6 号及び 7 号炉に放水した汚染水が流れ込む 6 号及び 7 号炉近傍の構内雨水排水路の集水柵 2 箇所を優先的に設置し、最終的に合計 6 箇所設置することで、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。

その後、汚濁防止膜を設置するが、汚濁防止膜の設置が困難な状況（大津波警報、津波警報が出ている状況等）である場合、汚濁防止膜の設置が可能な状況になり次第、汚濁防止膜の設置を開始する。

また、放射性物質吸着材の設置作業と汚濁防止膜の設置作業を異なる要員で対応できる場合は、並行して作業を実施することが可能である。

1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順

(1) 初期対応における延焼防止処置

a. 化学消防自動車単独又は大型化学高所放水車等による泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、化学消防自動車単独、又は、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び大型化学高所放水車により初期対応における泡消火を行う手順を整備する。使用可能な淡水源がある場合は、防火水槽や消火栓（淡水タンク）、使用可能な淡水がなければ海水を使用する。

(a) 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合。

(b) 操作手順

化学消防自動車単独又は大型化学高所放水車等による泡消火を行う手順の概要は以下のとおり。また、航空機燃料火災への対応の概要図を第 1.12.9 図に、タイムチャートを第 1.12.10 図に、水利の配置図を第 1.12.11 図示す。

- ①自衛消防隊の消防隊長は、発電所敷地内において航空機衝突による火災を確認した場合、現場の火災状況及び安全を確保した後、初期消火に必要な設備の準備を開始する。
 - ・周辺の状況（けが人の有無、モニタリングの状況）
 - ・消火の水源に、防火水槽や消火栓（淡水タンク）を使用する場合は、水量が確保され使用できることを確認
 - ・化学消防自動車単独による泡消火又は大型化学高所放水車による泡消火の実施判断は、現場火災状況を基に自衛消防隊の消防隊長が自衛消防隊へ指示
- ②自衛消防隊の消防隊長は、現場火災状況を緊急時対策本部へ報告する。
 - ・周辺の状況（けが人の有無、モニタリング実施結果）
 - ・消火の水源
 - ・化学消防自動車単独による泡消火又は大型化学高所放水車による泡消火の実施判断の結果
- ③緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大型化学高所放水車、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）による泡消火の開始及び必要により淡水貯水池から防火水槽への送水を指示する。
- ④緊急時対策要員は、自衛消防隊が使用する大型化学高所放水車及

び泡原液搬送車を現場まで運転する。

- ⑤自衛消防隊は、緊急時対策要員から大型化学高所放水車及び泡原液搬送車を引き取る。

<化学消防自動車単独での泡消火を選択した場合>

- ⑥自衛消防隊は、水源近傍に化学消防自動車を設置し、水利を確保する。
- ⑦自衛消防隊は、初期消火活動場所へホースを敷設、接続及び準備作業を行う。
- ⑧自衛消防隊は、消火用水と泡消火薬剤を混合させて、化学消防自動車による泡消火を開始する。
- ⑨自衛消防隊は、適宜、泡消火薬剤備蓄車から、泡原液の補給を実施する。

<大型化学高所放水車等による泡消火を選択した場合>

- ⑩自衛消防隊は、水源近傍に化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を設置し、水利を確保する。
- ⑪自衛消防隊は、初期消火活動場所へホースを敷設するとともに大型化学高所放水車の中継口へホースを接続する。
- ⑫自衛消防隊は、化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車から取水し、大型化学高所放水車へ送水を開始する。
- ⑬自衛消防隊は、大型化学高所放水車による泡消火を実施する。現場状況により化学消防自動車からも泡消火又は延焼防止を実施する。(必要に応じて、緊急時対策要員を活用する。)
- ⑭自衛消防隊は、適宜、泡消火薬剤備蓄車から、泡原液の補給を実

施する。(泡原液搬送車を接続することも可能である。)

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は、自衛消防隊 6 名及び緊急時対策要員 2 名の合計 8 名で対応する。化学消防自動車単独での泡消火を選択した場合、初期消火開始まで手順着手から約 35 分、大型化学高所放水車等による泡消火を選択した場合、初期消火開始まで手順着手から 55 分で対応することとしている。(緊急時対策要員 2 名は、大型化学高所放水車、泡原液搬送車を運転し、自衛消防隊への引き渡し後、大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火に向けた準備にとりかかる。)

なお、大型化学高所放水車のテーブルは 360° 旋回することが可能なため、火災現場の状況に応じて、最も効果的な方角から泡消火を実施する。

円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、照明、通信連絡設備を整備する。

(添付資料 1. 12. 7)

(2) 航空機燃料火災への泡消火

- a. 大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置により、海水を水源とした航空機燃料火災への泡消火を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合。

(b) 操作手順

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による泡消火手順の概要は以下のとおり。また、航空機燃料火災への対応の概要図を第 1.12.9 図に、タイムチャートを第 1.12.10 図に、水利の配置及び大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による泡消火に関するホース敷設ルートを第 1.12.11 図に示す。

- ①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へ大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置の設置開始を指示する。
- ②緊急時対策要員は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）を取水箇所周辺に設置する。
- ③緊急時対策要員は、ホースを取水ポンプに接続後、取水ポンプを取水箇所へ設置し、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）吸込口にホースを接続する。
- ④緊急時対策要員は、放水砲を設置し、ホースの運搬、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、泡原液搬送車、泡原液混合装置から放水砲までホースを敷設し、放水砲にホースを接続する。
- ⑤緊急時対策要員は、放水砲にホースを接続後、放水砲噴射ノズルを火災発生箇所に向けて調整する。
- ⑥緊急時対策要員は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）送水

ポンプを起動し、放水砲による消火を開始する。

⑦緊急時対策要員は、泡原液搬送車の弁操作を行い、泡消火を開始する。

⑧緊急時対策要員は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の運転状態を継続監視し、定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の給油（燃料を給油しない場合、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は約2時間の運転が可能）を実施する。

(c) 操作の成立性

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による泡消火は、準備段階では現場にて8名で実施する。手順着手から約130分（7号炉の場合、6号炉の場合は約160分）で準備を完了することとしている。（ホース敷設距離が長くなる5号炉北側からのルートでホースを敷設した場合は、約190分に対応することとしている。）

放水段階では緊急時対策要員5名にて実施する。1%濃縮用泡消火剤を4,000L配備し、放水開始から約25分の泡消火が可能である。

泡消火剤は、放水流量(15,000L/min)の1%濃度で自動注入となる。

円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、照明、通信連絡設備を整備する。ホース等の取付けについては、速やかに作業ができるように大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

(添付資料 1.12.8)

b. 重大事故等時の対応手段の選択

航空機燃料火災への対応は、各消火手段に対して異なる要員で対応す

ることから、準備完了したものから泡消火を開始する。

化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤備蓄車又は大型化学高所放水車は，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），泡原液搬送車，泡原液混合装置及び放水砲による泡消火を開始するまでのアクセスルートを確認するための泡消火，要員の安全確保のための泡消火，航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のための広範囲の泡消火を行う。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），泡原液搬送車，泡原液混合装置及び放水砲による泡消火は，航空機燃料火災を約 $900\text{m}^3/\text{h}$ の流量で消火する。

初期対応において，アクセスルートを確認するための泡消火，要員の安全確保のための泡消火，航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のための消火活動については，大型化学高所放水車より車両の移動が容易で，機動性が高い化学消防自動車を優先する。

建屋等高所への消火活動を行える場合，大型化学高所放水車による泡消火を行う。

使用する水源について，化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車又は大型化学高所放水車は，防火水槽，消火栓（淡水タンク）のうち，準備時間が短く，大容量である防火水槽を優先する。防火水槽，消火栓（淡水タンク）が使用できなければ海水を使用する。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），泡原液搬送車，泡原液混合装置及び放水砲による泡消火の水源は，大流量の放水であるため海水を使用する。

1.12.2.3 その他の手順項目にて考慮する手順

原子炉建屋トップベントに関する手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋

等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

大容量送水車等の車両への燃料補給に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.12.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧

	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷	-	大気への放射性物質の拡散抑制	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用) ホース 放水砲 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」
			ガンマカメラ サーモカメラ	自主対策設備	
		海洋への放射性物質の拡散抑制	放射性物質吸着材 汚濁防止膜 小型船舶(汚濁防止膜設置用)	重大事故等対処設備	
原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	-	航空機燃料火災への泡消火	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用) ホース 放水砲 泡原液搬送車 泡原液混合装置 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「初期対応における延焼防止処置」 「航空機燃料火災への泡消火」
		初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車 水槽付消防ポンプ自動車 泡消火薬剤備蓄車 大型化学高所放水車	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

第 1.12.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/3)

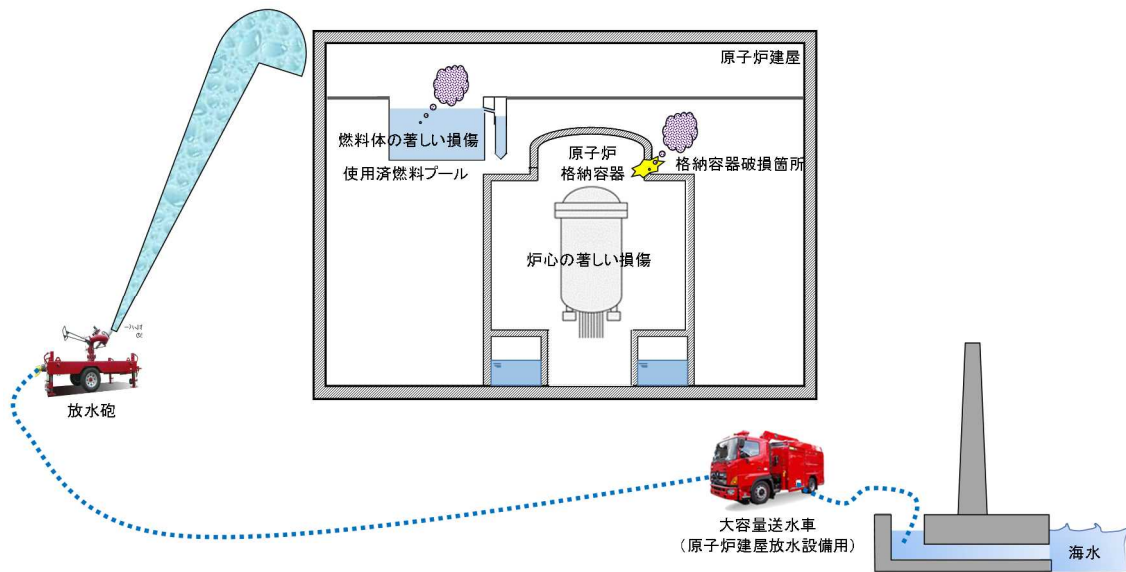
手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等 (1) 大気への放射性物質の拡散抑制 a. 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) 及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (B) (S/C)
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
多様なハザード対応手順 「大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) 及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 制御棒駆動系系統流量 残留熱除去系 (A) 系統流量 残留熱除去系 (B) 系統流量 残留熱除去系 (C) 系統流量 高压炉心注水系 (B) 系統流量 高压炉心注水系 (C) 系統流量
	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
	原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 制御棒駆動系系統流量 残留熱除去系 (A) 系統流量 残留熱除去系 (B) 系統流量 残留熱除去系 (C) 系統流量 高压炉心注水系 (B) 系統流量 高压炉心注水系 (C) 系統流量
	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)
	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度
	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
	屋外の放射線量	モニタリング・ポスト

監視計器一覧 (2/3)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1. 12. 2. 1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等 (2) 海洋への放射性物質の拡散抑制 a. 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制		
多様なハザード対応手順 「放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
	原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量) 復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 制御棒駆動系系統流量 残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量 高压炉心注水系(B)系統流量 高压炉心注水系(C)系統流量
	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)
操作	-	
1. 12. 2. 1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等 (2) 海洋への放射性物質の拡散抑制 b. 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制		
多様なハザード対応手順 「汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(A) (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(B) (S/C)
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
	原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量) 復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 制御棒駆動系系統流量 残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量 高压炉心注水系(B)系統流量 高压炉心注水系(C)系統流量
	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)
操作	-	

監視計器一覧 (3/3)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1. 12. 2. 2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 (1) 初動対応における延焼防止処置 a. 化学消防自動車単独または大型化学高所放水車等による泡消火		
多様なハザード対応手順 「初期対応における延焼防止処置」	判断 基準	—
	操作	—
1. 12. 2. 2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 (2) 航空機燃料火災への泡消火 a. 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) , 放水砲, 泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火		
多様なハザード対応手順 「航空機燃料火災への泡消火」	判断 基準	—
	操作	—

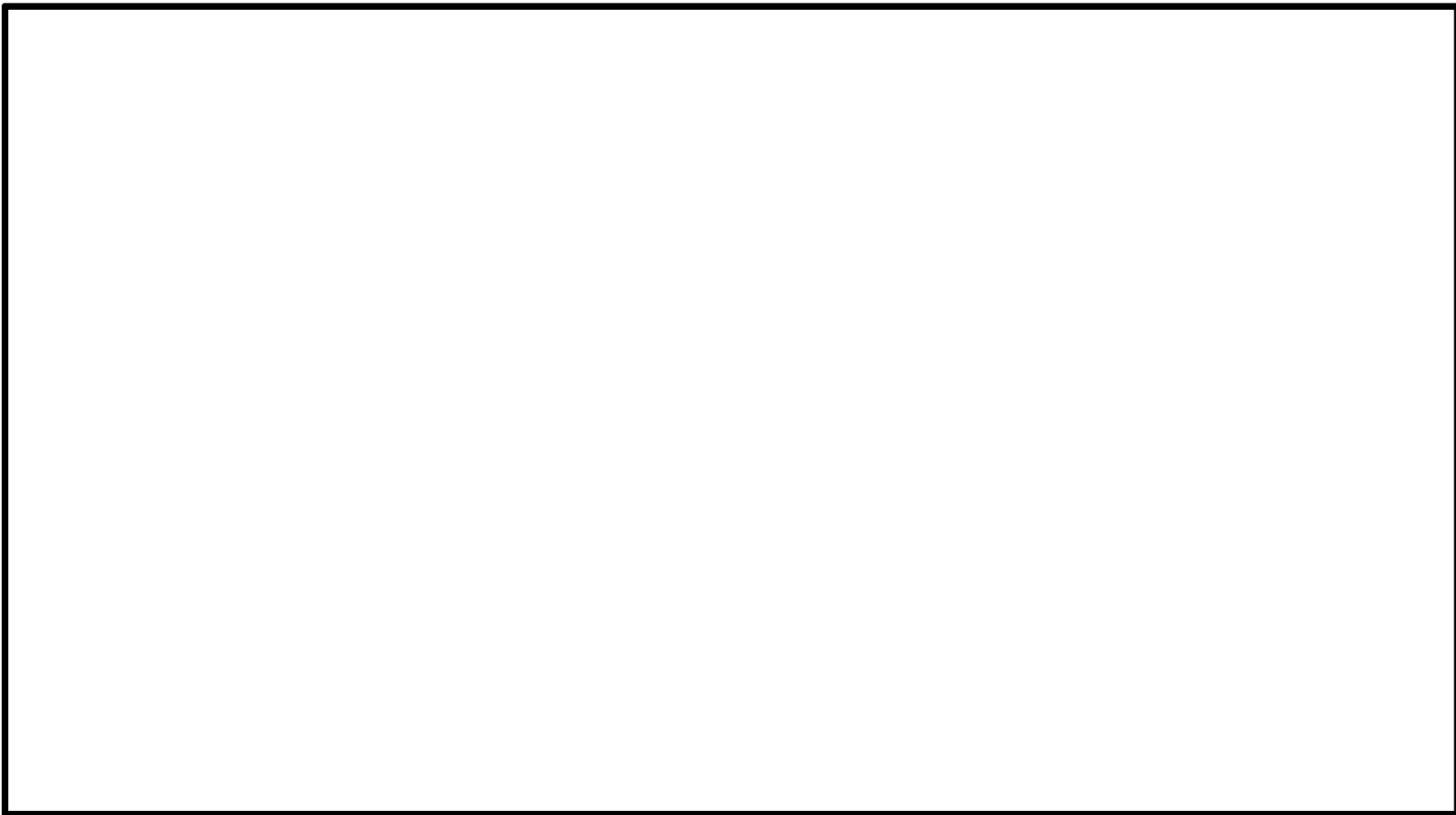


第 1.12.1 図 大気への放射性物質の拡散抑制手順の概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)							備考	
		20	40	60	80	100	120	140		
		大気への放射性物質の拡散抑制 130分								
大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	6	移動	(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒浜側高台保管場所までの移動)							※大浜側高台保管場所への移動は、20分と想定する。 ※ホース敷設距離により作業時間が異なる。 350m以内(南ルート～7号炉) ホース敷設25分 スプレー開始130分 700m以内(南ルート～6号炉) ホース敷設50分 スプレー開始160分 1,050m以内(北ルート～6号及び7号炉) ホース敷設75分 スプレー開始190分
			高台保管場所から現場への車両運搬							
			ホース敷設							
			(大容量送水車～放水砲へのホース敷設)							
			取水ポンプ設置							
	2	移動	(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒浜側高台保管場所までの移動)							
			大容量送水準備付随作業							
			資機材積み込み、高台保管場所から現場への車両運搬							
			放水砲の配置、エルボ・ブリッジ運搬配置他							
5		水張り								
		送水ポンプ起動・スプレー開始								
		(要員8名のうち5名で拡散抑制実施)								

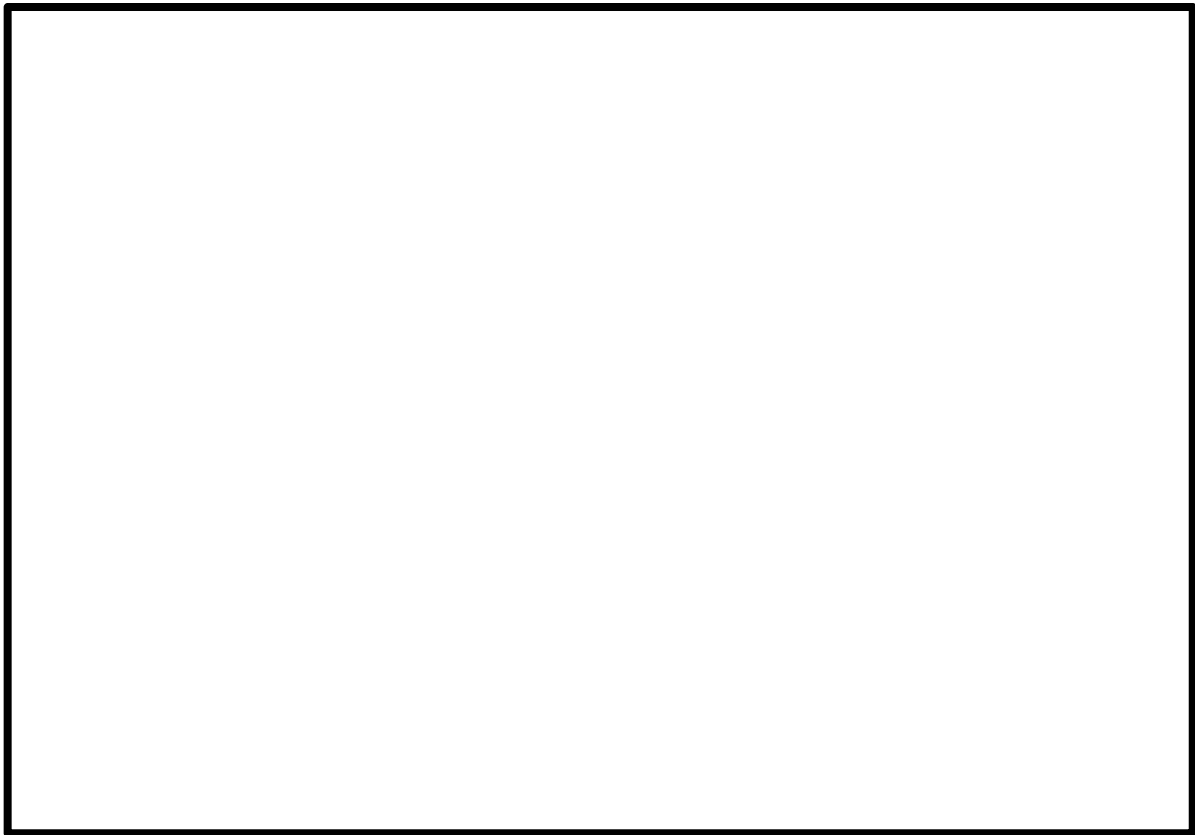
第 1.12.2 図 大気への放射性物質の拡散抑制 タイムチャート

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 1.12.3 図 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制
ホース敷設ルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 1. 12. 4 図 放射性物質吸着材の設置位置図

		経過時間(分)																備考	
		20	40	60	80	100	120	140	160	180									
手順の項目	要員(数)	放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制 (全体)約180分 (優先設置2箇所)約100分																	
放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員 4	移動			移動														※大湊側高台保管場所への移動は、20分と想定する。
				吸着材積込															
						据付(6号)	(6号雨水排水路集水樹)							据付(5号)					
							据付(7号)	(7号雨水排水路集水樹)							(5号雨水排水路集水樹)				
										据付(フラップゲート入口3か所)									

第 1. 12. 5 図 海洋への放射性物質の拡散抑制 (放射性物質吸着材)
タイムチャート

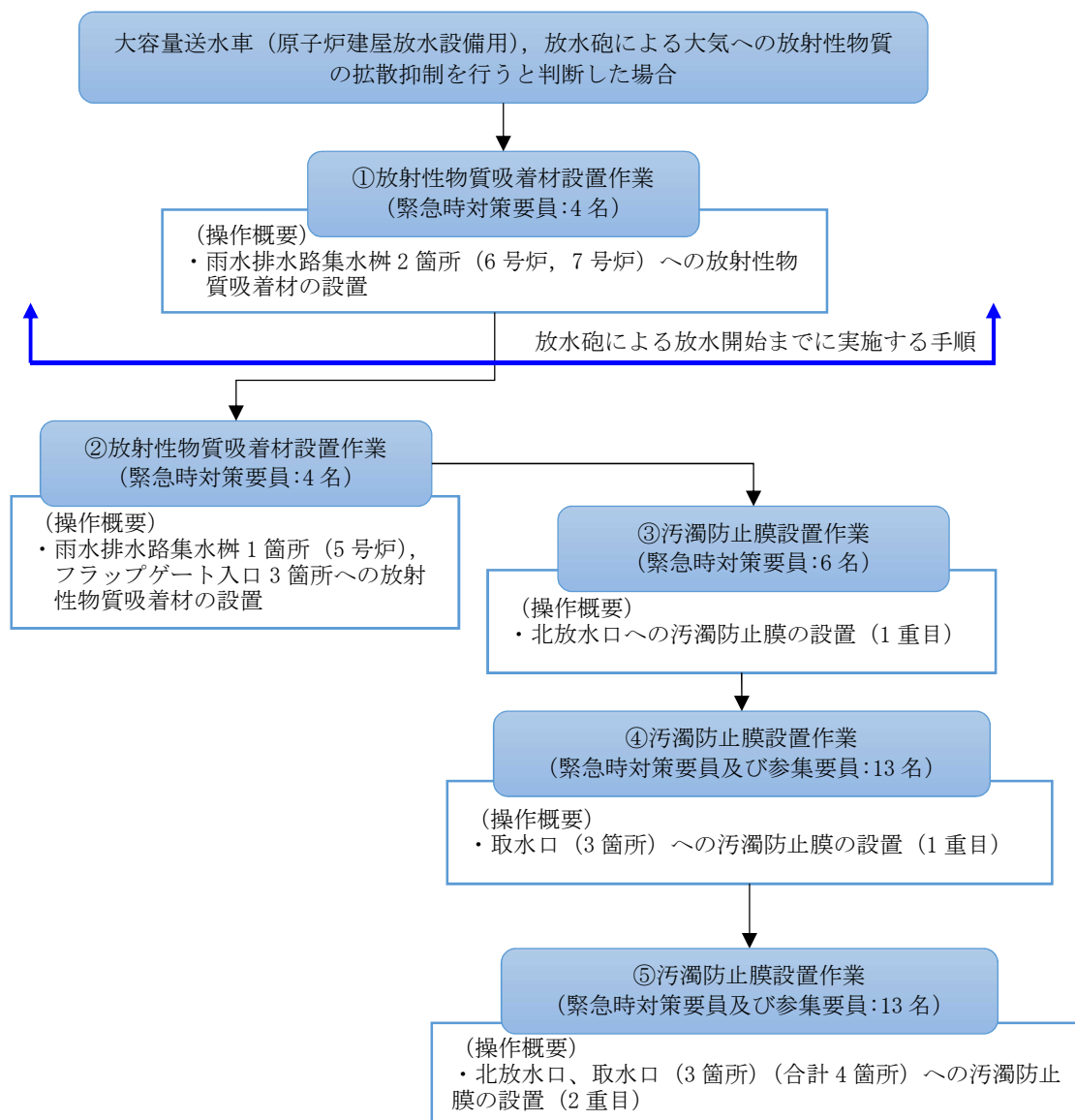
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 1. 12. 6 図 汚濁防止膜の設置位置図

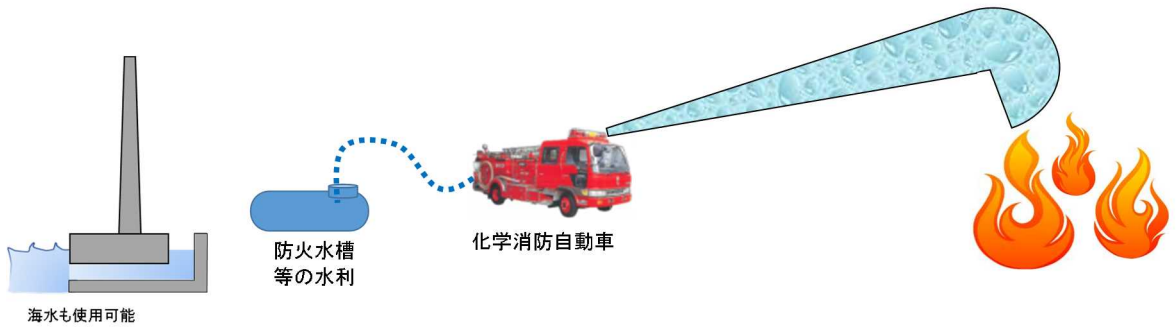
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)															経過時間(時間)				備考
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	12	14	16	18	20	22	24			
		北放水口への汚濁防止膜(1重目)設置															取水口(3箇所)への汚濁防止膜(1重目)設置				
		190分															24時間				
汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員	6	移動	積込・運搬	設置										ボート組立切離し	積込・運搬				※大湊側高台保管場所への移動は、20分と想定する。	
		7															設置				

第 1. 12. 7 図 海洋への放射性物質の拡散抑制(汚濁防止膜)タイムチャート



②、③の作業は、異なる要員で対応できる場合は、並行して実施することが可能。

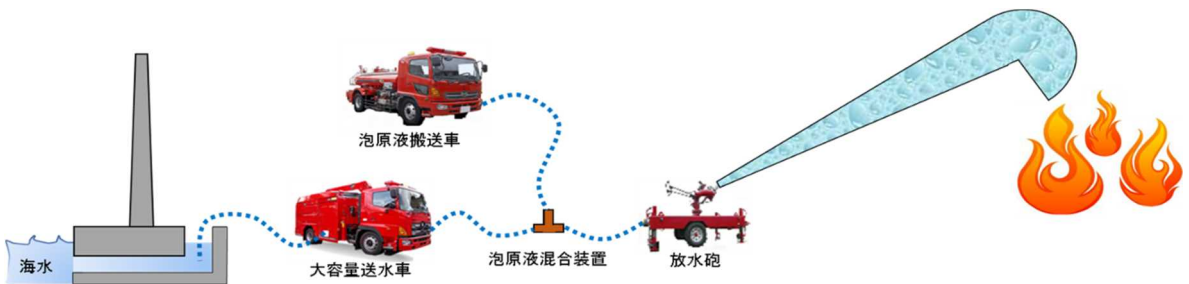
第 1.12.8 図 海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れ



化学消防自動車による泡消火の例

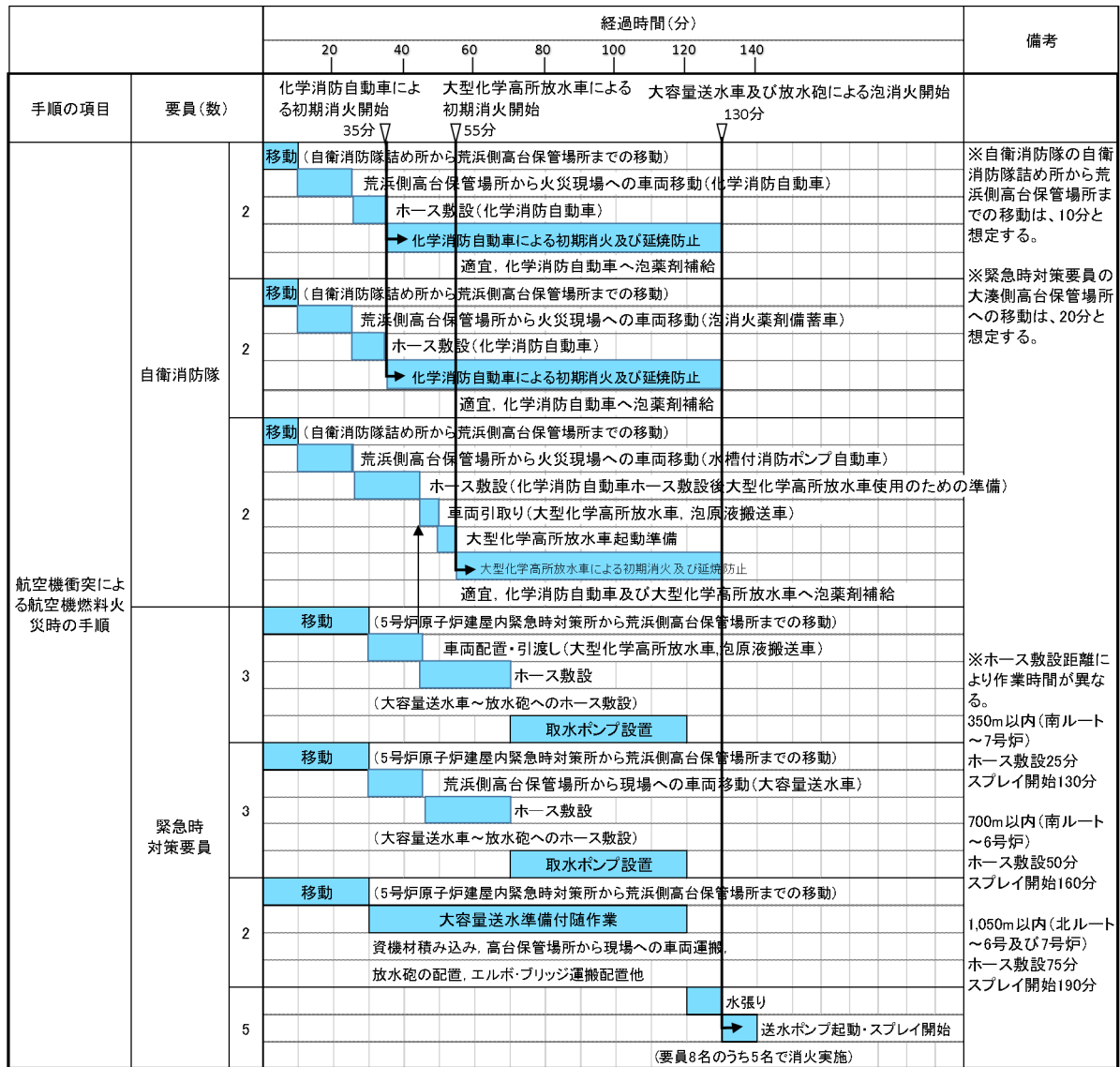


大型化学高所放水車による泡消火の例

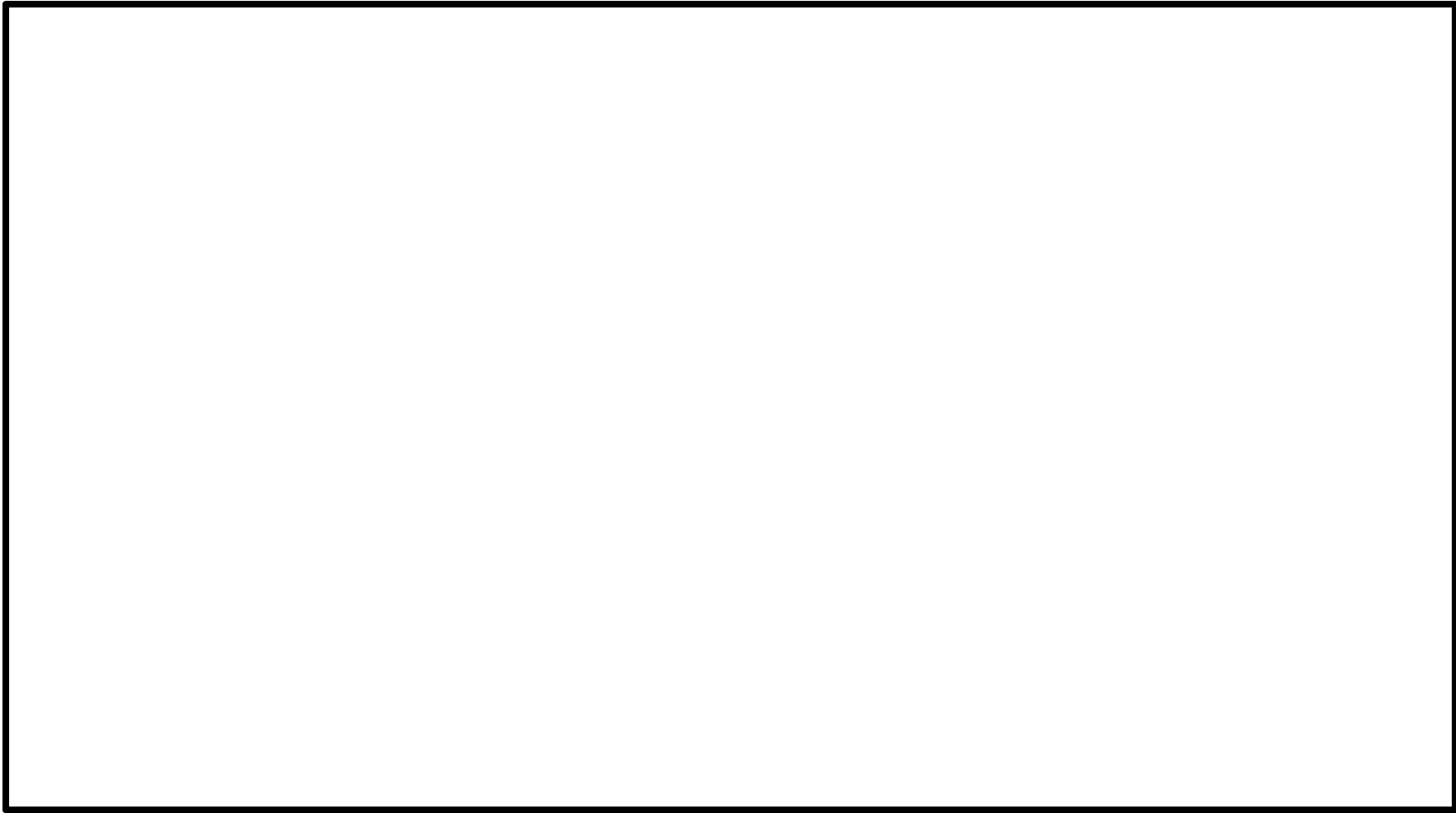


大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）による泡消火

第 1. 12. 9 図 航空機燃料火災への対応の概要図



第 1.12.10 図 航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 タイムチャート



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 1.12.11 図 水利の配置及び大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による泡消火 ホース敷設ルート図

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/2）

技術的能力審査基準 (1.12)	番号	設置許可基準規則（55条）	技術基準規則（70条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	④
<p>【解釈】 1 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定する措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第55条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第70条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。</p>	<p>a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。</p>	⑤
		<p>b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。</p>	<p>b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。</p>	⑥
<p>b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。</p>	③	<p>c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。</p>	<p>c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。</p>	⑦
		<p>d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。</p>	<p>d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。</p>	⑧
		<p>e) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。</p>	<p>e) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。</p>	⑨

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/2)

: 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
大気への放射性物質の 拡散抑制	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)	新設	① ② ④ ⑤ ⑦ ⑧	大気への放射性物質の 拡散抑制	ガンマカメラ サーモカメラ	可搬	-	-	自主対策とする理由は 本文参照
	ホース	新設							
	放水砲	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							
海洋への放射性物質 の拡散抑制	放射性物質吸着材	新設	① ③ ④ ⑨	-	-	-	-	-	-
	汚濁防止膜	新設							
	小型船舶 (汚濁防止膜設置用)	新設							
-	-	-	-	初期対応における 延焼防止処置	化学消防自動車	可搬	45分	6名	自主対策とする理由は 本文参照
				水槽付消防ポンプ 自動車	可搬				
				大型化学高所放水 車	可搬				
				泡消火薬剤備蓄車	可搬				
航空機燃料火災への泡消火	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)	新設	① ④ ⑥	-	-	-	-	-	-
	ホース	新設							
	放水砲	新設							
	泡原液搬送車	新設							
	泡原液混合装置	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

1. 操作概要

放射性物質放出箇所（原子炉建屋の破損口）付近に放水砲を配置するとともに、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）を海水の取水箇所周辺に配備し、取水ポンプにホースを取り付け海水取水箇所へ設置する。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）から放水砲まで送水するためのホース等を敷設、接続の上、ホースの水張りを行う。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）送水ポンプを起動し、放水砲操作により放射性物質放出箇所へ海水をスプレーする。

2. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺、取水箇所（護岸、海水取水ピット）周辺）

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 準備 8 名, 拡散抑制時 5 名 (緊急時対策要員)

有効性評価で想定する時間 : 要求はない。

所要時間目安 : 約 130 分 (ホース 350m を敷設した場合の時間であり、敷設長さにより変わる)

(実績時間 : 約 120 分, ただし緊急取水口蓋の開放時間は含まない)

4. 操作の成立性について

作業環境 : 車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。

移動経路 : 車両のヘッドライト・作業用照明のほか、懐中電灯・LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。

また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業性 : 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) からのホースの接続は、専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。

作業エリア周辺には、作業に支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

取水ポンプの設置は、ユニック車により吊り下ろすため容易に設置可能である。

連絡手段 : 通信連絡設備 (送受話器, 電力保安通信用電話設備, 衛星電話)

設備，無線連絡設備）により，緊急時対策本部と連絡可能である。



大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）



6号炉 緊急海水取水口（北側）



7号炉 緊急海水取水口



大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）取水ポンプ



大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）取水ポンプ用ホース



ホース敷設の状況



取水ポンプ設置の状況



放水砲による放水の状況



放水砲運搬車両



配管エルボ



ホースブリッジ

放射性物質拡散抑制手順の作業時間について

「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」のうち、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制手順については、ホース敷設時間により、短いケースで約130分、長いケースで約190分での対応を想定している。この想定は、設備の配備や訓練の実績を踏まえた時間であるが、以下にその詳細を説明する。

(1) 全体の作業時間について

第1図に大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制のタイムチャートを示す。

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考
		20	40	60	80	100	120	140						
		大気への放射性物質の拡散抑制 130分												
大容量送水車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員	①移動	(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒浜側高台保管場所までの移動)											※大湊側高台保管場所への移動は、20分と想定する。 ※ホース敷設距離により作業時間が異なる。 350m以内(南ルート～7号炉) ホース敷設25分 スプレイ開始130分 700m以内(南ルート～6号炉) ホース敷設50分 スプレイ開始160分 1,050m以内(北ルート～6号及び7号炉) ホース敷設75分 スプレイ開始190分
		②	高台保管場所から現場への車両運搬											
		③	ホース敷設 (大容量送水車～放水砲へのホース敷設)											
		④	取水ポンプ設置											
		①移動												
		⑤	大容量送水準備付作業 資機材積み込み、高台保管場所から現場への車両運搬 放水砲の配置、エルボ・ブリッジ運搬配置他											
		⑥	水張り → 送水ポンプ起動・スプレイ開始 (要員8名のうち5名で拡散抑制実施)											

第1図 大気への放射性物質の拡散抑制 タイムチャート (130分ケース)

第1図に示した作業について、作業実績と実績を踏まえた想定時間は第1表のとおりである。

第1表 個別作業の概要及び訓練の実績と実績を踏まえた想定時間
(ホース敷設時間を3セットとした場合)

	作業名	実績値 (単一訓練)	実績を踏 まえた想 定	備考
①	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒浜側高台保管場所までの移動	約25分	約30分	他の手順と同じ設定としている。 (大湊側高台保管場所までの移動は約20分)
②	高台保管場所から現場への車両運搬	約15分	約15分	運搬する必要がある車両は6台 ・大容量送水車(原子炉建屋放水設備用):1台 ・ホース運搬用車両:3台 ・放水砲運搬用車両:1台 ・ユニック車:1台(⑤大容量送水車付随作業で使用)
③	海水取水場所(防潮堤内側)から放水砲設置場所までのホース敷設	約25分 (6名) [1セット分]	約25分 (6名) [1セット分]	6名の内訳 ・ホース運搬用車両運転:1名 ・ホース敷設(車両上):2名 ・ホース敷設(道路上):2名 [ホースの敷設状況(ねじれないこと等)の確認] ・指揮者:1名 ※ホース1セットは350mであり、想定する最長距離(約950m)を敷設する場合、3セット分必要となることから想定時間は約75分となる。
④	取水ポンプの設置	約40分 (6名)	約50分 (6名)	6名の内訳 ・取水ポンプ用ホース(4本)設置:2名 [取水ポンプとホースの接続] [クレーンによる取水ポンプの設置] ・油圧ケーブルリール設置:2名 [取水ポンプと車体をつなぐ油圧ケーブル引き出し] [油圧ケーブルの巻き取り] ・ユニック操作:1名 ・指揮者:1名 ※訓練実績値(約40分)には含まれていない、緊急取水口蓋の開放時間(約10分)を考慮し約50分と想定。
⑤	大容量送水準備付随作業	設置の 個別訓練 実施 (2名)	約90分 (2名)	・配管エルボ部(ホースを直角に曲げる必要がある場合の対応)の必要数量の確認、運搬、配備・設置(時間に余裕があればホースブリッジ等の設置)等の付随作業(設置の個別訓練は行っているが、いずれも重量物であり作業時間を要すると想定) ・資機材の積み込み、車両による運搬 ・大容量送水ラインの周辺環境整備 ・給油作業 ・放水砲の配置 等
⑥	水張り	約10分 (5名)	約10分 (5名)	・ホース水張り ・放水砲バラスト水張り

訓練実績を踏まえ、作業時間を想定しているが、第1表に示したとおり、6名で作業を行う①～④の作業の合計約120分と想定している。これらの訓練実績は、以下のような作業時間短縮の工夫をした上での実績値である。

<主な工夫>

- ・大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)のホース敷設が迅速に行えるよう、あらかじめ運搬車両に積載すること。

- ・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）のホースや取水ポンプの設置方法等について、効率的な設置ができるようメーカーの指導に従い要員を配置。
- ・必要最少限の人員による効率的な役割分担を手順書化し、各車両に配備。

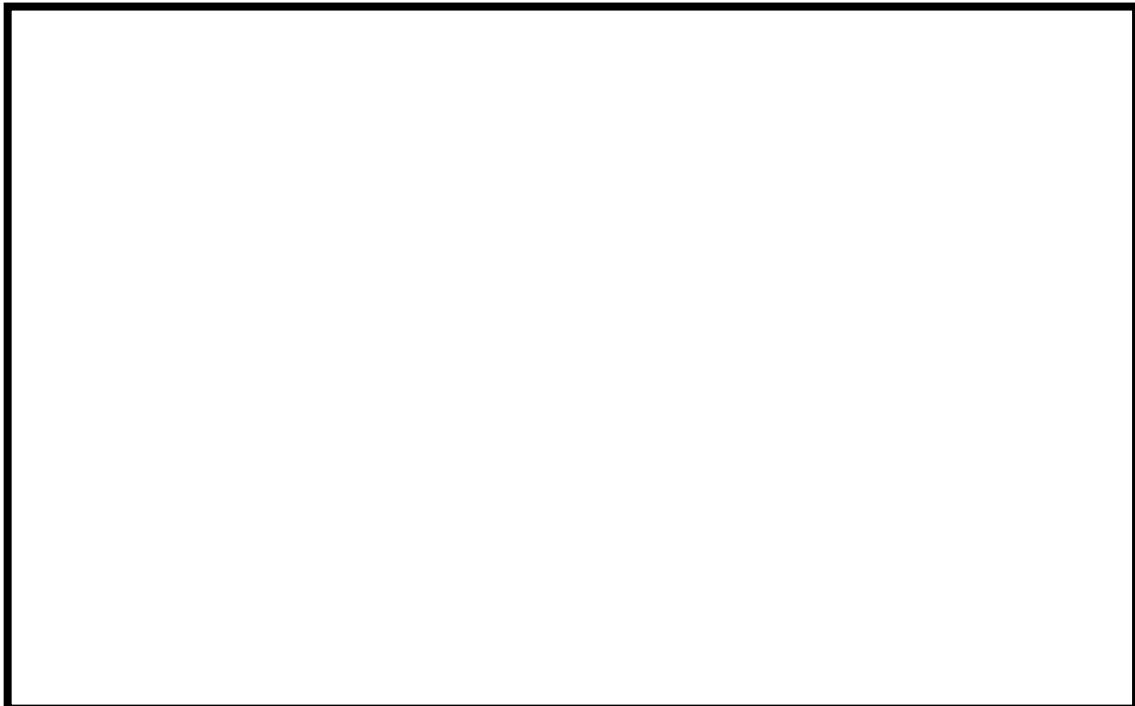
大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制手順については、敷設するホースの長さにより作業時間が約 130 分～約 190 分となる。

この点について以下に説明する。

ホースは運搬車両 1 台につき、350m 分（50m×7 セット）積載することが出来、350m の敷設に約 25 分の作業時間を想定している。

防潮堤内の海水取水箇所から 6 号又は 7 号炉の原子炉建屋周辺の放水砲設置箇所までのホース敷設距離は、北廻り、南廻りのそれぞれ 2 ルートを想定すると約 250～950m であり、ホース敷設に要する時間はホース敷設ルートにより 1 セット必要な場合（350m 以内）から 3 セット必要な場合（700 m 以上）がある。（第 2 図）

ホース敷設ルートは、その時の現場の状況で敷設に支障がない場合は、敷設時間が短くなるルートを選択する（南側ルートを選択）こととしており、実際に要する時間としては約 130 分（7 号炉への敷設の場合）若しくは約 160 分（6 号炉への敷設の場合）が基本ケースとなる。



第 2 図 海水取水場所と放水砲設置箇所間のホース敷設ルート

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

具体的には、ホース敷設距離が長い場合（700m より長くなる場合）、全体の作業時間は約 190 分となる。（第 3 図）

		経過時間(分)										備考	
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200		
手順の項目	要員(数)	大気への放射性物質の拡散抑制 190分											
大容量送水車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	6	①	移動(緊急時対策所から荒浜側高台保管場所までの移動)										※大湊側高台保管場所への移動は、20分と想定する。
		②	高台保管場所から現場への車両運搬										
		③	ホース敷設 (大容量送水車～放水砲へのホース敷設)										
		④	水中ポンプ設置										
		①	移動(緊急時対策所から大湊側高台保管場所までの移動)										
		⑤	大容量送水準備付随作業										
	2	資機材積み込み、高台保管場所から現場への車両運搬、 放水砲の配置、エルボ・ブリッジ運搬配置他											
		水張り ⑥											
	5	送水ポンプ起動・スプレー開始 →											
		(要員8名のうち5名で拡散抑制実施)											

第 3 図 タイムチャート（ホース敷設距離が 700m より長くなるケース）

(2) 今後の作業時間短縮に向けた取り組みについて

現在は本作業にかかる時間を約 130 分（7 号炉への敷設の場合）若しくは約 160 分（6 号炉への敷設の場合）としているが、

- ・ 訓練の習熟による作業時間の短縮
- ・ 取水ポンプの現場での実証（淡水貯水池での訓練を繰り返しているが、淡水貯水池の周辺は斜面になっており、設置に当たりクレーンの操作が難しい。難しい環境での訓練実績から訓練想定時間を設定しており、実際の海水取水ポイントへの取水ポンプ設置作業では、クレーンによる取水ポンプの吊降し等の作業において若干の時間短縮が期待できる。）
- ・ 海水取水箇所を設置された蓋の開放作業（約 10 分を想定）の工具使用による短縮
- ・ 関連付随作業における必要資機材の運搬方法の改善（ユニック車による運搬から専用治具の使用による迅速性の確保）

等、訓練や運用の改善を今後行うことで作業時間全体の短縮に向けた取り組みを行っていく。

(3) 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による拡散抑制の作業時間と成立性について

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散を抑制する手順は、有効性評価で想定する作業がないことから有効性評価への影響はない。

また、技術的能力「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の準備手順着手の判断基準として、「炉心損傷開始を判断した場合※において、あらゆる注水手段を講じても原子炉への注水が確認できない場合。」としていることから、放射性物質拡散抑制開始に余裕をもって準備に着手する手順としている。

※格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

放水砲の設置場所及び使用方法等について

1. 放水砲による具体的なプラント事故対応

(1) 放水砲による放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災の消火活動の具体的な対応例

①放水砲の使用の判断

次のいずれかに該当する場合又はそのおそれがある場合は，放水砲を使用する。

- ・原子炉格納容器へあらゆる注水手段を講じても注水できず，原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合
- ・原子炉格納容器からの異常な漏えいにより，格納容器圧力逃がし装置で原子炉格納容器の減圧及び除熱をしているものの，原子炉建屋内の水素濃度が低下しないことにより原子炉建屋トップベントを開放する場合
- ・燃料プール代替注水系（可搬型）による燃料プールスプレイが出来ない場合
- ・プラントの異常により，モニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合
- ・航空機燃料火災が発生した場合。

②放水砲の設置位置の判断

放水砲の設置位置として，放射性物質の拡散抑制の場合はあらかじめ設置位置候補を複数想定しているが，現場からの情報（風向き，損傷位置（高さ，方位））等を勘案し，適切な位置からの放水を緊急時対策要員へ指示する。

また，消火活動の場合は，火災の状況（アクセスルート含む）等を勘案し，設置位置を確保した上で，適切な位置から放水する。

③放水砲の設置位置と原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）への放水可能性

前述のとおり，放水砲は状況に応じて適切な場所に設置する。原子炉建屋から約86mの範囲内に放水砲を仰角50°以上（泡消火放水の場合は，原子炉建屋から約73mの範囲内に放水砲を仰角55°以上）で設置すれば，原子炉建屋トップ（屋根トラス）まで放水することができることから，原子炉格納容器又は使用済燃料プールへの放水は十分に可能である。

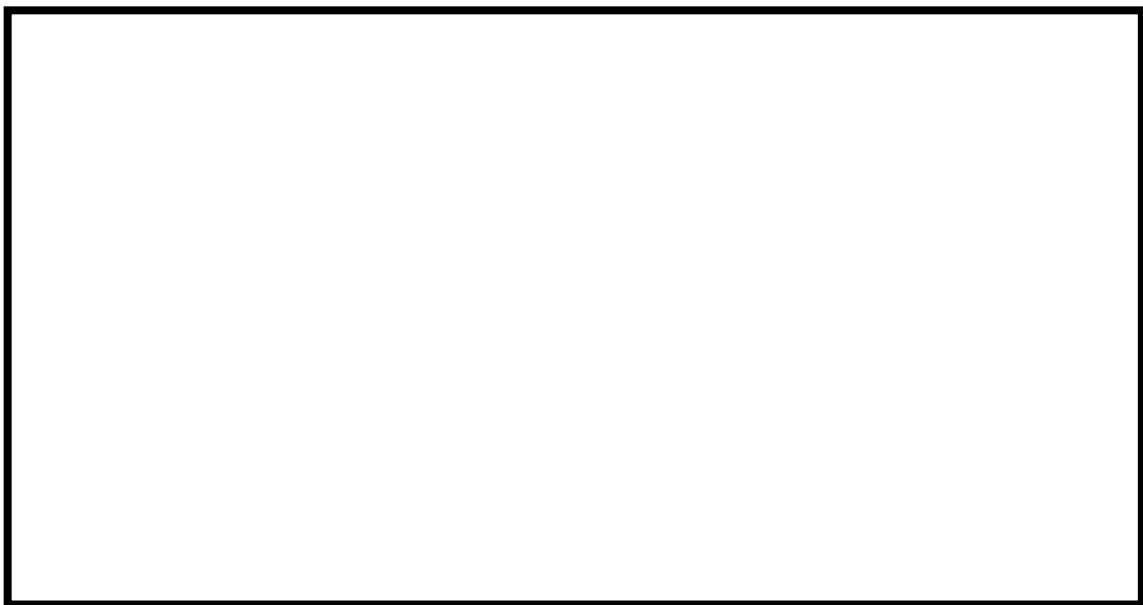
また，海水取水箇所については複数箇所を想定するとともに，ホース

の敷設ルートについても、その時の被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数のアクセスルートを確保し、複数のアクセスルートを想定した手順及び設備構成とする。

なお、放射性物質の拡散抑制の場合は、放射性物質を含む汚染水が雨水排水の流路等を通して海へ流れることを想定し、放射性物質吸着材及び汚濁防止膜を設置することにより汚染水の海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。

2. 放水砲の設置位置について

(1) 海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合



第1図 射程と射高の関係（海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合）



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(2) 泡消火放水（大規模火災）の場合

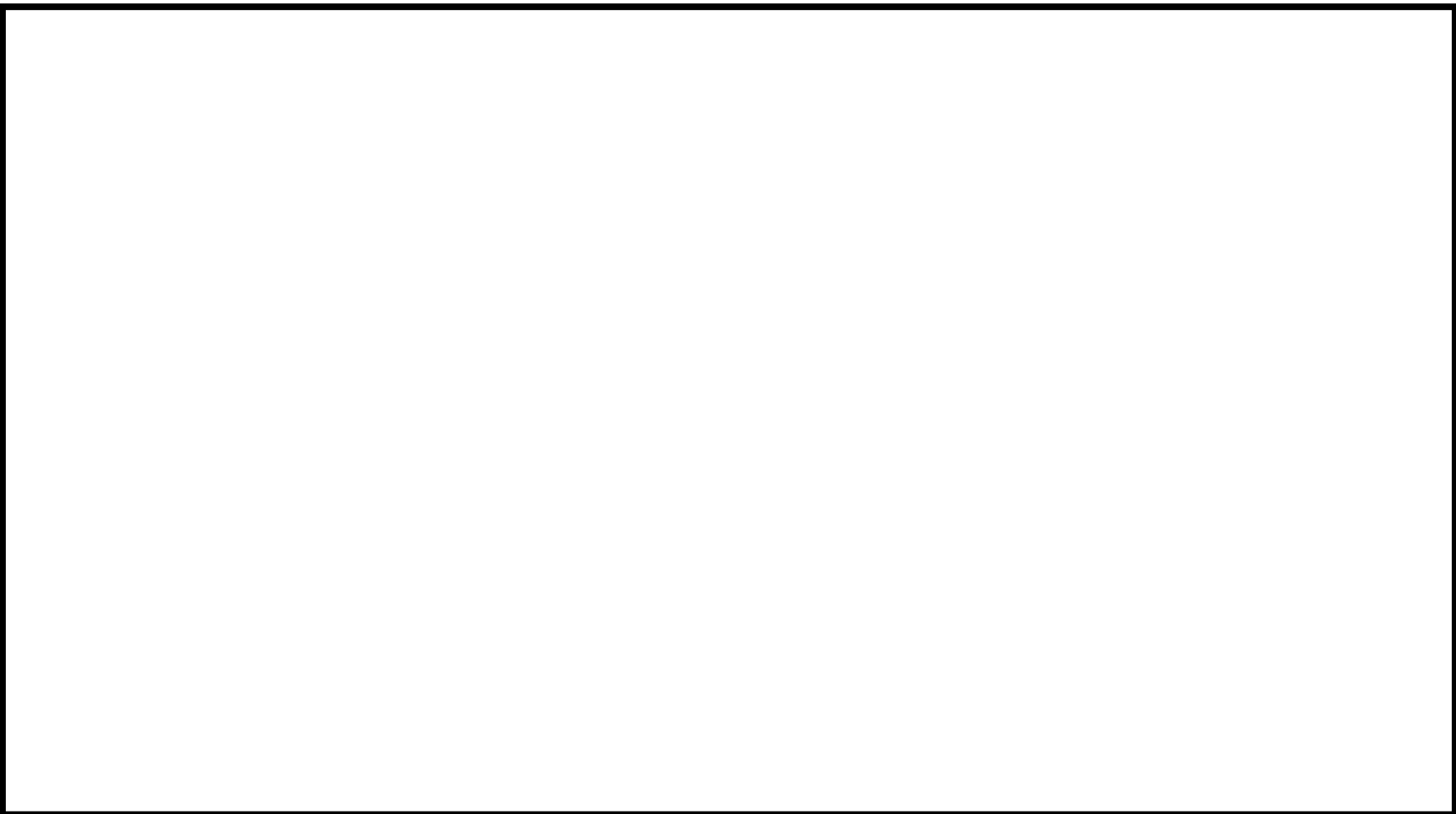


第2図 射程と射高の関係（泡消火放水（大規模火災）の場合）



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第3図 放水砲設置位置

3. 放水砲の放射方法について

放射性プルーム放出時には、放水砲により放水した水により、放射性プルームに含まれる微粒子状の放射性物質が除去されることが期待できる。

放水砲の放射方法としては、直状放射から噴霧放射への切替えが可能であり、噴霧放射は直状放射に比べ射程距離が短くなるものの、より細かい水滴径が期待できるため、高い放射性物質の除去効果が期待できる。

したがって、プルーム放出時の放水砲の放射方法としては、以下のとおりとする。

- ・原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所が確認できる場合、原子炉建屋の破損箇所に向けて放水し、噴射ノズルを調整することにより噴霧放射で損壊箇所を最大限覆うことができるように放射する。
- ・原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所や放射性物質の放出箇所が確認できない場合、原子炉建屋の中央に向けて放水する。

なお、直状放射でしか届かない場合においても、到達点では霧状になっていることから（第4図参照）、放射性物質の除去に期待できる。



第4図 直状放射による放水



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制
【放射性物質吸着材の運搬，設置】

1. 操作概要

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損，又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において，大気への放射性物質の拡散抑制を行う際，防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置する。放射性物質吸着材は，放水した汚染水が流れ込む6号及び7号炉近傍の構内雨水排水路の集水桝2箇所を優先的に設置し，最終的に合計6箇所設置する。

2. 作業場所

屋外（放射性物質吸着材保管場所及び設置箇所（6箇所））

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 4名（緊急時対策要員）
所要時間目安 : 約180分

4. 操作の成立性について

作業環境：保管場所，運搬ルート，作業エリア周辺には，作業を行う上で支障となる設備はない。また，作業が夜間となった場合でも作業員はヘッドライトを装着しており，更に可搬型の照明設備を準備しているため運搬作業や展開作業に支障を与えることはない。

移動経路：事故環境下において，放射性物質吸着材保管場所から運搬する際，設置箇所までのアクセスルート上に作業に支障となる事象の有無を緊急時対策本部に確認し，最短の移動経路で運搬作業を行う。また，設置作業において夜間でもヘッドライト，可搬型照明設備を準備しており，作業に支障はない。

作業性：放射性物質吸着材の積み込み，運搬，積み降ろし作業にはユニック車を使用することで重量物である放射性物質吸着材を効率的に運搬できる。

放射性物質吸着材の設置は，ユニック車により集水桝に吊り下ろすため容易に設置可能である。

連絡手段：通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備）により，緊急時対策本部との連絡は可能である。

汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制
【汚濁防止膜の運搬，設置】

1. 作業概要

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損，又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において，大気への放射性物質の拡散抑制を行う際，放射性物質を含む汚染水が流れ込む北放水口及び取水口（3箇所）に汚濁防止膜を設置する。引き続き，同箇所に2重目の汚濁防止膜を設置する。

2. 作業場所

屋外（北放水口，取水口，汚濁防止膜保管場所）

3. 必要要員数及び操作時間

(1) 北放水口への設置

必要要員数 : 6名（緊急時対策要員）
所要時間目安 : 約190分（北放水口1重目のみ）

(2) 取水口への設置

必要要員数 : 13名（緊急時対策要員及び参集要員）
所要時間目安 : 約24時間（取水口（3箇所）1重目のみ）

4. 操作の成立性について

作業環境：保管場所，運搬ルート，作業エリア周辺には，作業を行う上で支障となる設備はない。また，作業が夜間となった場合でも作業員はヘッドライトを装着しており，更に可搬型の照明設備を準備しているため運搬作業や展開作業に支障を与えることはない。

移動経路：事故環境下において，汚濁防止膜保管場所から運搬する際，設置箇所までのアクセスルート上に作業に支障となる事象の有無を緊急時対策本部に確認し，最短の移動経路で運搬作業を行う。また，設置作業において夜間でもヘッドライト，可搬型照明設備を準備しており，作業に支障はない。

作業性：汚濁防止膜の積み込み，運搬，積み降ろし作業にはユニック車を使用することで重量物である汚濁防止膜を効率的に運搬できる。

汚濁防止膜の組み立ては，接続金具及び紐を使用する作業であ

り、容易に連結することが可能である。また、汚濁防止膜設置も陸上から人力による牽引が可能であり、展開についても小型船舶（汚濁防止膜設置用）を使用し展開する容易な作業である。
連絡手段：通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備）により，緊急時対策本部との連絡は可能である。



積み込み状況（訓練）



連結状況（訓練）



送り出し状況（訓練）

初期対応における延焼防止処置
【大型化学高所放水車の配置，泡消火】

1. 作業概要

航空機燃料火災状況を確認し、安全を確保した場所に大型化学高所放水車を配置するとともに、化学消防自動車等により外部水源（防火水槽，消火栓又は海）から大型化学高所放水車に送水する。続いて大型化学高所放水車ポンプを起動し、泡消火による初期対応（延焼防止）を実施する。

2. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺，取水箇所（護岸，海水取水ピット，防火水槽）周辺）

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数：8名（自衛消防隊6名，緊急時対策要員2名）

（緊急時対策要員2名は，大型化学高所放水車，泡原液搬送車を運転し，自衛消防隊への引き渡し後，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火に向けた準備にとりかかる。）

所要時間目安：約55分

4. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯により，夜間における作業性を確保している。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト・懐中電灯を携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業性：消防車からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，容易に操作可能である。

作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備）により，緊急時対策本部と連絡をとる。



大型化学高所放水車



化学消防自動車と大型化学高所放水車のホース接続状況



大型化学高所放水車の
遠隔操作状況



大型化学高所放水車による
放水状況

航空機燃料火災への泡消火

【大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲による泡消火】

1. 作業概要

原子炉建屋の破損口等，航空機燃料火災に対する泡消火を行える場所に放水砲を配置するとともに，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）を海水の取水箇所周辺に配備し，取水ポンプにホースを取り付け海水取水箇所へ設置する。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），泡原液搬送車，泡原液混合装置から放水砲まで送水するためのホース等を敷設，接続の上，ホースの水張りを行う。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の送水ポンプを起動し，放水砲操作により火災発生箇所へ向けて消火を開始する。さらに泡原液搬送車の弁操作を行い，泡消火を開始する。

2. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺，海水取水箇所（護岸，海水取水ピット）周辺）

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 準備 8 名，泡消火時 5 名（緊急時対策要員）

所要時間目安 : 約 130 分（ホース 350m を敷設した場合の時間であり，敷設長さにより変わる）
（実績時間約 115 分，ただし実績のない緊急取水口蓋の開放時間は含まない）

4. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより，夜間における作業性を確保している。

移動経路：車両のヘッドライト・作業用照明のほか，懐中電灯・LED 多機能ライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業性：大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）からのホースの接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。

作業エリア周辺には，作業に支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話

設備，無線連絡設備）により，緊急時対策本部と連絡可能である。

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

< 目 次 >

1.13.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 水源を利用した対応手段と設備

(a) 復水貯蔵槽を水源とした対応手段と設備

(b) サプレッション・チェンバを水源とした対応手段と設備

(c) ろ過水タンクを水源とした対応手段と設備

(d) 防火水槽を水源とした対応手段と設備

(e) 淡水貯水池を水源とした対応手段（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）と設備

(f) 淡水貯水池を水源とした対応手段（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）と設備

(g) 海を水源とした対応手段と設備

(h) ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備

(i) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 水源へ水を補給するための対応手段と設備

(a) 復水貯蔵槽へ水を補給するための対応手段と設備

(b) 防火水槽へ水を補給するための対応手段と設備

(c) 淡水タンクへ水を補給するための対応手段と設備

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 水源の切替え

- (a) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源の切替え
- (b) 淡水から海水への切替え
- (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備
- d. 手順等

1.13.2 重大事故等時の手順

1.13.2.1 水源を利用した対応手順

(1) 復水貯蔵槽を水源とした対応手順

- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水
- b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水
- c. 復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却
- d. 復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水
- e. 復水貯蔵槽を水源とした原子炉ウェルへの注水

(2) サプレッション・チェンバを水源とした対応手順

- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水
- b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水
- c. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱
- d. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の除熱

(3) ろ過水タンクを水源とした対応手順

- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水タンクを水源

とした原子炉圧力容器への注水

- b. ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - c. ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水
 - d. ろ過水タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水
- (4) 防火水槽を水源とした対応手順
- a. 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水(淡水/海水)
 - b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水
 - c. 防火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - d. 防火水槽を水源としたフィルタ装置への補給
 - e. 防火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水
 - f. 防火水槽を水源とした原子炉ウェルへの注水
 - g. 防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー
- (5) 淡水貯水池を水源とした対応手順(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)
- a. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)
 - b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)
 - c. 淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)
 - d. 淡水貯水池を水源としたフィルタ装置への補給(あらかじめ

- め敷設してあるホースが使用できる場合)
- e. 淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）
 - f. 淡水貯水池を水源とした原子炉ウェルへの注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）
 - g. 淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）
- (6) 淡水貯水池を水源とした対応手順（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）
- a. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）
 - b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）
 - c. 淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）
 - d. 淡水貯水池を水源としたフィルタ装置への補給（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）
 - e. 淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）
 - f. 淡水貯水池を水源とした原子炉ウェルへの注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）
 - g. 淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）

(7) 海を水源とした対応手順

- a. 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による送水
- b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水
- c. 海を水源とした原子炉格納容器内の冷却
- d. 海を水源とした原子炉格納容器下部への注水
- e. 海を水源とした原子炉ウェルへの注水
- f. 海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー
- g. 海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送
- h. 海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制
- i. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火

(8) ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手順

- a. ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入

1. 13. 2. 2 水源へ水を補給するための対応手順

(1) 復水貯蔵槽へ水を補給するための対応手順

- a. 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による復水貯蔵槽への補給（淡水/海水）
- b. 純水補給水系（仮設発電機使用）による復水貯蔵槽への補給

(2) 防火水槽へ水を補給するための対応手順

- a. 淡水貯水池から防火水槽への補給
- b. 淡水タンクから防火水槽への補給
- c. 海から防火水槽への補給

(3) 淡水タンクへ水を補給するための対応手順

- a. 淡水貯水池から淡水タンクへの補給

1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順

(1) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源切替え

- a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水
- b. 高圧炉心注水系による原子炉压力容器への注水

(2) 淡水から海水への切替え

- a. 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水中の場合
- b. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水中の場合(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)

1.13.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

1.13.2.5 重大事故等時の対応手段の選択

(1) 水源を利用した対応手段

(2) 水源へ水を補給するための対応手段

- a. 復水貯蔵槽への補給
- b. 防火水槽への補給
- c. 淡水タンクへの補給

添付資料 1.13.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.13.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.13.3 重大事故対策の成立性

1. 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による送水
2. 淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）への送水
3. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）
4. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）
5. 海から大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）への送水
6. 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による送水
7. 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による復水貯蔵槽への補給
8. 純水補給水系（仮設発電機使用）による復水貯蔵槽への補給
9. 淡水貯水池から防火水槽への補給
10. 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による防火水

槽への海水補給

11. 大容量送水車（海水取水用）による防火水

槽への海水補給

12. 代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火

水槽への海水補給

13. 淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホー

スが使用できる場合）から海を水源とした

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）へ

の送水の切替え

添付資料 1.13.4 淡水貯水池から海への水源切替えの判断基準について

添付資料 1.13.5 解釈一覧

1. 操作手順の解釈一覧

2. 各号炉の弁番号及び弁名称一覧

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。
 - b) 複数の代替淡水源(貯水槽, ダム又は貯水池等)が確保されていること。
 - c) 海を水源として利用できること。
 - d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。
 - e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。
 - f) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。

設計基準事故の収束に必要な水源は、サプレッション・チェンバ及び復水貯蔵槽である。重大事故等時において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な対処設備を整備しており、ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.13.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

原子炉圧力容器への注水が必要な場合に、設計基準事故の収束に必要な水源として、サプレッション・チェンバ及び復水貯蔵槽を設置する。

原子炉格納容器内の冷却が必要な場合に、設計基準事故の収束に必要な水源として、サプレッション・チェンバを設置する。

これらの設計基準事故の収束に必要な水源が枯渇又は破損した場合は、その機能を代替するために、各水源が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる手段と重大事故等対処設備を選定する（第 1.13.1 図）。

また、原子炉圧力容器へのほう酸水注入、フィルタ装置への補給、代替循環冷却系による除熱、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水/スプレイが必要な場合の対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{※1}を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たしていないため全てのプラント状況で使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第五十六条及び技術基準規則第七十一条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果，サプレッション・チェンバ及び復水貯蔵槽の故障を想定する。

これらの水源に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段と審査基準及び基準規則からの要求により選定した対応手段並びにその対応に使用する重大事故等対処設備と自主対策設備を以下に示す。

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大事故等対処設備，自主対策設備及び整備する手順についての関係を第 1.13.1 表に整理する。

a. 水源を利用した対応手段と設備

(a) 復水貯蔵槽を水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要なとなる水源として復水貯蔵槽を利用する。

重大事故等時において，サプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は，復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉

格納容器下部への注水及び原子炉ウェルへの注水を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」, 「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」, 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」, 「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」及び「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧代替注水系（高圧代替注水系ポンプ）
- ・ 原子炉隔離時冷却系（原子炉隔離時冷却系ポンプ）
- ・ 高圧炉心注水系（高圧炉心注水系ポンプ）
- ・ 制御棒駆動系（制御棒駆動水ポンプ）

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）

復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）（復水移送ポンプ）

復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）

復水貯蔵槽を水源とした原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・サプレッションプール浄化系（サプレッションプール浄化系ポンプ）

- (b) サプレッション・チェンバを水源とした対応手段と設備
重大事故等の収束に必要な水源としてサプレッション・チェンバを利用する。

重大事故等時において、復水貯蔵槽を水源として利用できない場合は、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の除熱を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて選定する対応手段

及び設備と同様である。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系（原子炉隔離時冷却系ポンプ）
- ・高圧炉心注水系（高圧炉心注水系ポンプ）

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ）

サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ）

サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替循環冷却系（復水移送ポンプ）

(c) ろ過水タンクを水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要な水源としてろ過水タンクを利用する。

重大事故等時において、復水貯蔵槽及びサブプレッショ

ン・チェンバを水源として利用できない場合は、ろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」，「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において，ろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）

ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）

ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）

ろ過水タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水で

使用する設備は以下のとおり。

- ・消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）

(d) 防火水槽を水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要な水源として防火水槽を利用する。

重大事故等時において、復水貯蔵槽及びサプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)を用いた原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、フィルタ装置への補給、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水/スプレーを行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

防火水槽を水源とした各接続口までの送水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）
- ・ホース・接続口
- ・燃料補給設備

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において，防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），ホース・接続口等）

防火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），ホース・接続口等）

防火水槽を水源としたフィルタ装置への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
- ・ホース・接続口

防火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），ホース・接続口等）

防火水槽を水源とした原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器頂部注水系（可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口等）

防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プール代替注水系（可搬型代替注水ポンプ（A-1級），可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口等）

なお，上記防火水槽を水源とした対応手段は，淡水だけでなく海水を防火水槽へ供給することにより，重大事故等の収束に必要な十分な量の水を補給することが可能である。ただし，フィルタ装置への補給は防火水槽を水源とした淡水のみを利用する。

(e) 淡水貯水池を水源とした対応手段（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）と設備

重大事故等の収束に必要な水源として淡水貯水池を利用する。

重大事故等時において，復水貯蔵槽及びサブレーション・チェンバを水源として利用できない場合は，淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースを使用し，淡水貯水池を水源として可搬型代替注水ポンプ（A-1

級又は A-2 級)を用いた原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，フィルタ装置への補給，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水/スプレイを行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」，「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」，「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」，「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

淡水貯水池を水源とした各接続口までの送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）
- ・ホース・接続口
- ・燃料補給設備

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において，淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ）

(A-2 級) , ホース・接続口等)

淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) , ホース・接続口等)

淡水貯水池を水源としたフィルタ装置への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)
- ・ホース・接続口

淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器下部注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) , ホース・接続口等)

淡水貯水池を水源とした原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器頂部注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) , ホース・接続口等)

淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プール代替注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-1

級)，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），ホース・接続口等）

(f) 淡水貯水池を水源とした対応手段（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）と設備

重大事故等の収束に必要な水源として淡水貯水池を利用する。

重大事故等時において，復水貯蔵槽及びサプレッション・チェンバを水源として利用できず，淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合に，淡水貯水池から直接可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）を用いた原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，フィルタ装置への補給，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水/スプレーを行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」，「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」，「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」，「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

淡水貯水池を水源とした各接続口までの送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）
- ・ホース・接続口
- ・燃料補給設備

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において，淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），ホース・接続口等）

淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），ホース・接続口等）

淡水貯水池を水源としたフィルタ装置への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
- ・ホース・接続口

淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口等）

淡水貯水池を水源とした原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器頂部注水系（可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口等）

淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレーで使用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プール代替注水系（可搬型代替注水ポンプ（A-1級），可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口等）

(g) 海を水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要な水源として海を利用する。

重大事故等時において，復水貯蔵槽及びサプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は，海を水源として大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ（A-1級又はA-2級）を用いた原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水/スプレーを行う手段がある。

また，重大事故等が発生した場合は，海を水源とした最

終ヒートシンク（海）への代替熱輸送，大気への放射性物質の拡散抑制及び航空機燃料火災への泡消火を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」，「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」，「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」，「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」及び「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

海を水源として原子炉圧力容器への注水等に用いる可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）までの送水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 大容量送水車（海水取水用）
- ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）
- ・ 海水貯留堰
- ・ スクリーン室
- ・ 取水路
- ・ ホース・接続口
- ・ 燃料補給設備

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において，海を水源

とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 低圧代替注水系（可搬型）（大容量送水車（海水取水用），可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口等）

海を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（大容量送水車（海水取水用），可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口等）

海を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 格納容器下部注水系（可搬型）（大容量送水車（海水取水用），可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口等）

海を水源とした原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 格納容器頂部注水系（大容量送水車（海水取水用），可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口等）

海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プール代替注水系（大容量送水車（海水取水用），可搬型代替注水ポンプ（A-1級），可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口等）

海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替原子炉補機冷却系（大容量送水車（熱交換器ユニット用））

海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）
- ・放水砲
- ・ホース
- ・燃料補給設備

海を水源とした航空機燃料火災への泡消火で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）
- ・放水砲
- ・ホース
- ・泡原液搬送車
- ・泡原液混合装置
- ・燃料補給設備

(h) ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備
重大事故等の収束に必要な水源としてほう酸水注入系貯蔵タンクを利用する。

重大事故等が発生した場合は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」, 「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水注入系（ほう酸水注入系ポンプ）

(i) 重大事故等対処設備と自主対策設備

上記(a)～(h)で述べた水源のうち、復水貯蔵槽、サプレッション・チェンバ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは重大事故等対処設備として位置付ける。防火水槽及び淡水貯水池は本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

また、水源を利用した対応手段で使用する設備の整理については、各条文の整理と同様である。

これらの機能喪失原因対策分析の結果から選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅さ

れている。

(添付資料 1.13.1)

以上の重大事故等対処設備と代替淡水源から，重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・ろ過水タンク

水を送水する設備である消火系を含め耐震性は確保されていないが，重大事故等へ対処するために消火系を必要とする火災が発生していない場合において，重大事故等の収束に必要な水を確保する手段として有効である。

- ・ホース（淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホース）

水を送水するホースとして耐震性は確保されていないが，重大事故等の収束に必要な水を確保する手段として有効である。

- b. 水源へ水を補給するための対応手段と設備

- (a) 復水貯蔵槽へ水を補給するための対応手段と設備

通常時の復水貯蔵槽への補給は，純水補給水系にて実施するが，重大事故等時の復水貯蔵槽への補給は，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）又は純水補給水系（仮設発電機使

用)にて実施する。

- i. 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による復水貯蔵槽への補給 (防火水槽を水源とした場合)

防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による復水貯蔵槽への補給で使用する設備は以下のとおり。なお, 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による復水貯蔵槽への補給は, 淡水貯水池から防火水槽へ補給した淡水を使用する手段だけでなく, 防火水槽へ補給した海水を可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) を用いて補給する手段もある。

- ・ 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)
- ・ 防火水槽
- ・ ホース・接続口
- ・ CSP 外部補給配管・弁
- ・ 復水貯蔵槽
- ・ 燃料補給設備

- ii. 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による復水貯蔵槽への補給 (淡水貯水池を水源とし, あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)

淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースを使用し, 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による復水貯蔵槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
- ・淡水貯水池
- ・ホース・接続口
- ・CSP 外部補給配管・弁
- ・復水貯蔵槽
- ・燃料補給設備

- iii. 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による復水貯蔵槽への補給（淡水貯水池を水源とし、あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）

淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合に、直接可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による復水貯蔵槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
- ・淡水貯水池
- ・ホース・接続口
- ・CSP 外部補給配管・弁
- ・復水貯蔵槽
- ・燃料補給設備

- iv. 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による復水貯蔵槽への補給（海を水源とした場合）

海を水源とした可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による復水貯蔵槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）
- ・ホース・接続口
- ・CSP外部補給配管・弁
- ・復水貯蔵槽
- ・大容量送水車（海水取水用）
- ・海水貯留堰
- ・スクリーン室
- ・取水路
- ・燃料補給設備

v. 純水補給水系（仮設発電機使用）による復水貯蔵槽への補給

純水補給水系（仮設発電機使用）による復水貯蔵槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・純水移送ポンプ
- ・純水タンク
- ・純水補給水系配管・弁
- ・復水貯蔵槽
- ・仮設発電機
- ・燃料補給設備

(b) 防火水槽へ水を補給するための対応手段と設備

重大事故等の収束のために防火水槽を使用する場合は、淡水貯水池又は淡水タンク（ろ過水タンク，純水タンク）から淡水を補給する手段がある。また，水源の枯渇等によ

り淡水の補給が継続できない場合においても、取水路（海水取水箇所）や護岸から海水を補給する手段がある。

i. 淡水貯水池から防火水槽への補給

淡水貯水池から防火水槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・淡水貯水池
- ・ホース
- ・防火水槽

ii. 淡水タンクから防火水槽への補給

淡水タンクから防火水槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ろ過水タンク
- ・純水タンク
- ・ホース
- ・防火水槽

iii. 大容量送水車（海水取水用）による防火水槽への海水補給

大容量送水車（海水取水用）による防火水槽への海水補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水車（海水取水用）
- ・海水貯留堰
- ・スクリーン室

- ・ 取水路
- ・ ホース
- ・ 防火水槽
- ・ 燃料補給設備

iv. 代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給

代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 代替原子炉補機冷却海水ポンプ
- ・ 海水貯留堰
- ・ スクリーン室
- ・ 取水路
- ・ ホース
- ・ 防火水槽
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 移動式変圧器
- ・ 燃料補給設備

v. 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による防火水槽への海水補給

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による防火水槽への海水補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）
- ・ ホース

- ・ 防火水槽
- ・ 燃料補給設備

なお、「i. 淡水貯水池から防火水槽への補給」及び「ii. 淡水タンクから防火水槽への補給」は高低差を利用して水を送水する手段であるため、送水用のポンプは不要である。

(c) 淡水タンクへ水を補給するための対応手段と設備

重大事故等の収束のために淡水タンク（ろ過水タンク及び純水タンク）を使用する場合は、淡水貯水池から淡水を補給する手段がある。

i. 淡水貯水池から淡水タンクへの補給

淡水貯水池から淡水タンクへの補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 淡水貯水池
- ・ ホース
- ・ ろ過水タンク
- ・ 純水タンク

なお、「i. 淡水貯水池から淡水タンクへの補給」は高低差を利用して水を送水する手段であるため、送水用のポンプは不要である。

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給で使用する設備のうち，可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口，CSP外部補給配管・弁，復水貯蔵槽及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

淡水貯水池を水源とし，あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給で使用する設備のうち，可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口，CSP外部補給配管・弁，復水貯蔵槽及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

海を水源とした可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給で使用する設備のうち，可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口，CSP外部補給配管・弁，復水貯蔵槽，大容量送水車（海水取水用），海水貯留堰，スクリーン室，取水路及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

防火水槽への補給で使用する設備のうち，ホース，大容量送水車（海水取水用），海水貯留堰，スクリーン室，取水路及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

防火水槽及び淡水貯水池は本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求

される設備が全て網羅されている。

(添付資料 1.13.1)

以上の重大事故等対処設備と代替淡水源から，重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・ホース（淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホース）

水を送水するホースとして耐震性は確保されていないが，淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給手段及び淡水貯水池から防火水槽への補給手段として有効である。

- ・純水補給水系配管・弁，仮設発電機

耐震性は確保されていないが，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給ができない場合において，純水を利用した復水貯蔵槽への補給手段として有効である。

- ・淡水タンク（ろ過水タンク及び純水タンク）

耐震性は確保されておらず，補給に必要な水量が確保できない場合があるが，淡水貯水池から防火水槽への補給ができない場合において，淡水タンクの水を防火水槽へ補給する手段として有効である。

- ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ

給電設備が別に必要であり代替原子炉補機冷却海水ポンプ単独では使用できない上，補給開始までに時間を要するが，電源車及び移動式変圧器と組み合わせて使用することで，大容量送水車（海水取水用）による海水補給が実施できない場合の代替手段として有効である。

・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）

取水箇所が防潮堤の外で津波の影響等により使用できない可能性がある上，補給量が小さく淡水貯水池や大容量送水車（海水取水用）による補給と同等の補給量を確保できない場合があるが，大容量送水車（海水取水用）による海水補給が実施できない場合の代替手段として有効である。

c. 水源の切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように，各水源への補給手段を整備しているが，補給が不可能な場合は水源を切り替える手段がある。

(a) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源の切替え

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源は，復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバであり，通常時は復水貯蔵槽が水源として選択されている。サプレッション・チェンバ・プール水の水位高の信号（原子炉隔離時冷却系の場合は，同

信号に加えて LOCA 信号) が発生した場合，又は復水貯蔵槽の水位低の信号が発生した場合は，水源がサブプレッション・チェンバへ自動で切り替わる。また，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の確実な運転継続を確保する観点から，サブプレッション・チェンバ・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の設計温度を超える前に中央制御室からの手動操作により水源を復水貯蔵槽へ切り替える。

なお，自動及び手動操作による水源の切替えは，運転中の原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系を停止することなく水源を切り替えることが可能である。

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源の切替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・復水貯蔵槽
- ・サブプレッション・チェンバ
- ・原子炉隔離時冷却系
- ・高圧炉心注水系

(b) 淡水から海水への切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給には淡水を優先して使用する。淡水貯水池及び淡水タンクの枯渇等により，淡水の供給が継続できないおそれがある場合は，海水の供給に切り替える。

防火水槽から重大事故等の収束に必要な水の供給を行っている場合は，水の供給が中断することなく淡水から海水

への切替えが可能である。

防火水槽へ補給する水源の切替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 淡水貯水池
- ・ 淡水タンク
- ・ 大容量送水車（海水取水用）
- ・ 代替原子炉補機冷却海水ポンプ
- ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
- ・ 防火水槽
- ・ 海水貯留堰
- ・ スクリーン室
- ・ 取水路
- ・ ホース
- ・ 燃料補給設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 移動式変圧器

淡水貯水池から重大事故等の収束に必要な水の供給を行っている場合は、あらかじめ可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の水源切替え準備をすることにより速やかに淡水から海水への切替えが可能である。

水源を淡水貯水池から海への切替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 淡水貯水池
- ・ 大容量送水車（海水取水用）

- ・可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）
- ・海水貯留堰
- ・スクリーン室
- ・取水路
- ・ホース
- ・燃料補給設備

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源の切替えで使用する設備のうち，復水貯蔵槽及びサプレッション・チェンバは重大事故等対処設備として位置付ける。また，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

防火水槽へ補給する水源の切替えで使用する設備のうち，大容量送水車（海水取水用），海水貯留堰，スクリーン室，取水路，ホース及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

淡水から海水への切替えで使用する設備のうち，大容量送水車（海水取水用），可搬型代替注水ポンプ（A-1 級），可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），海水貯留堰，スクリーン室，取水路，ホース及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

防火水槽及び淡水貯水池は本条文【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求

される設備が全て網羅されている。

(添付資料 1.13.1)

以上の重大事故等対処設備と代替淡水源により，重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・淡水タンク（ろ過水タンク及び純水タンク）

耐震性は確保されておらず，補給に必要な水量が確保できない場合があるが，淡水貯水池から防火水槽への補給ができない場合において，淡水タンクの水を防火水槽へ補給する手段として有効である。

- ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ

給電設備が別に必要であり代替原子炉補機冷却海水ポンプ単独では使用できない上，補給開始までに時間を要するが，電源車及び移動式変圧器と組み合わせて使用することで，大容量送水車（海水取水用）による海水補給が実施できない場合の代替手段として有効である。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）

取水箇所が防潮堤の外で津波の影響等により使用できない可能性がある上，補給量が小さく淡水貯水池や大容量送水車（海水取水用）による補給と同等の補給量を確保できない場合があるが，大容量送水車（海水

取水用) による海水補給が実施できない場合の代替手段として有効である。

d. 手順等

上記「a. 水源を利用した対応手段と設備」, 「b. 水源へ水を補給するための対応手段と設備」及び「c. 水源の切替え」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は, 運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転操作手順書(徴候ベース)及び多様なハザード対応手順に定める(第 1.13.1 表)。

また, 重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する(第 1.13.2 表, 第 1.13.3 表)。

(添付資料 1.13.2)

1.13.2 重大事故等時の手順

1.13.2.1 水源を利用した対応手順

(1) 復水貯蔵槽を水源とした対応手順

重大事故等時，復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水及び原子炉ウェルへの注水を行う手順を整備する。

a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系，高圧代替注水系及び制御棒駆動系がある。

(a) 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）

原子炉隔離時冷却系が健全な場合は，自動起動信号（原子炉水位低（レベル 2 若しくはレベル 1.5）又はドライウェル圧力高）による作動，又は中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i. 手順着手の判断基準

給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合。

【1.2.2.4(1)】

ii. 操作手順

原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水手順（中央制御室操作）については「1.2.2.4(1)原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(b) 高圧炉心注水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

高圧炉心注水系が健全な場合は、自動起動信号（原子炉水位低（レベル 1.5）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により高圧炉心注水系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i. 手順着手の判断基準

給水・復水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

【1.2.2.4(2)】

ii. 操作手順

高圧炉心注水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水手順については「1.2.2.4(2)高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

(c) 高圧代替注水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系が機能喪失した場合，又は炉心の著しい損傷が発生した場合，熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に，中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動し，復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i. 手順着手の判断基準

(i) 高压注水系の機能喪失時の高压代替注水系による原子炉压力容器への注水判断基準

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び高压炉心注水系による原子炉压力容器への注水ができず，原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル 3)以上に維持できない場合。

【1.2.2.1(1)a.】

(ii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための高压代替注水系による原子炉压力容器への注水判断基準

全交流動力電源喪失により，原子炉压力容器への高压注水機能が喪失した場合において，高压代替注水系が使用可能な場合^{※1}。

※1: 設備に異常がなく，原子炉圧力指示値が規定値以上ある場合において，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備により注水に必要な電源が確保され，かつ水源(復水貯蔵槽)が確保されている場合。

【1.8.2.2(1)d.】

ii. 操作手順

高圧注水系が機能喪失した場合の高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水手順については「1.2.2.1(1)a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水手順については「1.8.2.2(1)d. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで15分以内で可能である。

(d) 高圧代替注水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）

高圧注水系が機能喪失した場合、かつ中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動できない場合に、現場での弁の手動操作により高圧代替注水系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i. 手順着手の判断基準

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できな

い場合で、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合。

【1.2.2.1(1)b.】

ii. 操作手順

高圧代替注水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水手順（現場手動操作）については「1.2.2.1(1)b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び現場運転員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧代替注水系現場起動による原子炉圧力容器への注水開始まで約40分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業を開始できるように、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

(e) 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）

高圧注水系が機能喪失した場合、かつ高圧代替注水系が起動できない場合に、現場での弁の手動操作により原子炉

隔離時冷却系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により中央制御室からの操作による原子炉隔離時冷却系及び高压炉心注水系での原子炉圧力容器への注水ができない場合において、中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高压代替注水系を起動できない場合、又は高压代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

【1.2.2.2(1)a.】

ii. 操作手順

原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水手順（現場手動操作）については「1.2.2.2(1)a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名、現場運転員 4 名及び緊急時対策要員 4 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで約 90 分、緊急時対策要員による排水処理開始まで約 180 分で可能で

ある。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具（酸素呼吸器及び耐熱服），照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるよう，使用する資機材は作業場所近傍に配備する。

原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系起動時のみとし，その後速やかに退室する手順とする。したがって，原子炉隔離時冷却系タービングラウンド部からの蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響はないものと考えており，防護具（酸素呼吸器及び耐熱服）を確実に装着することにより本操作が可能である。

(f) 制御棒駆動系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（進展抑制）

高圧注水系又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合，又は炉心の著しい損傷が発生した場合，熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に，制御棒駆動系を起動し，復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i. 手順着手の判断基準

(i) 全交流動力電源喪失又は高圧炉心注水系の機能喪失時の制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリが高压状態であり，高压代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル 3)以上に維持できない場合で，制御棒駆動系が使用可能な場合。

【1.2.2.3(1)b.】

(ii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失により，原子炉圧力容器への高压注水機能が喪失した場合において，制御棒駆動系が使用可能な場合^{※1}。

※1:設備に異常がなく，常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により注水に必要な電源が確保され，かつ補機冷却水及び水源(復水貯蔵槽)が確保されている場合。

【1.8.2.2(1)f.】

ii. 操作手順

全交流動力電源喪失又は高压炉心注水系の機能喪失時の制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水手順については「1.2.2.3(1)b. 制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水」及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水手順については「1.8.2.2(1)f. 制御棒

駆動系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水開始まで約20分で可能である。

(g) 高圧炉心注水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への緊急注水

全交流動力電源が喪失し，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合，又は炉心の著しい損傷が発生した場合，熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に，常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により高圧炉心注水系の電源を確保することで，高圧炉心注水系を冷却水がない状態で一定時間運転し，復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i. 手順着手の判断基準

(i) 全交流動力電源喪失時の高圧炉心注水系緊急注水

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持で

きない場合で，常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備による非常用高圧母線 D 系への給電が可能となった場合。

【1.2.2.3(1)c.】

(ii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための高圧炉心注水系による原子炉压力容器への緊急注水

全交流動力電源喪失により，原子炉压力容器への高圧注水機能が喪失した場合において，高圧炉心注水系が使用可能な場合^{※1}。

※1: 設備に異常がなく，常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により注水に必要な電源が確保され，かつ水源(復水貯蔵槽)が確保されている場合。

【1.8.2.2(1)g.】

ii. 操作手順

全交流動力電源喪失時の高圧炉心注水系による緊急注水手順については「1.2.2.3(1)c. 高圧炉心注水系による原子炉压力容器への緊急注水」，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための原子炉压力容器への緊急注水手順については「1.8.2.2(1)g. 高圧炉心注水系による原子炉压力容器への緊急注水」にて整備す

る。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧炉心注水系による原子炉压力容器への緊急注水開始まで約25分で可能である。

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉压力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉压力容器への注水手段としては、低圧代替注水系（常設）がある。

(a) 低圧代替注水系（常設）による復水貯蔵槽を水源とした原子炉压力容器への注水

常設の原子炉压力容器への注水設備が機能喪失した場合、残存熔融炉心を冷却し原子炉压力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合、又は熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に、低圧代替注水系（常設）を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉压力容器への注水を実施する。

i. 手順着手の判断基準

(i) 常設の原子炉压力容器への注水設備の注水機能喪失

時の低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水

給水・復水系及び非常用炉心冷却系により原子炉压力容器への注水ができず，原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル 3)以上に維持できない場合において，低圧代替注水系(常設)及び注入配管が使用可能な場合^{※1}

※1:設備に異常がなく，電源及び水源(復水貯蔵槽)が確保されている場合。

【1.4.2.1(1)a.(a)】

(ii)残存熔融炉心の冷却のための低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水

原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉压力容器の破損を判断した場合において，低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水が可能な場合^{※2}。

※1:「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力指示値の低下，格納容器内圧力指示値の上昇，ドライウェル雰囲気温度指示値の上昇により確認する。

※2:原子炉格納容器内へのスプレー及び原子炉格納容器下部への注水に必要な流量(140m³/h，35～

70m³/h)が確保され，更に低圧代替注水系(常設)により原子炉圧力容器への注水に必要な流量(30m³/h)が確保できる場合。

なお，十分な注水流量が確保できない場合は熔融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。

【1.4.2.1(3)a.(a)】

(iii) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失により，給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において，低圧代替注水系(常設)が使用可能な場合^{※1}。

※1:設備に異常がなく，常設代替交流電源設備，第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により注水に必要な電源が確保され，かつ水源(復水貯蔵槽)が確保されている場合。

【1.8.2.2(1)a.】

ii. 操作手順

常設の原子炉圧力容器への注水設備の注水機能喪失時の低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水

手順については、「1.4.2.1(1)a.(a) 低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水」、残存熔融炉心の冷却のための低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水手順については、「1.4.2.1(3)a.(a) 低圧代替注水系(常設)による残存熔融炉心の冷却」及び熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)a. 低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)の注入配管を使用した低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水開始までの所要時間は以下のとおり。

残留熱除去系(B)注入配管使用の場合:12分以内

残留熱除去系(A)注入配管使用の場合:12分以内

残留熱除去系(C)、高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)の注入配管を使用した低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水開始

までの所要時間は以下のとおり。

残留熱除去系(C)注入配管使用の場合:約 40 分

高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合:約 25 分

高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合:約 30 分

当該操作実施後，現場運転員 2 名にて復水移送ポンプの水源確保操作を実施した場合，15 分以内で可能である。（「1.4.2.1(3)a.(a)低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却」，「1.8.2.2(1)a.低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水」は炉心損傷状態での手順のため残留熱除去系(A)と残留熱除去系(B)注入配管のみを使用）

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

c. 復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては，代替格納容器スプレー冷却系（常設）がある。

(a) 代替格納容器スプレー冷却系（常設）による復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）が故障により使用できない場合は，復水貯蔵槽を水源とした代替格納容器スプレー冷却系（常設）により原子炉格納容器内にスプレーする。

スプレー作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレー流量の調整又はスプレーの起動/停止を行う。

i. 手順着手の判断基準

(i) 代替格納容器スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレーの判断基準（炉心損傷判断前）

残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレーができない場合において、代替格納容器スプレー冷却系（常設）が使用可能な場合^{*1}で、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達した場合^{*2}。

※1: 設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。

※2: 「原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力（D/W）、格納容器内圧力（S/C）、ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.1(1)a.(a)】

(ii) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイの判断基準（炉心損傷判断時）

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器スプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用可能な場合^{※2}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※3}。

※1: 格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2: 設備に異常がなく、電源及び水源(復水貯蔵槽)が確保されている場合。

※3: 「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内圧力(S/C)、ドライウェル雰囲気温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.2(1)a.(a)】

ii. 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.1(1)a.(a)代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」及び「1.6.2.2(1)a.(a)代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで25分以内で可能である。その後、現場運転員2名にて復水移送ポンプの水源確保を実施した場合、15分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

d. 復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては、格納容器下部注水系（常設）がある。

(a) 格納容器下部注水系（常設）による復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の損傷を防止するため、格納容器下部注水系（常設）を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器の破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサブプレション・チェンバ・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。

i. 手順着手の判断基準

(i) 原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準

損傷炉心の冷却が未達成の場合^{*1}で、格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合^{*2}。

(ii) 原子炉圧力容器の破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準

原子炉圧力容器の破損の徴候^{*3}及び破損によるパラメータの変化^{*4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合^{*2}。

※1:「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉压力容器下鏡部温度指示値が 300℃に達した場合。

※2:設備に異常がなく、電源及び水源(復水貯蔵槽)が確保されている場合。

※3:「原子炉压力容器の破損の徴候」は、原子炉压力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉压力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4:「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉压力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器内の温度の上昇により確認する。

【1.8.2.1(1)a.】

ii. 操作手順

格納容器下部注水系(常設)による復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1)a. 格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下

部への初期水張り開始を確認するまで 35 分以内で可能である。その後、現場運転員 2 名にて復水移送ポンプの水源確保を実施した場合、15 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

e. 復水貯蔵槽を水源とした原子炉ウェルへの注水

復水貯蔵槽を水源とした原子炉ウェルへの注水手段としては、サプレッションプール浄化系がある。

(a) サプレッションプール浄化系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉ウェルへの注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発を防止するため、サプレッションプール浄化系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉ウェルへの注水を実施する。

原子炉ウェルへの注水を実施することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制する。

i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉格納容器内の温度上昇が 171℃を超えるおそれがある場合で、サプレッションプール浄化系が使用可能な場合^{※2}。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源(復水貯蔵槽)が確保されている場合。ただし、7号炉のサプレッションプール浄化系ポンプ及びモータは空冷式の設備であるため、補機冷却水による冷却が不要である。

【1.10.2.1(1)b.】

ii. 操作手順

サプレッションプール浄化系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉ウェルへの注水手順については、「1.10.2.1(1)b. サプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからサプレッション

プール浄化系による原子炉ウェルへの注水開始まで約 40 分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

なお、一度原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するまで注水した後は、蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し、原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水する水位を維持することにより、原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。

(2) サプレッション・チェンバを水源とした対応手順

重大事故等時、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の除熱及び代替循環冷却系による除熱を行う手順を整備する。

a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系がある。

(a) 原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・チェンバを

水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）

原子炉隔離時冷却系が健全な場合は，自動起動信号（原子炉水位低（レベル 2 若しくはレベル 1.5）又はドライウエル圧力高）による作動，又は中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i．手順着手の判断基準

給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合。

【1.2.2.4(1)】

ii．操作手順

原子炉隔離時冷却系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手順（中央制御室操作）については「1.2.2.4(1)原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii．操作の成立性

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

(b) 高圧炉心注水系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水

高圧炉心注水系が健全な場合は、自動起動信号（原子炉水位低（レベル 1.5）又はドライウエル圧力高）による作動，又は中央制御室からの手動操作により高圧炉心注水系を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i. 手順着手の判断基準

給水・復水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合。

【1.2.2.4(2)】

ii. 操作手順

高圧炉心注水系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手順については「1.2.2.4(2)高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

- b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては残留熱除去系がある。

- (a) 残留熱除去系による原子炉圧力容器への注水

残留熱除去系が健全な場合は、自動起動（原子炉水位低（レベル 1）又はドライウエル圧力高）による作動，又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（低圧注水モード）を起動し，サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

また，全交流動力電源の喪失又は原子炉補機冷却系の故障により常設設備による原子炉圧力容器への注水機能が喪失した場合は，常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備を用いて非常用高圧母線へ電源を供給することで，原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系による冷却水を確保後に残留熱除去系（低圧注水モード）を起動し，サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

- i. 手順着手の判断基準

(i) 残留熱除去系が健全な場合の原子炉圧力容器への注水

給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合。

【1.4.2.3(1)】

(ii) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧母線 C 系又は D 系の受電が完了し，残留熱除去系（低圧注水モード）が使用可能な状態^{※1}に復旧された場合。

※1: 設備に異常がなく，電源，補機冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。

【1.4.2.1(2)a.(a)】

ii. 操作手順

残留熱除去系が健全な場合の原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.3(1)残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水」，残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(2)a.(a)残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

(i) 残留熱除去系が健全な場合の原子炉圧力容器への注水

上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(ii) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水開始まで 15 分以内で可能である。

なお、プラント停止中の運転員の体制においては、中央制御室対応は当直副長の指揮のもと中央制御室運転員 1 名にて作業を実施する。

c. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱

サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱手段としては残留熱除去系がある。

(a) 残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が健全

で、格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

また、全交流動力電源の喪失により常設設備による原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備を用いて非常用高圧母線へ電源を供給することで、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系による冷却水を確保後に残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。

i. 手順着手の判断基準

(i) 残留熱除去系が健全な場合の原子炉格納容器内の除熱

原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※1}。

※1:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内圧力(S/C)、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度又はサブプレッション・

チェンバ・プール水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.3(1)】

(ii) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内の除熱
(炉心損傷前)

常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧母線 D 系の受電が完了し，残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)が使用可能な状態^{※1}に復旧された場合で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※2}。

※1: 設備に異常がなく，電源，補機冷却水及び水源(サブプレッション・チェンバ)が確保されている状態。

※2: 「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，格納容器内圧力(D/W)，格納容器内圧力(S/C)，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.1(2)a.(a)】

(iii) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内の除熱
(炉心損傷後)

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧母線 D 系の受電が完了し、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)が使用可能な状態^{※2}に復旧された場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※3}。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源(サブプレッション・チェンバ)が確保されている状態。

※3:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.2(2)a.(a)】

ii. 操作手順

残留熱除去系が健全な場合の原子炉格納容器内の除熱手順については、「1.6.2.3(1)残留熱除去系(格納容器

スプレー冷却モード)による原子炉格納容器内へのスプレー」, 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内の除熱(炉心損傷前)手順については, 「1.6.2.1(2)a.(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレー」, 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内の除熱(炉心損傷後)手順については, 「1.6.2.2(2)a.(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレー」にて整備する。

iii. 操作の成立性

(i) 残留熱除去系が健全な場合の原子炉格納容器内の除熱

上記の操作は, 1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名(操作者及び確認者)にて操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であるため, 速やかに対応できる。

(ii) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内の除熱
(炉心損傷前)

上記の操作は, 1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名(操作者及び確認者)にて作業を実施し, 作業開始を判断してから残留熱除去系(B)(格納容器スプレー冷却モード)による原子炉格納容器内へのスプレー開始まで 15 分以内で可能である。

(iii) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内の除熱
(炉心損傷後)

上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系(B)(格納容器スプレイ冷却モード)による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで 15 分以内で可能である。

(b) 残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プールの除熱

残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が健全で、サブプレッション・チェンバ・プールの除熱の判断基準に到達した場合は、残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を起動し、サブプレッション・チェンバを水源としたサブプレッション・チェンバ・プールの除熱を実施する。

また、全交流動力電源の喪失により残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プールの除熱機能が喪失した場合は、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備を用いて非常用高圧母線へ電源を供給することで、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系による冷却水を確保後に残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)にてサブプレッション・チェンバ・プールの除熱を実施する。

i. 手順着手の判断基準

(i) 残留熱除去系が健全な場合のサブプレッション・チェンバ・プール水の除熱

下記のいずれかの状態に該当した場合。

- ・逃がし安全弁開固着
- ・サブプレッション・チェンバ・プール水の温度が規定温度以上
- ・サブプレッション・チェンバの気体温度が規定温度以上

【1.6.2.3(2)】

(ii) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プールの除熱（炉心損傷前）

常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧母線 C 系又は D 系の受電が完了し，残留熱除去系(S/P 冷却モード)が使用可能な状態^{※1}に復旧された場合。

※1: 設備に異常がなく，電源，補機冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。

【1.6.2.1(2)a.(b)】

(iii) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プールの除熱（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧母線 C 系又は D 系の受電が完了し、残留熱除去系(S/P冷却モード)が使用可能な状態^{※2}に復旧された場合。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源(サブプレッション・チェンバ)が確保されている状態。

【1.6.2.2(2)a.(b)】

ii. 操作手順

残留熱除去系が健全な場合のサブプレッション・チェンバ・プール水の除熱手順については、「1.6.2.3(2) 残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)によるサブプレッション・チェンバ・プールの除熱」、残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プールを水源とした原子炉格納容器内の除熱手順については、「1.6.2.1(2)a.(b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プールの除熱」及び

「1.6.2.2(2)a.(b)残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プールの除熱」にて整備する。

iii. 操作の成立性

(i) 残留熱除去系が健全な場合のサブプレッション・チェンバ・プール水の除熱

上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(ii) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プール水除熱（炉心損傷前）

上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系(A)（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）によるサブプレッション・チェンバ・プールの除熱開始まで 15 分以内で可能である。

(iii) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プール水除熱（炉心損傷後）

上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系(A)（サブプレッション・チ

エンバ・プール水冷却モード)によるサプレッション・チェンバ・プールの除熱開始まで 15 分以内で可能である。

- d. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の除熱

サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の除熱手段については，代替循環冷却系がある。

- (a) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器内の除熱が困難な場合は，復水補給水系を用いた代替循環冷却系により，原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。

- i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において，残留熱除去系の復旧に見込みがなく^{※2}原子炉格納容器内の除熱が困難な状況で，復水補給水系が使用可能^{※3}でかつ，代替原子炉補機冷却系による冷却水供給が可能な場合。

※1: 格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合，又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない

場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

※2:設備に故障が発生した場合，又は駆動に必要な電源若しくは補機冷却水が確保できない場合。

※3:設備に異常がなく，電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合。

【1.7.2.1(1)b.(a)】

ii. 操作手順

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順については，「1.7.2.1(1)b.(a)代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員4名にて作業を実施し，作業開始を判断してから代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで約90分で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

(b) 代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保

炉心の著しい損傷が発生し，原子炉格納容器の過圧破損を防止するために代替循環冷却系の運転を実施する場合，代替原子炉補機冷却系により補機冷却水を確保し，代替循環冷却系で使用する残留熱除去系熱交換器（B）及び代替循環冷却系の運転可否の判断で使用する格納容器内酸素濃度（CAMS）へ供給する。

i．手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において，代替循環冷却系設備を使用する場合。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合，又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

【1.7.2.1(1)b.(b)】

ii．操作手順

代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保手順については，「1.7.2.1(1)b.(b)代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び緊急時対策要員13名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから運転員操作の系統構成完了まで約1時間55分、緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで約9時間で可能である。

なお、炉心の著しい損傷が発生した場合において代替原子炉補機冷却系を設置する場合、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を2班体制とし、交替して対応する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業を開始できるように、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

(3) ろ過水タンクを水源とした対応手順

重大事故等時、ろ過水タンクを水源とした原子炉压力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手順を整備する。

- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水タンクを水源とした原子炉压力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水タンクを水源

とした原子炉圧力容器への注水手段としては消火系がある。

(a) 消火系によるろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

常設の原子炉圧力容器への注水設備及び低圧代替注水系(常設)の注水機能が喪失した場合、残存溶融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合、又は溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に、消火系を起動し、ろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i. 手順着手の判断基準

(i) 常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧代替注水系(常設)の注水機能喪失時の消火系による原子炉圧力容器への注水

給水・復水系、非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル 3)以上に維持できない場合において、消火系及び注入配管が使用可能な場合^{※1}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1:設備に異常がなく、燃料及び水源(ろ過水タンク)が確保されている場合。

【1.4.2.1(1)a.(c)】

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための消火系による原子炉圧力容器への注水

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系(常設)が使用できず、消火系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合^{※2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇、ドライウェル雰囲気温度指示値の上昇により確認する。

※2:原子炉格納容器内へのスプレイ及び原子炉格納容器下部への注水に必要な流量(140m³/h, 35～70m³/h)が確保され、さらに消火系により原子炉圧力容器への注水に必要な流量(30m³/h)が確保できる場合。

なお、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。

【1.4.2.1(3)a.(b)】

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための消火系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失により，低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない場合において，消火系が使用可能な場合^{※1}。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1: 設備に異常がなく，常設代替交流電源設備，第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により注水に必要な電源が確保され，かつ燃料及び水源（ろ過水タンク）が確保されている場合。

【1.8.2.2(1)c.】

ii. 操作手順

常設の原子炉圧力容器への注水設備，低圧代替注水系（常設）の注水機能喪失時の消火系による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(1)a.(c)消火系による原子炉圧力容器への注水」，残存溶融炉心の冷却のための消火系による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(3)a.(b)消火系による残存溶融炉心の冷却」，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための消火系による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.8.2.2(1)c.消火系による原子炉圧

力容器への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

作業開始を判断してから，消火系による原子炉压力容器への注水開始までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)注入配管使用

- ・1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者），現場運転員2名及び5号炉運転員2名にて所要時間は約30分

残留熱除去系(C)注入配管使用

- ・1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者），現場運転員4名及び5号炉運転員2名にて所要時間は約40分

高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C)注入配管使用

- ・1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者），現場運転員4名及び5号炉運転員2名にて所要時間は約30分

（「1.4.2.1(3)a.(b)」消火系による残存溶融炉心の冷却」，「1.8.2.2(1)c.消火系による原子炉压力容器への注水」は炉心損傷状態での手順のため残留熱除去系(A)と残留熱除去系(B)注入配管のみを使用）

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温

は通常運転時と同程度である。

b. ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却

ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては、消火系がある。

(a) 消火系による格納容器スプレイ

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、消火系を起動し、ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器へのスプレイを実施する。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。

i. 手順着手の判断基準

(i) 消火系による格納容器スプレイ(炉心損傷前)

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイができず、消火系が使用可能な場合^{*1}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1:設備に異常がなく，燃料及び水源(ろ過水タンク)が確保されている場合。

※2:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，格納容器内圧力(D/W)，格納容器器内圧力(S/C)，ドライウェル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.1(1)a.(b)】

(ii)消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ(炉心損傷後)

炉心損傷を判断した場合^{※1}において，残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイができず，消火系が使用可能な場合^{※2}で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※3}。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合，又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できな

い場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく，燃料及び水源(ろ過水タンク)が確保されている場合。

※3:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，格納容器内圧力(D/W)，格納容器内圧力(S/C)，ドライウェル雰囲気温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.2(1)a.(b)】

ii. 操作手順

消火系によるろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については，「1.6.2.1(1)a.(b)消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」及び「1.6.2.2(1)a.(b)消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者），現場運転員2名及び5号炉運転員2名にて作業を実施し，作業開始を判断してから消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで約30分で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護

具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

c. ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては消火系がある。

(a) 消火系によるろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合，格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合，消火系を起動し，ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において，あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また，原子炉圧力容器の破損後は，原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため，原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は，原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・チェンバ・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。

i. 手順着手の判断基準

(i) 原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準

損傷炉心の冷却が未達成の場合^{*1}で，格納容器下部

注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系が使用可能な場合^{※2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

(ii) 原子炉圧力容器の破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準

原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系が使用可能な場合^{※2}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1:「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2:設備に異常がなく、燃料及び水源(ろ過水タンク)が確保されている場合。

※3:「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加及び原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇及び原子炉格納容器内の温度

の上昇により確認する。

【1.8.2.1(1)c.】

ii. 操作手順

消火系によるろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1)c. 消火系による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び5号炉運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで約30分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

d. ろ過水タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水

ろ過水タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水手段としては、消火系がある。

(a) 消火系による使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能と注水機能の喪失、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、

消火系を起動し，ろ過水タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水を実施する。

消火系による使用済燃料プールへの注水については，ディーゼル駆動消火ポンプにより残留熱除去系洗浄水ラインから残留熱除去系最大熱負荷ラインを経由して使用済燃料プールへの注水を実施する。

i. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り，燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水ができず，消火系が使用可能な場合^{※1}。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。

※1:設備に異常がなく，燃料及び水源(ろ過水タンク)が確保されている場合

【1.11.2.1(1)c.】

ii. 操作手順

消火系によるろ過水タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水手順については，「1.11.2.1(1)c. 消火系による使用済燃料プールへの注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び5号炉運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による使用済燃料プールへの注水開始まで約30分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

(4) 防火水槽を水源とした対応手順

重大事故等時、防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、フィルタ装置への補給、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水/スプレイを行う手順を整備する。

a. 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水(淡水/海水)

原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による各種注水を行う。また、フィルタ装置の水位が低下した場合に可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による補給を行う。

本手順では緊急時対策要員による水源特定，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)の配置，建屋及びスクラバ接続口までのホース接続及び可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水までの手順を整備し，建屋及びスクラバ接続口から注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備する。(手順のリンク先については，1.13.2.1(4)b.～1.13.2.1(4)g.に示す。)

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)の水源は，防火水槽(淡水)を優先して使用する。淡水による各種注水が枯渇等により継続できないおそれがある場合は海水による各種注水に切り替えるが，防火水槽を経由して注水が必要な箇所へ送水することにより，各種注水を継続しながら淡水から海水への切替えが可能である。ただし，フィルタ装置への補給は淡水補給のみとする。なお，防火水槽への淡水補給は，「1.13.2.2(2)a.淡水貯水池から防火水槽への補給」及び「1.13.2.2(2)b.淡水タンクから防火水槽への補給」の手順にて，防火水槽への海水補給は，「1.13.2.2(2)c.海から防火水槽への補給」の手順にて実施する。

水源特定/可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)配置/建屋及びスクラバ接続口までのホース接続/送水の一連の流れはどの対応においても同じであり，水源から建屋及びスクラバ接続口までの距離により配置，台数及びホース数量が決まる。なお，水源と建屋及びスクラバ接続口の選択は，水源と建屋及びスクラバ接続口の距離が最短となる組み合わせを優先して選択する。(可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃

料プール代替注水については，送水先が建屋接続口だけでなく原子炉建屋内に敷設したホースに接続する手段もある。）

(a) 手順着手の判断基準

復水貯蔵槽，サプレッション・チェンバ及びろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水ができず，淡水貯水池及び淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合。また，フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合。

(b) 操作手順

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水手順の概略は以下のとおり。概要図を第 1.13.2 図に，タイムチャートを第 1.13.3 図に，各種注水ルート図を第 1.13.35 図に示す。

- ① 緊急時対策本部は，プラントの被災状況に応じて可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による各種注水を行うことを決定し，各種注水のための建屋及びスクラバ接続口の場所及び可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)の配置箇所を決定する。
- ② 緊急時対策要員は，指示を受けた配置箇所へ可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を移動させる。
- ③ 緊急時対策要員は，水源^{*1} から建屋及びスクラバ接続口までのホース敷設，系統構成を行う。
- ④ 緊急時対策要員は，緊急時対策本部に可搬型代替注水

ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水準備完了を報告する。

- ⑤ 緊急時対策要員は，緊急時対策本部の指示を受け，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を起動し注水/補給を実施する。注水/補給中は可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を操作する。

※1:海水取水時には，ホース先端にストレーナを取り付け，海面より低く着底しない位置に取水部分を固定することにより，ホースへの異物の混入を防止する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，1 ユニット当たり可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)1 台又は 2 台を使用した場合は 1 ユニット当たり緊急時対策要員 2 名にて，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)3 台を使用した場合は 1 ユニット当たり緊急時対策要員 3 名にて作業を実施し，作業開始を判断してから建屋近傍の防火水槽を水源とした送水を開始するまでの所要時間は以下のとおりである。

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)1 台を使用した場合（ホースの接続先：SFP 接続口，スクラバ接続口，ウェル接続口）：約 110 分

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)2 台を使用した

場合（ホースの接続先：SFP 接続口）：約 125 分

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）3 台を使用した
場合（ホースの接続先：MUWC 接続口， SFP 接続口）：約 125
分

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，
照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ
（A-1 級又は A-2 級）からのホースの接続は，汎用の結合金
具であり，十分な作業スペースを確保していることから，
容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して防火水槽から送
水先へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を
用いることで，暗闇における作業性についても確保してい
る。

（添付資料 1.13.3-1）

- b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の防火水槽を水源とし
た原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の防火水槽を水源とし
た原子炉圧力容器への注水手段としては，低圧代替注水系
（可搬型）がある。

- (a) 低圧代替注水系（可搬型）による防火水槽を水源とした
原子炉圧力容器への注水

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容

器への注水ができない場合，残存熔融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合，又は熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に，低圧代替注水系（可搬型）を起動し，防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i. 手順着手の判断基準

(i) 給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合において，低圧代替注水系（可搬型）及び注入配管が使用可能な場合^{※1}。

※1:設備に異常がなく，燃料及び水源（防火水槽）が確保されている場合。

【1.4.2.1(1)a.(b)】

(ii) 残存熔融炉心の冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧代替注水系（常設）及び消火系が使用できず，低圧

代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が可能なる場合^{※2}。

※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇、ドライウェル雰囲気温度指示値の上昇により確認する。

※2:原子炉格納容器内へのスプレイ及び原子炉格納容器下部への注水に必要な流量(140m³/h, 35～70m³/h)が確保され、さらに低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水に必要な流量(30m³/h)が確保できる場合。

なお、十分な注水流量が確保できない場合は溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。

【1.4.2.1(3)a.(c)】

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水
全交流動力電源喪失により、低圧代替注水系（常設）及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※1}。

※1:設備に異常がなく，常設代替交流電源設備，第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により注水に必要な電源が確保され，かつ燃料及び水源(防火水槽)が確保されている場合。

【1.8.2.2(1)b.】

ii. 操作手順

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉压力容器への注水ができない場合の低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水手順については，「1.4.2.1(1)a.(b)低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水(淡水/海水)」，残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水手順については，「1.4.2.1(3)a.(c)低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却(淡水/海水)」，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水手順については，「1.8.2.2(1)b.低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水(淡水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

[交流電源が確保されている場合]

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)，現場運転員2名及び緊急時対策

要員 3 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水開始まで残留熱除去系（B），残留熱除去系（A），残留熱除去系（C），高圧炉心注水系（B）及び高圧炉心注水系（C）のいずれの注入配管を使用した場合においても約 125 分で可能である。（「1.4.2.1(3)a.(c)低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）」，「1.8.2.2(1)b.低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水/海水）」は炉心損傷状態での手順のため残留熱除去系（A）と残留熱除去系（B）注入配管のみを使用）

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

[全交流動力電源が喪失している場合]

上記の操作は，1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 3 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから低圧代替注水系

(可搬型)による原子炉压力容器への注水開始まで残留熱除去系(B), 残留熱除去系(A), 残留熱除去系(C), 高圧炉心注水系(B)及び高圧炉心注水系(C)のいずれの注入配管を使用した場合においても約 125 分で可能である。

(「1.4.2.1(3)a.(c)低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却(淡水/海水)」, 「1.8.2.2(1)b.低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水(淡水/海水)」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。)

円滑に作業できるように, 移動経路を確保し, 防護具, 照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)からのホースの接続は, 汎用の結合金具であり, 十分な作業スペースを確保していることから, 容易に実施可能である。

また, 車両の作業用照明, ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで, 暗闇における作業性についても確保している。

c. 防火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

防火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては代替格納容器スプレー冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレー(淡水/海水)がある。

(a) 代替格納容器スプレー冷却系(可搬型)による防火水槽

を水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び消火系による原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)を起動し、防火水槽を水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。

なお、本手順はプラント状況により可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

i. 手順着手の判断基準

(i)代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ(淡水/海水)(炉心損傷前)

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)が使用可能な場合^{※1}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※2}。

※1:設備に異常がなく、燃料及び水源(防火水槽)が確

保されている場合。

※2:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内圧力(S/C)、ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ氣體温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、格納容器スプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.1(1)a.(c)】

(ii)代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ(淡水/海水)(炉心損傷後)

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)が使用可能な場合^{※2}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※3}。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく，燃料及び水源(防火水槽)が確保されている場合。

※3:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，格納容器内圧力(D/W)，格納容器内圧力(S/C)，ドライウェル雰囲気温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.2(1)a.(c)】

ii. 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による防火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については，「1.6.2.1(1)a.(c)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）」及び「1.6.2.2(1)a.(c)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）」にて整備する。

iii. 操作の成立性

[交流電源が確保されている場合]

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者），現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで約125分で可能であ

る。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

[全交流動力電源が喪失している場合]

上記の操作は，1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 3 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで約 125 分で可能である。

（「1.6.2.2(1)a.(c)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)からのホースの接続は，

汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

d. 防火水槽を水源としたフィルタ装置への補給

防火水槽を水源としたフィルタ装置への補給手段としては可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）によるフィルタ装置水位調整がある。

(a) 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）によるフィルタ装置水位調整（水張り）

残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，フィルタ装置又は代替フィルタ装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を起動し，防火水槽を水源としたフィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

i. 手順着手の判断基準

フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合。

【1.5.2.1(1)a.(d)】

【1.5.2.1(2)a.(c)】

【1.7.2.1(1)a.(c)】

【1.7.2.1(2)a.(c)】

ii. 操作手順

防火水槽を水源としたフィルタ装置のフィルタ装置水位調整(水張り)手順については、「1.5.2.1(1)a.(d)フィルタ装置水位調整(水張り)」及び「1.7.2.1(1)a.(c)フィルタ装置水位調整(水張り)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制定、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配置～送水準備及びフィルタ装置補給用接続口使用による可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による注水開始まで約65分、フィルタ装置水位調整(水張り)完了まで約125分で可能である。

炉心損傷がない状況下での格納容器ベントを実施した場合は、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。

なお、炉心損傷後の屋外における本操作は、格納容器ベント実施後の短期間において、フィルタ装置水の蒸発によるフィルタ装置の水位低下は評価上想定されな

め、フィルタ装置水位調整（水張り）操作を実施することはないと考えられるが、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

e. 防火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

防火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては格納容器下部注水系（可搬型）がある。

(a) 格納容器下部注水系（可搬型）による防火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、格納容器下部注水系（可搬型）を起動し、防火水槽を水源とした原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器の破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・チェン

バ・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。

なお，本手順はプラント状況により復水補給水系外部接続口及び消火系連結送水口を任意に選択できる構成としている。

i. 手順着手の判断基準

(i) 原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準

損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で，格納容器下部注水系(常設)及び消火系による原子炉格納容器下部への注水ができず，格納容器下部注水系(可搬型)が使用可能な場合^{※2}。

(ii) 原子炉圧力容器の破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準

原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で，格納容器下部注水系(常設)，消火系による原子炉格納容器下部への注水ができず，格納容器下部注水系(可搬型)が使用可能な場合^{※2}。

※1:「損傷炉心の冷却が未達成」は，原子炉圧力容器下部鏡部温度指示値が 300℃に達した場合。

※2:設備に異常がなく，燃料及び水源(防火水槽)が確保されている場合。

※3:「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇及び原子炉格納容器内の温度の上昇により確認する。

【1.8.2.1(1)b.】

ii. 操作手順

格納容器下部注水系(可搬型)による防火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1)b. 格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水(淡水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで約125分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

f. 防火水槽を水源とした原子炉ウェルへの注水

防火水槽を水源とした原子炉ウェルへの注水手段としては、格納容器頂部注水系がある。

(a) 格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水(淡水/海水)

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉建屋の水素爆発を防止する場合に、格納容器頂部注水系を起動し、防火水槽を水源とした原子炉ウェルへの注水を実施する。

原子炉ウェルへ注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制する。

i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉格納容器内の温度が171℃を超えるおそれがある場合で、格納容器頂部注水系が使用可能な場合^{※2}。

※1: 格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格

格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく、燃料及び水源（防火水槽）が確保されている場合。

【1.10.2.1(1)a.】

ii. 操作手順

格納容器頂部注水系による防火水槽を水源とした原子炉ウェルへの注水手順については、「1.10.2.1(1)a. 格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水(淡水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水開始まで約 110 分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路の確保、防護具及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

なお、一度原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するまで注水した後は、蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し、原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水する水位を維持することにより、原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。

- g. 防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー
防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー
手段としては、燃料プール代替注水系がある。

- (a) 燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能と注水機能の喪失、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、燃料プール代替注水系を起動し、防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水を実施する。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台により、常設スプレーヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が可能である。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)で送水が可能

となるよう準備を行うが、可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)の準備ができない場合は、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)で常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水を実施する。

i. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

【1.11.2.1(1)a.】

ii. 操作手順

燃料プール代替注水系による防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ手順については、「1.11.2.1(1)a.燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへの注水開始まで110分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

(b) 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能と注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，使用済燃料プール代替注水系を起動し，防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水を実施する。

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)1 台又は可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)1 台により，可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が可能である。

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)で送水が可能となるよう準備を行うが，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)の準備ができない場合は，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)で可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プールへの注水を実施する。

i. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り，常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水ができない場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。

【1.11.2.1(1)b.】

ii. 操作手順

燃料プール代替注水系による防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ手順については，「1.11.2.1(1)b.燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は，1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから使用済燃料プールへの注水開始までの所要時間は以下のとおり。

SFP 可搬式接続口使用の場合：約 110 分

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合：約 120 分

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるよう，使用する資機材は作業場所近傍

に配備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(c) 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールの大規模な水の漏えいが発生した場合に、燃料プール代替注水系を起動し、防火水槽を水源とした使用済燃料プールへのスプレイを実施する。

使用済燃料プールからの大規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、燃料プール代替注水系を起動し、常設スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する。

なお、可搬型代替注水ポンプは(A-2級)2台を並列に連結し、さらに可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台を直列に連結して使用する。

i. 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、さらに以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能な TV モニタにて確認した場合。

【1.11.2.2(1)a.】

ii. 操作手順

燃料プール代替注水系による防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー手順については、「1.11.2.2(1)a. 燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレー(淡水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへのスプレー開始まで125分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保しているこ

とから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

(d) 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールの大規模な水の漏えいが発生した場合に，燃料プール代替注水系を起動し，防火水槽を水源とした使用済燃料プールへのスプレイを実施する。

使用済燃料プールからの大規模な水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下し，使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位が維持できない場合に常設スプレイヘッドを優先して使用するが，外的要因(航空機衝突又は竜巻等)により，常設スプレイヘッドの機能が喪失した場合は，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)1 台及び可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)1 台，又は可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)2 台により，可搬型スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止する。

なお，可搬型代替注水ポンプは(A-1 級)1 台及び可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)1 台を直列に連結，又は可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)2 台を直列に連結して使用する。

i. 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し，更に以下のいずれかの状況に至り，常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイができない場合。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能な TV モニタにて確認した場合。

【1.11.2.2(1)b.】

ii. 操作手順

燃料プール代替注水系による防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ手順については，「1.11.2.2(1)b. 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(淡水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は，1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから使用済燃料プールへのスプレイ開始までの所要時間は以下のとおり。

SFP 可搬式接続口使用の場合：約 125 分

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合：約 135 分

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護

具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業を開始できるよう，使用する資機材は作業場所近傍に配備する。屋内作業の室温は，事象初期に可搬型スプレイヘッドの設置を実施するため通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

(5) 淡水貯水池を水源とした対応手順（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）

重大事故等時，淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，フィルタ装置への補給，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水/スプレイを行う手順を整備する。

a. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）

原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合

に、淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースを使用し可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による各種注水を行う。また、フィルタ装置の水位が低下した場合に可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による補給を行う。

本手順では緊急時対策要員による水源の確保，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)の配置，建屋及びスクラバ接続口までのホース接続及び可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水までの手順を整備し，建屋及びスクラバ接続口から注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備し，手順のリンク先については，1.13.2.1(5)b.～1.13.2.1(5)g. に示す。

水源の確保/可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)配置/建屋及びスクラバ接続口までのホース接続/送水の一連の流れはどの対応においても同じであり，水源から建屋及びスクラバ接続口までの距離により配置，台数及びホース数量が決まる。なお，水源の確保と建屋及びスクラバ接続口の選択は，水源と建屋及びスクラバ接続口の距離が最短となる組み合わせを優先して選択する。（可搬型スプレイヘッドを使用した燃料プール代替注水については，送水先が建屋接続口だけでなく原子炉建屋内に敷設したホースに接続する手段もある。）

(a) 手順着手の判断基準

復水貯蔵槽，サプレッション・チェンバ，ろ過水タンク及び防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各

種注水ができず，淡水貯水池及び淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合。

(b) 操作手順

淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）手順の概略は以下のとおり。概要図を第 1.13.4 図に，タイムチャートを第 1.13.5 図に，各種注水ルート図を第 1.13.35 図に示す。

[水源確保（淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)への送水)]

- ①緊急時対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，緊急時対策要員に淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)への送水を指示する。
- ②緊急時対策要員は，淡水貯水池大湊側第一送水ライン出口弁又は淡水貯水池大湊側第二送水ライン出口弁を全開とし，送水ラインの水張りを開始する。
- ③緊急時対策要員は，水張りしながら送水ラインの敷設状況に異常がないことを確認する。
- ④緊急時対策要員は，送水ラインにホースとホース接続継手を接続し，淡水貯水池大湊側第一送水ライン No.14 防火水槽供給弁又は淡水貯水池大湊側第二送水ライン No.14 防火水槽供給弁を全開とする。
- ⑤緊急時対策要員は，送水ライン水張り及びホース接続継手と可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)吸管の

接続完了後，ホース接続継手に取付けられている弁を全開とし，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)へ淡水貯水池の水を送る。

[淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水]

- ① 緊急時対策本部は，プラントの被災状況に応じて可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による各種注水を行うことを決定し，各種注水のための建屋，スクラバ接続口の場所及び可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)の配置箇所を決定する。
- ② 緊急時対策要員は，指示を受けた配置箇所へ可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を移動させる。
- ③ 緊急時対策要員は，ホース接続継手から建屋及びスクラバ接続口までのホース敷設と系統構成を行う。
- ④ 緊急時対策要員は，「淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)への送水」作業が完了していることを確認する。
- ⑤ 緊急時対策要員は，緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水準備完了を報告する。
- ⑥ 緊急時対策要員は，緊急時対策本部の指示を受け，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を起動し注水/補給を実施する。注水/補給中は可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を操作する。

(c) 操作の成立性

[水源確保（淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)への送水)]

上記の操作は，緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)へ淡水貯水池の水を送るまでの所要時間は以下のとおりである。

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)1 台又は 2 台を使用した場合：約 110 分

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)3 台を使用した場合：約 125 分

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

なお，緊急時対策本部からフィルタ装置の使用等による現場からの一時退避指示があった場合は，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)吸管が接続されているホース接続継手の分岐ラインに取り付けられている弁を開状態にした上で退避する。

構内のアクセスルートの状況を考慮して淡水貯水池から送水先へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

(添付資料 1.13.3-2)

[淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水]

上記の操作は、1 ユニット当たり緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからあらかじめ敷設してあるホースを使用した淡水貯水池を水源とした送水を開始するまでの所要時間は以下のとおりである。

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)1 台を使用した場合（ホースの接続先：SFP 接続口，スクラバ接続口，ウェル接続口）：約 115 分

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)2 台を使用した場合（ホースの接続先：SFP 接続口）：約 125 分

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)3 台を使用した場合（ホースの接続先：MUWC 接続口，SFP 接続口）：約 140 分

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセスルート状況を考慮して淡水貯水池から送水先へホースを敷設し、送水ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料 1.13.3-3)

- b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池を水源と

した原子炉圧力容器への注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては，低圧代替注水系（可搬型）がある。

(a) 低圧代替注水系（可搬型）による淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水の場合，残存溶融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合，又は溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に，低圧代替注水系（可搬型）を起動し，淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i. 手順着手の判断基準

(i) 給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合において，低圧代替注水系（可搬型）及び注入配管が使用可能な場合^{*1}。

※1:設備に異常がなく，燃料及び水源(淡水貯水池)が確保されている場合。

【1.4.2.1(1)a.(b)】

(ii)残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧代替注水系(常設)及び消火系が使用できず，低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水が可能なる場合^{※2}。

※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力指示値の低下，格納容器内圧力指示値の上昇及びドライウエル雰囲気温度指示値の上昇により確認する。

※2:原子炉格納容器内へのスプレー及び原子炉格納容器下部への注水に必要な流量(140m³/h，35～70m³/h)が確保され，更に低圧代替注水系(可搬型)により原子炉圧力容器への注水に必要な流量(30m³/h)が確保できる場合。

なお，十分な注水流量が確保できない場合は溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。

【1.4.2.1(3)a.(c)】

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)

全交流動力電源喪失により，低圧代替注水系(常設)及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において，低圧代替注水系(可搬型)が使用可能な場合^{*1}。

※1:設備に異常がなく，常設代替交流電源設備，第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により注水に必要な電源が確保され，かつ燃料及び水源(淡水貯水池)が確保されている場合。

【1.8.2.2(1)b.】

ii. 操作手順

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(1)a.(b)低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)」，残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(3)a.(c)低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却(淡水/海水)」，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する

ための低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)b.低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

[交流電源が確保されている場合]

低圧代替注水系(可搬型)による淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名(操作者及び確認者)、現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 4 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水開始まで残留熱除去系(B)、残留熱除去系(A)、残留熱除去系(C)、高圧炉心注水系(B)及び高圧炉心注水系(C)のいずれの注入配管を使用した場合においても約 140 分で可能である。(「1.4.2.1(3)a.(c)低圧代替注水系(可搬型)による残存熔融炉心の冷却(淡水/海水)」, 「1.8.2.2(1)b.低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)」は炉心損傷状態での手順のため残留熱除去系(B)と残留熱除去系(A)注入配管のみを使用)

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

[全交流動力電源が喪失している場合]

低圧代替注水系(可搬型)による淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 4 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水開始まで残留熱除去系(B)、残留熱除去系(A)、残留熱除去系(C)、高圧炉心注水系(B)及び高圧炉心注水系(C)のいずれの注入配管を使用した場合においても約 140 分で可能である。(「1.4.2.1(3)a.(c)低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却(淡水/海水)」, 「1.8.2.2(1)b.低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。)

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

- c. 淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）

淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては、代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレーがある

- (a) 代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系(格納容器スプレー冷却モード)、代替格納容器スプレー冷却系（常設）及び消火系による原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）を起動し、淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内へのスプレーを実施する。

スプレー作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレー流量の調整又はスプレーの起動/停止を行う。

なお、本手順はプラント状況により可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)の接続先を複数ある接続口から任意に選択でき

る構成としている。

i. 手順着手の判断基準

(i) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）が使用可能な場合^{*1}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*2}。

※1: 設備に異常がなく、燃料及び水源（淡水貯水池）が確保されている場合。

※2: 「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内圧力(S/C)、ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.1(1)a.(c)】

(ii) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）（炉心損傷

後)

炉心損傷を判断した場合^{※1}において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができず，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※3}。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合，又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく，燃料及び水源(淡水貯水池)が確保されている場合。

※3:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，格納容器内圧力(D/W)，格納容器内圧力(S/C)，ドライウェル雰囲気温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【「1.6.2.2(1)a.(c)」】

ii. 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による淡水貯

水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.1(1)a.(c)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）」及び「1.6.2.2(1)a.(c)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）」にて整備する。

iii. 操作の成立性

[交流電源が確保されている場合]

淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで約140分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

[全交流動力電源が喪失している場合]

淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで約140分で可能である。（「1.6.2.2(1)a.(c)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）」は炉心損傷状態での手順のため全交流電源喪失時は使用できない。）

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

- d. 淡水貯水池を水源としたフィルタ装置への補給（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）

淡水貯水池を水源としたフィルタ装置への補給手段として

は、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)によるフィルタ装置水位調整がある。

(a) 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)によるフィルタ装置水位調整(水張り)

残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、フィルタ装置又は代替フィルタ装置により最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する。

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)を起動し、淡水貯水池を水源としたフィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

i. 手順着手の判断基準

フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合。

【1.5.2.1(1)a.(d)】

【1.5.2.1(2)a.(c)】

【1.7.2.1(1)a.(c)】

【1.7.2.1(2)a.(c)】

ii. 操作手順

淡水貯水池を水源としたフィルタ装置のフィルタ装置水位調整(水張り)手順については、「1.5.2.1(1)a.(d)フ

フィルタ装置水位調整(水張り)」及び「1.7.2.1(1)a.(c)フィルタ装置水位調整(水張り)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

淡水貯水池を水源としたフィルタ装置への補給（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）操作は、炉心損傷をしていない場合は、1ユニット当たり緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配置、送水準備及びフィルタ装置補給用接続口使用による可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による注水開始まで約65分、フィルタ装置水位調整(水張り)完了まで約125分で可能である。

炉心損傷をしている場合は、1ユニット当たり緊急時対策要員10名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配置、送水準備及びフィルタ装置補給用接続口使用による可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による注水開始まで約65分、フィルタ装置水位調整(水張り)完了まで約125分で可能である。

炉心損傷がない状況下での格納容器ベントを実施した場合は、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。

なお、炉心損傷後の屋外における本操作は、格納容器

ベント実施後の短期間において、フィルタ装置水の蒸発によるフィルタ装置の水位低下は評価上想定されないため、フィルタ装置水位調整（水張り）操作を実施することはないと考えられるが、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

- e. 淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）

淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては、格納容器下部注水系（可搬型）がある。

- (a) 格納容器下部注水系（可搬型）による淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、格納容器下部注水系（可搬型）を起動し、淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器の破損後は、原子炉格納容器の下

部に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・チェンバ・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。

なお、本手順はプラント状況により復水補給水系外部接続口及び消火系連結送水口を任意に選択できる構成としている。

i. 手順着手の判断基準

(i) 原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準

損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、格納容器下部注水系(常設)及び消火系による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器下部注水系(可搬型)が使用可能な場合^{※2}。

(ii) 原子炉圧力容器の破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準

原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系(常設)、消火系による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器下部注水系(可搬型)が使用可能な場合^{※2}。

※1:「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下

鏡部温度指示値が 300℃に達した場合。

※2:設備に異常がなく，燃料及び水源(淡水貯水池)が確保されている場合。

※3:「原子炉圧力容器の破損の徴候」は，原子炉圧力容器内の水位の低下，制御棒の位置表示の喪失数増加，原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力容器内の圧力の低下，原子炉格納容器内の圧力の上昇及び原子炉格納容器内の温度の上昇により確認する。

【1.8.2.1(1)b.】

ii. 操作手順

格納容器下部注水系(可搬型)による淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については，「1.8.2.1(1)b. 格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水(淡水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

格納容器下部注水系(可搬型)による淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)，現場運転員2名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場

合，作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで約 140 分で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

- f. 淡水貯水池を水源とした原子炉ウェルへの注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）

淡水貯水池を水源とした原子炉ウェルへの注水手段としては，格納容器頂部注水系がある。

- (a) 格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水(淡水/海水)

炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉建屋の水素爆発を防止する場合に，格納容器頂部注水系を起動し，淡水貯水池を水源とした原子炉ウェルへの注水を実施する。

原子炉ウェルへ注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制する。

i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉格納容器内の温度が 171℃を超えるおそれがある場合で、格納容器頂部注水系が使用可能な場合^{※2}。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく、燃料及び水源（淡水貯水池）が確保されている場合。

【1.10.2.1(1)a.】

ii. 操作手順

格納容器下部注水系による淡水貯水池を水源とした原子炉ウェルへの注水手順については、「1.10.2.1(1)a. 格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水(淡水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

淡水貯水池を水源とした原子炉ウェルへの注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要

員 4 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水開始まで約 115 分で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路の確保，防護具及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

なお，一度原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するまで注水した後は，蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し，原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水する水位を維持することにより，原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。

- g. 淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレ
イ（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）

淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレ
イ手段としては，燃料プール代替注水系がある。

- (a) 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用

した使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能と注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，燃料プール代替注水系を起動し，淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水を実施する。

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)1 台又は可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)1 台により，常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が可能である。

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)で送水が可能となるよう準備を行うが，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)の準備ができない場合は，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)で常設スプレイヘッドから使用済燃料プールへの注水を実施する。

i. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。

【1.11.2.1(1)a.】

ii. 操作手順

燃料プール代替注水系による淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ手順については，「1.11.2.1(1)a. 燃料プール代替注水系による常設スプレ

イヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへの注水開始まで115分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(b) 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能と注水機能の喪失、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、使用済燃料プール代替注水系を起動し、淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水を実施する。

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)1 台又は可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)1 台により，可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が可能である。

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)で送水が可能となるよう準備を行うが，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)の準備ができない場合は，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)で可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プールへの注水を実施する。

i. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り，常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水ができない場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。

【1.11.2.1(1)b.】

ii. 操作手順

燃料プール代替注水系による淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ手順については，「1.11.2.1(1)b.燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 4 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから使用済燃料プールへの注水開始までの所要時間は以下のとおり。

SFP 可搬式接続口使用の場合：約 115 分

原子炉建屋大物搬入口から接続の場合：約 120 分

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業を開始できるよう，使用する資機材は作業場所近傍に配備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

- (c) 燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレー
使用済燃料プールの大規模な水の漏えいが発生した場合

に、燃料プール代替注水系を起動し、淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへのスプレイを実施する。

使用済燃料プールからの大規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)1 台及び可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)2 台により、常設スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する。

なお、可搬型代替注水ポンプは(A-2 級)2 台を並列に連結し、さらに可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)1 台を直列に連結して使用する。

i. 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、さらに以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能な TV モニタにて確認した場合。

【1.11.2.2(1)a.】

ii. 操作手順

燃料プール代替注水系による淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ手順については、

「1.11.2.2(1)a. 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(淡水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへのスプレイ開始まで140分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(d) 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールの大規模な水の漏えいが発生した場合に、燃料プール代替注水系を起動し、淡水貯水池を水源と

した使用済燃料プールへのスプレイを実施する。

使用済燃料プールからの大規模な水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下し，使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位が維持できない場合に常設スプレイヘッドを優先して使用するが，外的要因(航空機衝突又は竜巻等)により，常設スプレイヘッドの機能が喪失した場合は，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)1 台及び可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)1 台，又は可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)2 台により，可搬型スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止する。

なお，可搬型代替注水ポンプは(A-1 級)1 台及び(A-2 級)1 台を直列に連結，又は可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)2 台を直列に連結して使用する。

i. 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し，更に以下のいずれかの状況に至り，常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイができない場合。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能な TV モニタにて確認した場合。

【1. 11. 2. 2(1)b.】

ii. 操作手順

燃料プール代替注水系による淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー手順については、「1.11.2.2(1)b.燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレー(淡水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレー(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへのスプレー開始までの所要時間は以下のとおり。

SFP可搬式接続口使用の場合:約125分

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合:約135分

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業を開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。屋内作業の室温は、事象初期に可搬型スプレーヘッドの設置を実施するため通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)からのホース

の接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(6) 淡水貯水池を水源とした対応手順（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）

重大事故等時、淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、フィルタ装置への補給、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水/スプレーを行う手順を整備する。

a. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）

原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に、淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースを使用せずに淡水貯水池から直接可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による各種注水を行う。また、フィルタ装置の水位が低下した場合に可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による補給を行う。

本手順では緊急時対策要員による水源の確保、可搬型代替

注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)の配置，建屋及びスクラバ接続口までのホース接続及び可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水までの手順を整備し，建屋及びスクラバ接続口から注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備し，手順のリンク先については，1.13.2.1(6)b.～1.13.2.1(6)g.に示す。

水源の確保/可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)配置/建屋及びスクラバ接続口までのホース接続/送水の一連の流れはどの対応においても同じであり，水源から建屋及びスクラバ接続口までの距離により配置，台数及びホース数量が決まる。なお，水源の確保と建屋及びスクラバ接続口の選択は，水源と建屋及びスクラバ接続口の距離が最短となる組み合わせを優先して選択する。（可搬型スプレイヘッドを使用した燃料プール代替注水については，送水先が建屋接続口だけでなく原子炉建屋内に敷設したホースに接続する手段もある。）

(a) 手順着手の判断基準

復水貯蔵槽，サプレッション・チェンバ，ろ過水タンク及び防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水ができず，淡水貯水池が使用可能で，淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合。

(b) 操作手順

淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)手順の概略は以下のとおり。概要図を第 1.13.6 図に、タイムチャートを第 1.13.7 図に、各種注水ルート図を第 1.13.34 図に示す。

- ① 緊急時対策本部は、プラントの被災状況に応じて可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による各種注水を行うことを決定し、各種注水のための建屋、スクラバ接続口の場所及び可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)の配置箇所を決定する。
- ② 緊急時対策要員は、指示を受けた配置箇所へ可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を移動させる。
- ③ 緊急時対策要員は、水源から建屋接続口までのホース敷設、系統構成を行う。
- ④ 緊急時対策要員は、緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水準備完了を報告する。
- ⑤ 緊急時対策要員は、緊急時対策本部の指示を受け、可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を起動し注水/補給を実施する。注水/補給中は可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を操作する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1 ユニット当たり可搬型代替注水ポンプ

(A-1 級又は A-2 級)4 台の操作を緊急時対策要員 6 名にて実施した場合，作業開始を判断してから送水開始まで，建屋近傍の送水ラインと直接接続し，SFP 接続口，スクラバ接続口，ウェル接続口及び MUWC 接続口に接続した場合において約 330 分で可能である。

(添付資料 1.13.3-4)

- b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては，低圧代替注水系（可搬型）がある。

- (a) 低圧代替注水系（可搬型）による淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合，残存熔融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合，又は熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に，低圧代替注水系（可搬型）を起動し，淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

- i. 手順着手の判断基準

(i) 給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧

力容器への注水ができない場合の低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル 3)以上に維持できない場合において，低圧代替注水系(可搬型)及び注入配管が使用可能な場合^{※1}。

※1:設備に異常がなく，燃料及び水源(淡水貯水池)が確保されている場合。

【1.4.2.1(1)a.(b)】

(ii)残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧代替注水系(常設)及び消火系が使用できず，低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水が可能な場合^{※2}。

※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力指示値の低下，格納容器内圧力指示値の上昇及びドライウェル雰囲気温度指示値の上昇により確認する。

※2:原子炉格納容器内へのスプレー及び原子炉格納容

器下部への注水に必要な流量(140m³/h, 35～70m³/h)が確保され, さらに低圧代替注水系(可搬型)により原子炉圧力容器への注水に必要な流量(30m³/h)が確保できる場合。

なお, 十分な注水流量が確保できない場合は熔融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。

【1.4.2.1(3)a.(c)】

(iii) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)

全交流動力電源喪失により, 低圧代替注水系(常設)及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において, 低圧代替注水系(可搬型)が使用可能な場合^{※1}。

※1: 設備に異常がなく, 常設代替交流電源設備, 第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により注水に必要な電源が確保され, かつ燃料及び水源(淡水貯水池)が確保されている場合。

【1.8.2.2(1)b.】

ii. 操作手順

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力

容器への注水ができない場合の低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水手順については、
「1.4.2.1(1)a.(b)低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)」, 残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(3)a.(c)低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却(淡水/海水)」, 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)b.低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)」にて整備する

iii. 操作の成立性

[交流電源が確保されている場合]

低圧代替注水系(可搬型)による淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名(操作者及び確認者)、現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水開始まで残留熱除去系(B)、残留熱除去系(A)、残留熱除去系(C)、高圧炉心注水系(B)及び高圧炉心注水系(C)のいずれの注入配管を使用した場合においても約 330 分で可能である。(「1.4.2.1(3)a.(c)低圧代替

注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却(淡水/海水)」, 「1.8.2.2(1)b. 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)」は炉心損傷状態での手順のため残留熱除去系(B)と残留熱除去系(A)注入配管のみを使用)

円滑に作業できるように, 移動経路を確保し, 防護具, 照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は, 汎用の結合金具であり, 十分な作業スペースを確保していることから, 容易に実施可能である。

また, 車両の作業用照明, ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで, 暗闇における作業性についても確保している。

[全交流動力電源が喪失している場合]

低圧代替注水系(可搬型)による淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)操作は, 1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名, 現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合, 作業開始を判断してから低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水開始まで残留熱除去系(B), 残留熱除去系(A), 残留熱除去系(C), 高圧炉心注水系(B)及び高圧炉心注水系(C)のいずれの注入配管を使用した場合においても約 330 分で可能で

ある。（「1.4.2.1(3)a.(c)低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却(淡水/海水)」，「1.8.2.2(1)b.低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

室温は通常運転時と同程度である。

- c. 淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）

淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては，代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレーがある

- (a) 代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系(格納容器スプレー冷却モード)，代替格納容器スプレー冷却系（常設）及び消火系による原子炉格納

容器内の冷却機能が喪失した場合、代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）を起動し、淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内へのスプレーを実施する。

スプレー作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレー流量の調整又はスプレーの起動/停止を行う。

なお、本手順はプラント状況により可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)の接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

i. 手順着手の判断基準

(i)代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレー（淡水/海水）（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）、代替格納容器スプレー冷却系（常設）及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレーができない場合において、代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）が使用可能な場合^{※1}で、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達した場合^{※2}。

※1:設備に異常がなく、燃料及び水源(淡水貯水池)が確保されている場合。

※2:「原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内

圧力(S/C)，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.1(1)a.(c)】

(ii)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合^{※1}において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができず，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※3}。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合，又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく，燃料及び水源(淡水貯水池)が確保されている場合。

※3:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準

に到達」とは、格納容器内圧力(D/W)，格納容器内圧力(S/C)，ドライウェル雰囲気温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【「1.6.2.2(1)a.(c)】

ii. 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については，「1.6.2.1(1)a.(c)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）」及び「1.6.2.2(1)a.(c)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）」にて整備する。

iii. 操作の成立性

[交流電源が確保されている場合]

淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者），現場運転員2名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで約330分で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護

具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

[全交流動力電源が喪失している場合]

淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員1名，現場運転員2名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで約330分で可能である。（「1.6.2.2(1)a.(c)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ(淡水/海水)」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保して

いることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

- d. 淡水貯水池を水源としたフィルタ装置への補給（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）

淡水貯水池を水源としたフィルタ装置への補給手段としては、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）によるフィルタ装置水位調整がある。

- (a) 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）によるフィルタ装置水位調整（水張り）

残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、フィルタ装置又は代替フィルタ装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を起動し、淡水貯水池を水源としたフィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。

- i. 手順着手の判断基準

フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合。

【1.5.2.1(1)a.(d)】

【1.5.2.1(2)a.(c)】

【1.7.2.1(1)a.(c)】

【1.7.2.1(2)a.(c)】

ii. 操作手順

淡水貯水池を水源としたフィルタ装置のフィルタ装置水位調整(水張り)手順については、「1.5.2.1(1)a.(d)フィルタ装置水位調整(水張り)」及び「1.7.2.1(1)a.(c)フィルタ装置水位調整(水張り)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

淡水貯水池を水源としたフィルタ装置への補給(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)操作は、事前に他の対応手段により設置した可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用したフィルタ装置水位調整(水張り)を実施する。

炉心損傷していない場合は、1ユニット当たり緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特典、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配置、送水準備及びフィルタ装置補給用接続口使用による可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による注水開始まで約95分、フィルタ装置水位調整(水張り)完了まで約155分で可能である。

炉心損傷している場合は、1ユニット当たり緊急時対策

要員 10 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の配置，送水準備及びフィルタ装置補給用接続口使用による可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による注水開始まで約 95 分，フィルタ装置水位調整（水張り）完了まで約 155 分で可能である。

炉心損傷がない状況下での格納容器ベントを実施した場合は，本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く，作業は可能である。

なお，炉心損傷後の屋外における本操作は，格納容器ベント実施後の短期間において，フィルタ装置水の蒸発によるフィルタ装置の水位低下は評価上想定されないため，フィルタ装置水位調整（水張り）操作を実施することはないと考えられるが，作業時の被ばくによる影響を低減するため，緊急時対策要員を交替して対応することで，作業可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

- e. 淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）

淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては，格納容器下部注水系（可搬型）がある。

- (a) 格納容器下部注水系（可搬型）による淡水貯水池を水源

とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器下部注水系（常設）及び消火系による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、格納容器下部注水系（可搬型）を起動し、淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器の破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・チェンバ・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。

なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により復水補給水系外部接続口及び消火系連結送水口を任意に選択できる構成としている。

i. 手順着手の判断基準

(i) 原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準

損傷炉心の冷却が未達成の場合^{*1}で、格納容器下部注水系（常設）及び消火系による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合^{*2}。

(ii) 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準

原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系(常設)、消火系による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器下部注水系(可搬型)が使用可能な場合^{※2}。

※1:「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2:設備に異常がなく、燃料及び水源(淡水貯水池)が確保されている場合。

※3:「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇及び原子炉格納容器内の温度の上昇により確認する。

【1.8.2.1(1)b.】

ii. 操作手順

格納容器下部注水系(可搬型)による淡水貯水池を水源

とした原子炉格納容器下部への注水手順については、
「1.8.2.1(1)b. 格納容器下部注水系(可搬型)による原子
炉格納容器下部への注水(淡水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

格納容器下部注水系(可搬型)による淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員2名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで約330分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

- f. 淡水貯水池を水源とした原子炉ウェルへの注水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)

淡水貯水池を水源とした原子炉ウェルへの注水手段として

は、格納容器頂部注水系がある。

(a) 格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水(淡水/海水)

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉建屋等の水素爆発を防止する場合に、格納容器頂部注水系を起動し、淡水貯水池を水源とした原子炉ウェルへの注水を実施する。

原子炉ウェルへ注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制する。

i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉格納容器内の温度が 171℃を超えるおそれがある場合で、格納容器頂部注水系が使用可能な場合^{※2}。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく、燃料及び水源(淡水貯水池)が確保されている場合。

【1.10.2.1(1)a.】

ii. 操作手順

格納容器頂部注水系による淡水貯水池を水源とした原子炉ウェルへの注水手順については、「1.10.2.1(1)a. 格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水(淡水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

淡水貯水池を水源とした原子炉ウェルへの注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水開始まで約330分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路の確保、防護具及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

なお、一度原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水するまで注水した後は、蒸発による水位低下を考慮し

て定期的に注水し，原子炉格納容器トップヘッドフランジが冠水する水位を維持することにより，原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。

- g. 淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）
淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ手段としては，燃料プール代替注水系がある。

- (a) 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能と注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，燃料プール代替注水系を起動し，淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水を実施する。

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)1 台又は可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)1 台により，常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が可能である。

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)で送水が可能となるよう準備を行うが，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)の準備ができない場合は，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)で常設スプレイヘッドから使用済燃料プールへの注水を実施する。

i. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

【1.11.2.1(1)a.】

ii. 操作手順

燃料プール代替注水系による淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー手順については、「1.11.2.1(1)a.燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへの注水開始まで330分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水

ポンプ(A-1 級又は A-2 級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(b) 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能と注水機能の喪失、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、使用済燃料プール代替注水系を起動し、淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水を実施する。

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)1 台又は可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)1 台により、可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が可能である。

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)で送水が可能となるよう準備を行うが、可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)の準備ができない場合は、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)で可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プールへの注水を実施する。

i. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水ができない場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が

発生した場合。

- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。

【1.11.2.1(1)b.】

ii. 操作手順

燃料プール代替注水系による淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー手順については，「1.11.2.1(1)b. 燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから使用済燃料プールへの注水開始までの所要時間は以下のとおり。

SFP 可搬式接続口使用の場合：約 330 分

原子炉建屋大物搬入口から接続の場合：約 340 分

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるよう，使用する資機材は作業場所近傍

に配備する。室温は、事象初期に可搬型スプレイヘッドの設置を実施するため通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(c) 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールの大規模な水の漏えいが発生した場合に、燃料プール代替注水系を起動し、淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへのスプレイを実施する。

使用済燃料プールからの大規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)1 台及び可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)2 台により、常設スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する。

なお、可搬型代替注水ポンプは(A-2 級)2 台を並列に連結し、さらに可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)1 台を直列に連結して使用する。

i. 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能な TV モニタにて確認した場合。

【1.11.2.2(1)a.】

ii. 操作手順

燃料プール代替注水系による淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー手順については、「1.11.2.2(1)a. 燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレー(淡水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレー(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへのスプレー開始まで 330 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水

ポンプ(A-1級又はA-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(d) 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールの大規模な水の漏えいが発生した場合に、燃料プール代替注水系を起動し、淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへのスプレイを実施する。

使用済燃料プールからの大規模な水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位が維持できない場合に常設スプレイヘッドを優先して使用するが、外的要因(航空機衝突又は竜巻等)により、常設スプレイヘッドの機能が喪失した場合は、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台、又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)2台により、可搬型スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する。

i. 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至り、常設スプレイへ

ッダを使用した使用済燃料プールへのスプレーができない場合。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能な TV モニタにて確認した場合。

【1.11.2.2(1)b.】

ii. 操作手順

燃料プール代替注水系による淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー手順については、「1.11.2.2(1)b. 燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレー(淡水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレー(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プールへのスプレー開始までの所要時間は以下のとおり。

SFP 可搬式接続口使用の場合:約 330 分

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合:約 340 分

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業を開始できるように，使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は，事象初期に可搬型スプレイヘッドの設置を実施するため通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

(7) 海を水源とした対応手順

重大事故等時，海を水源とした原子炉压力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールへの注水/スプレイを行う手順を整備する。

重大事故等時，海を水源とした最終ヒートシンク(海)への代替熱輸送，大気への放射性物質の拡散抑制及び航空機燃料火災への泡消火を行う手順を整備する。

a. 海を水源とした大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水

原子炉压力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び使用済

燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による各種注水を行う。

本手順では緊急時対策要員による水源の確保として大容量送水車(海水取水用)の配置, 可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)の配置, 建屋接続口までのホース接続及び可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水までの手順を整備し, 建屋接続口から注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備する。(手順のリンク先については, 1.13.2.1(7)b.~1.13.2.1(7)i.に示す。)

水源の確保, 可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)の配置, 建屋接続口までのホース接続及び送水の一連の流れはどの対応においても同じであり, 水源から建屋接続口までの距離により配置, 台数及びホース数量が決まる。

なお, 水源と建屋接続口の選択は, 水源と建屋接続口の距離が最短となる組み合わせを優先して選択する。

(a) 手順着手の判断基準

復水貯蔵槽, サプレッション・チェンバ, ろ過水タンク, 淡水貯水池及び防火水槽を水源とした原子炉压力容器への注水等の各種注水ができない場合。

(b) 操作手順

海を水源とした大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水手順の概略

は以下のとおり。概要図を第 1.13.8 図に、タイムチャートを第 1.13.9 図に示す。

[水源確保（大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)への送水)]

- ① 緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)への送水を実施するよう緊急時対策要員へ指示する。
- ② 緊急時対策要員は、大容量送水車（海水取水用）をタービン建屋近傍屋外に移動させる。
- ③ 緊急時対策要員は、ホースの敷設及び接続を行う。
- ④ 緊急時対策要員は、ホースに接続継手を接続する。
- ⑤ 緊急時対策要員は、緊急時対策本部に大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)への送水の準備完了を報告する。
- ⑥ 緊急時対策要員は、緊急時対策本部の指示を受け、大容量送水車（海水取水用）を起動し可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)への送水を実施する。
- ⑦ 緊急時対策要員は、大容量送水車（海水取水用）の吐出圧力により必要流量が確保されていることを確認する。
- ⑧ 緊急時対策要員は、大容量送水車（海水取水用）の運転状態を継続して監視する。

[海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型

代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水]

- ① 緊急時対策本部は、プラントの被災状況に応じて可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による各種注水を行うことを決定し、各種注水のための建屋接続口の場所及び可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の配置箇所を決定する。
- ② 緊急時対策要員は、指示を受けた配置箇所へ可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)を移動させる。
- ③ 緊急時対策要員は、ホース接続継手から建屋接続口までのホース敷設と系統構成を行う。
- ④ 緊急時対策要員は、「大容量送水車(海水取水用)による可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)への送水」作業が完了していることを確認する。
- ⑤ 緊急時対策要員は、緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水準備完了を報告する。
- ⑥ 緊急時対策要員は、緊急時対策本部の指示を受け、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)を起動し注水/補給を実施する。注水/補給中は可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)を操作する。

(c) 操作の成立性

[水源確保(大容量送水車(海水取水用)による可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)への送水)]

上記の操作は、緊急時対策要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）への送水まで約 5 時間で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大容量送水車（海水取水用）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料 1.13.3-5)

[海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による送水]

上記の操作は、1 ユニット当たり可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）1 台の操作を緊急時対策要員 2 名にて実施した場合、作業開始を判断してから送水開始まで、建屋近傍の送水ラインと直接接続し、SFP 接続口及びウェル接続口に接続した場合において約 5 時間 5 分で可能である。

また、1 ユニット当たり可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）2 台又は 3 台の操作を緊急時対策要員 2 名にて実施した場合、作業開始を判断してから送水開始まで、建屋近傍の送水ラインと直接接続し、MUWC 接続口、SFP 接続口

に接続した場合において約 5 時間 15 分で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して海から送水先へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料 1.13.3-6)

- b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては，低圧代替注水系（可搬型）がある。

- (a) 低圧代替注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉圧力容器への注水

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合，残存熔融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合，又は熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防

止する場合に、低圧代替注水系（可搬型）を起動し、海を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i. 手順着手の判断基準

(i) 給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）及び注入配管が使用可能な場合^{※1}。

※1: 設備に異常がなく、燃料が確保されている場合。

【1.4.2.1(1)a.(b)】

(ii) 残存熔融炉心の冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）及び消火系が使用できず、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合^{※2}。

※1: 「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」

は、原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇、ドライウェル雰囲気温度指示値の上昇により確認する。

※2:原子炉格納容器内へのスプレイ及び原子炉格納容器下部への注水に必要な流量(140m³/h, 35～70m³/h)が確保され、更に低圧代替注水系(可搬型)により原子炉圧力容器への注水に必要な流量(30m³/h)が確保できる場合。

なお、十分な注水流量が確保できない場合は溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。

【1.4.2.1(3)a.(c)】

(iii)溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失により、低圧代替注水系(常設)及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、低圧代替注水系(可搬型)が使用可能な場合^{※1}。

※1:設備に異常がなく、常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により注水に必要な電源が確保され、かつ燃料が確保されている場合。

ii. 操作手順

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については、
「1.4.2.1(1)a.(b)低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）」，残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(3)a.(c)低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）」，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)b.低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）」にて整備する。

iii. 操作の成立性

[交流電源が確保されている場合]

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者），現場運転員2名及び緊急時対策要員10名にて作業を実施し、作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始まで残留熱除去系(B)，残留熱除去系(A)，残留熱除去系(C)，高圧炉心注水系(B)及び高圧炉心注水系(C)の注入

配管を使用した場合において約 5 時間 15 分で可能である。（「1.4.2.1(3)a.(c) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）」，「1.8.2.2(1)b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）」は炉心損傷状態での手順のため残留熱除去系（B）と残留熱除去系（A）注入配管のみを使用）

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

[全交流動力電源が喪失している場合]

上記の操作は，1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 10 名にて作業を実施し，作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始まで残留熱除去系（B），残留熱除去系（A），残留熱除去系（C），高圧炉心注水系（B）及び高圧炉心注水系（C）の注入配管を使用した場合において約 5 時間 15 分で可能である。

（「1.4.2.1(3)a.(c) 低圧代替注水系（可搬型）による残存

熔融炉心の冷却(淡水/海水)」，「1.8.2.2(1)b. 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。))

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

c. 海を水源とした原子炉格納容器内の冷却

海を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては，代替格納容器スプレー冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレーがある。

(a) 代替格納容器スプレー冷却系(可搬型)による海を水源とした原子炉格納容器冷却

残留熱除去系(格納容器スプレー冷却モード)，代替格納容器スプレー冷却系(常設)及び消火系による原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合，代替格納容器スプレー冷却系(可搬型)を起動し，海を水源とした原子炉格納容

器内へのスプレイを実施する。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。

なお、本手順はプラント状況により可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)の接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

i. 手順着手の判断基準

(i)代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ(炉心損傷前)

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)が使用可能な場合^{※1}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※2}。

※1:設備に異常がなく、燃料が確保されている場合。

※2:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内圧力(S/C)、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度又はサブプレッション・チェンバ・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.1(1)a.(c)】

(ii)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合^{※1}において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができず，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}で，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※3}。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合，又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく，燃料が確保されている場合。

※3:「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，格納容器内圧力(D/W)，格納容器内圧力(S/C)，ドライウェル雰囲気温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.2(1)a.(c)】

ii. 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については，「1.6.2.1(1)a.(c)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）」及び「1.6.2.2(1)a.(c)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）」にて整備する。

iii. 操作の成立性

[交流電源が確保されている場合]

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者），現場運転員2名及び緊急時対策要員10名にて作業を実施し，作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで約5時間15分で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保し

ている。

[全交流動力電源が喪失している場合]

上記の操作は，1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 10 名にて作業を実施し，作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで約 5 時間 15 分で可能である。

（「1.6.2.2(1)a.(c)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

d. 海を水源とした原子炉格納容器下部への注水

海を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては格納容器下部注水系（可搬型）がある。

(a) 格納容器下部注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合，格納容器下部注水系（常設）及び消火系による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合，格納容器下部注水系（可搬型）を起動し，海を水源とした原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において，あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また，原子炉圧力容器の破損後は，原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため，原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は，原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・チェンバ・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。

なお，本手順はプラント状況や周辺の現場状況により復水補給水系外部接続口及び消火系連結送水口を任意に選択できる構成としている。

i. 手順着手の判断基準

(i) 原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準

損傷炉心の冷却が未達成の場合^{*1}で，格納容器下部注水系（常設）及び消火系による原子炉格納容器下部へ

の注水ができず，格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。

（ii）原子炉圧力容器の破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準

原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で，格納容器下部注水系（常設），消火系による原子炉格納容器下部への注水ができず，格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。

※1:「損傷炉心の冷却が未達成」は，原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2:設備に異常がなく，燃料が確保されている場合。

※3:「原子炉圧力容器の破損の徴候」は，原子炉圧力容器内の水位の低下，制御棒の位置表示の喪失数増加，原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力容器内の圧力の低下，原子炉格納容器内の圧力の上昇，原子炉格納容器内の温度の上昇により確認する。

【1.8.2.1(1)b.】

ii. 操作手順

格納容器下部注水系(可搬型)による海を水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については，「1.8.2.1(1)b. 格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水(淡水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)，現場運転員4名及び緊急時対策要員10名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから格納容器下部初期注水の開始を確認するまで約5時間15分で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

e. 海を水源とした原子炉ウェルへの注水

海を水源とした原子炉ウェルへの注水手段としては格納容器頂部注水系がある。

(a) 格納容器頂部注水系による海を水源とした原子炉ウェルへの注水

炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉建屋の水素爆発を防止する場合に，格納容器頂部注水系を起動し，海を水源とした原子炉ウェルへの注水を実施する。

原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制する。

i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において，原子炉格納容器内の温度が 171℃を超えるおそれがある場合で，格納容器頂部注水系が使用可能な場合^{※2}。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合，又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく，燃料が確保されている場合。

【1.10.2.1(1)a.】

ii. 操作手順

格納容器頂部注水系による海を水源とした原子炉ウェ

ルへの注水手順については、「1.10.2.1(1)a.格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水(淡水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員10名にて作業を実施した場合、作業開始判断から格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水開始まで約5時間5分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路の確保、防護具及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

なお、一度原子炉格納容器トップが冠水するまで注水した後は、原子炉格納容器トップヘッドフランジのシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能であるが、原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール部温度が上昇傾向となった場合は、シール部温度が低下するまで、格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水を実施することにより、原子炉格納容器トップヘッドフランジを冠水させるだけの水位を維持する。

f. 海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ

海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ手段としては、燃料プール代替注水系がある。

(a) 海を水源とした燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能と注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，燃料プール代替注水系を起動し，海を水源とした使用済燃料プールへの注水を実施する。

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)1 台又は可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)1 台により，常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が可能である。

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)で送水が可能となるよう準備を行うが，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)の準備ができない場合は，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)で常設スプレイヘッドから使用済燃料プールへの注水を実施する。

i. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失

し、復旧が見込めない場合。

【1.11.2.1(1)a.】

ii. 操作手順

燃料プール代替注水系による海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー手順については、「1.11.2.1(1)a. 燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員10名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の配置、送水準備及び使用済燃料プール注水専用接続口使用による可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による注水まで約5時間5分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保し

ている。

(b) 海を水源とした燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能と注水機能の喪失，又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，燃料プール代替注水系を起動し，海を水源とした使用済燃料プールへの注水を実施する。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台により，可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水が可能である。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)で送水が可能となるよう準備を行うが，可搬型代替注水ポンプ(A-1級)の準備ができない場合は，可搬型代替注水ポンプ(A-2級)で可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プールへの注水を実施する。

i. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り，常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水ができない場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。

【1.11.2.1(1)b.】

ii. 操作手順

燃料プール代替注水系による海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー手順については、「1.11.2.1(1)b.燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員10名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから燃料プール代替注水系による可搬型スプレーヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水開始までの所要時間は下記のとおり。

SFP可搬式接続口使用の場合:約5時間5分

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合:約5時間5分

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業を開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。屋内作業の室温は、事象初期に可搬型スプレーヘッドの設置を実施するため通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(c) 海を水源とした燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールの大規模な水の漏えいが発生した場合に、燃料プール代替注水系を起動し、海を水源とした使用済燃料プールへのスプレイを実施する。

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)1 台及び可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)2 台により、常設スプレイヘッダを使用したスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する。

なお、可搬型代替注水ポンプは(A-2 級)2 台を並列に連結し、さらに可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)1 台を直列に連結して使用する。

i. 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。

- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能な TV モニタにて確認した場合。

【1.11.2.2(1)a.】

ii. 操作手順

燃料プール代替注水系による海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー手順については、
「1.11.2.2(1)a. 燃料プール代替注水系による常設スプレーヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレー(淡水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員10名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制定、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の配置、送水準備及び使用済燃料プール注水専用接続口使用による可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)によるスプレーまで約5時間15分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯

を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

- (d) 海を水源とした燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ
- 使用済燃料プールの大規模な水の漏えいが発生した場合に、燃料プール代替注水系を起動し、海を水源とした使用済燃料プールへのスプレイを実施する。

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位が維持できない場合に常設スプレイヘッドを優先して使用するが、外的要因(航空機衝突又は竜巻等)により、常設スプレイヘッドの機能が喪失した場合は、可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)1 台及び可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)1 台、又は可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)2 台により、可搬型スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する。

なお、可搬型代替注水ポンプは(A-1 級)1 台及び可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)1 台を直列に連結、又は可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)2 台を直列に連結して使用する。

i. 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至り、常設スプレイへ

ッダを使用した使用済燃料プールへのスプレーができな
い場合。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継
続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室に
て確認可能な TV モニタにて確認した場合。

【1.11.2.2(1)b.】

ii. 操作手順

燃料プール代替注水系による海を水源とした使用済燃
料プールへの注水/スプレー手順については、
「1.11.2.2(1)b. 燃料プール代替注水系による可搬型スプ
レイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレー(淡
水/海水)」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 1
名、現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 10 名にて作業を
実施した場合、作業開始を判断してから燃料プール代替
注水系による可搬型スプレーヘッドを使用した使用済燃
料プールへのスプレー開始までの所要時間は下記のとおり。

SFP 可搬式接続口使用の場合:約 5 時間 15 分

原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合:約 5 時間 15 分

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護

具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業を開始できるよう，使用する資機材は作業場所近傍に配備する。屋内作業の室温は，事象初期に可搬型スプレイヘッドの設置を実施するため通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

g. 海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送手段としては原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系がある。

(a) 原子炉補機冷却系による補機冷却水確保

原子炉補機冷却系が健全な場合は，自動起動信号による作動，又は中央制御室からの手動操作により原子炉補機冷却系を起動し，原子炉補機冷却系による補機冷却水確保を実施する。

i. 手順着手の判断基準

残留熱除去系を使用した原子炉圧力容器内及び原子炉

格納容器内の除熱が必要な場合。

【1.5.2.3(1)】

ii. 操作手順

原子炉補機冷却系による補機冷却水確保の手順については「1.5.2.3(1)原子炉補機冷却系による補機冷却水確保」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(b) 海を水源とした代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保

原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の機能が喪失した場合、残留熱除去系を使用した原子炉除熱、格納容器除熱及び使用済燃料プール除熱戦略ができなくなるため、代替原子炉補機冷却系を用いた補機冷却水確保のため、原子炉補機冷却水系の系統構成を行い、代替原子炉補機冷却系により補機冷却水を供給する。

常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により残留熱除去系の電源が確保されている場合に、冷却水通水確認後、残留熱除去系（サブプレッション・チェン

バ・プール水冷却モード，格納容器スプレイ冷却モード又は原子炉停止時冷却モード）を起動し，最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。

i．手順着手の判断基準

原子炉補機冷却系の故障又は全交流動力電源喪失により原子炉補機冷却系を使用できない場合。

【1.5.2.2(1)a.】

ii．操作手順

代替原子炉補機冷却系による海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送手順については，「1.5.2.2(1)a. 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保」にて整備する。

iii．操作の成立性

上記の操作は，1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 13 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから運転員操作の系統構成完了まで約 4 時間 15 分，緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで約 9 時間で可能である。

なお，炉心の著しい損傷が生じた場合において代替原子炉補機冷却系を設置する場合，作業時の被ばくによる影響を低減するため，緊急時対策要員を 2 班体制とし，交替して対応する。

プラント停止中の運転員の体制においては、中央制御室対応は当直副長の指揮のもと中央制御室運転員 1 名にて作業を実施する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業を開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(c) 大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保

原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の機能が喪失した場合、残留熱除去系を使用した除熱戦略ができなくなるため、代替原子炉補機冷却系により補機冷却水を確保するが、代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットが機能喪失した場合は、原子炉補機冷却水系の系統構成を行い、大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプにより、原子炉補機冷却水系に海水を注入することで補機冷却水を供給する。

常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により残留熱除去系の電源が確保されている場合に、冷却水通水確認後、目的に応じた運転モードで残留熱除去系（サプレ

ッション・チェンバ・プール水冷却モード，格納容器スプレイ冷却モード及び原子炉停止時冷却モード）を起動し，最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。

i. 手順着手の判断基準

(i) 大容量送水車（熱交換器ユニット用）使用の場合

代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットが機能喪失した場合。

(ii) 代替原子炉補機冷却海水ポンプ使用の場合

代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットが機能喪失した場合で，大容量送水車（熱交換器ユニット用）が故障等により使用できない場合。

【1.5.2.2(1)b.】

ii. 操作手順

代替原子炉補機冷却系による海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送手順については，「1.5.2.2(1)b. 大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者），現場運転員2名及び緊急時対策

要員 8 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから運転員による系統構成完了まで約 4 時間 15 分，緊急時対策要員による大容量送水車（熱交換器ユニット用）を使用した補機冷却水供給開始まで約 5 時間で可能である。また，代替原子炉補機冷却海水ポンプを使用した場合は，1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者），現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 11 名にて作業を実施し，補機冷却水供給開始まで約 7 時間で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業を開始できるよう，使用する資機材は作業場所近傍に配備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

h. 海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制

海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制手段としては大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制がある。

(a) 海を水源とした大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）

及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱やフィルタ装置、代替フィルタ装置、及び代替循環冷却による原子炉格納容器の減圧及び除熱させる手段がある。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備で注水しても水位が維持できない場合は、使用済燃料プールへのスプレイにより燃料損傷を緩和する手段がある。

しかし、これらの機能が喪失し、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。

i. 手順着手の判断基準

以下のいずれかが該当する場合とする。

- ・炉心損傷を判断した場合^{*1}において、あらゆる注水手段を講じても原子炉圧力容器への注水が確認できない場合。
- ・使用済燃料プール水位が低下した場合において、あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合。
- ・大型航空機の衝突など、原子炉建屋外観で大きな損

傷を確認した場合。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

【1.12.2.1(1)a.】

ii. 操作手順

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制手順については、「1.12.2.1(1)a.大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の現場対応は準備段階では緊急時対策要員（復旧班員）8名（水張りは5名）にて実施し、所要時間は、複数あるホース敷設ルートのうち、敷設距離が短くなる7号炉南側からのルートを優先的に選択することで、手順着手から約130分（7号炉の場合、6号炉の場合は約160分）で大気への放射性物質の拡散抑制準備を完了することとしている。（ホース敷設距離が長くなる5号炉北側

からのルートでホースを敷設した場合は、約 190 分で大気への放射性物質の拡散抑制準備を完了することとしている。)

円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、可搬型照明及び通信連絡設備を整備する。作業環境の周囲温度は外気温と同程度である。ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

緊急時対策本部からの指示を受けて、大気への放射性物質の拡散抑制を開始する。緊急時対策要員（復旧班員）5名にて実施し、手順着手から約 130 分以降（7号炉の場合、6号炉の場合は約 160 分以降）放水することが可能である。

放水砲は可搬型設備のため、任意に敷設場所を設定することが可能であり、風向き等の天候状況及びアクセスルートの状況に応じて、最も効果的な方角から原子炉建屋破損口等の放射性物質放出箇所に向けて放水を実施する。

放水砲による放水については噴射ノズルを調整することで、放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき、放水形状は、直線状とするとより遠くまで放水できるが、噴霧

状とすると、直線状よりも放射性物質の拡散抑制効果が期待できることから、なるべく噴霧状を使用する。

また、直線状で放射する場合も到達点では、噴霧状になっているため放射性物質の拡散抑制効果がある。

なお、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲の準備にあたり、プラント状況や周辺の現場状況、ホースの敷設時間等を考慮し、複数あるホース敷設ルートから全対応の作業時間が短くなるよう適切なルートを選択する。

i. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火

海を水源とした航空機燃料火災への泡消火手段としては大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置がある。

(a) 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置により、海水を水源として、航空機燃料火災への泡消火を行う手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合。

【1.12.2.2(2)a.】

ii. 操作手順

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による海を水源とした航空機燃料火災への泡消火手順については、「1.12.2.2(2)a. 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火」にて整備する。

iii. 操作の成立性

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による泡消火は、準備段階では現場にて緊急時対策要員 8 名で実施する。手順着手から約 130 分（7 号炉の場合、6 号炉の場合は約 160 分）で準備を完了することとしている。（ホース敷設距離が長くなる 5 号炉北側からのルートでホースを敷設した場合は、約 190 分で対応することとしている。）

放水段階では緊急時対策要員（復旧班員）5 名にて実施する。1%濃縮用泡消火剤を 4,000L 配備し、放水開始から約 25 分の泡消火が可能である。

泡消火剤は、放水流量（15,000L/min）の 1%濃度で自動注入となる。

円滑に作業できるように移動経路を確保し、防護具、

照明，通信連絡設備を整備する。ホース等の取付けについては，速やかに作業ができるように大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

(8) ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手順

重大事故等時，ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順を整備する。

a. ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入

(a) EOP 「反応度制御」

ATWS 発生時に，発電用原子炉を安全に停止させる。

i. 手順着手の判断基準

EOP 「スクラム」（原子炉出力）の操作を実施しても，ペアロッド 1 組又は制御棒 1 本よりも多くの制御棒が未挿入の場合。

なお，制御棒操作監視系の故障により，制御棒位置が確認できない場合も ATWS と判断する。

【1.1.2.1(2)】

ii. 操作手順

ほう酸水注入系によるほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順については、「1.1.2.1(2)EOP「反応度制御」」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから、ほう酸水注入開始まで1分以内で対応可能である。

円滑に作業できるように、照明及び通信連絡設備を整備する。

(b) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水

高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を実施する。

さらに、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系貯蔵タンクに補給することで、ほう酸水注入系貯蔵タンクを使用したほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を継続する。

また、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系テストタンクに補給することで、ほう酸水注入系テストタンクを使用したほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水も可能である。

i. 手順着手の判断基準

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル 3)以上に維持できない場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合。

【1.2.2.3(1)a.】

ii. 操作手順

ほう酸水注入系によるほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順については、「1.2.2.3(1)a. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作のうち、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入は、1ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで約 20 分で可能である。

さらに、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系貯蔵タンクに補給し、原子炉圧力容器へ継続注水する場合は、1ユニット当たり現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉圧力容器への継続注水準備完了まで約65分で可能である。

また、復水補給水系等を水源としたほう酸水注入系テストタンクに補給し、原子炉圧力容器への注水する場合は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉圧力容器への注水開始まで約75分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

(c) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ熔融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器への注水により原子炉圧力容器の破損防止又は遅延を図る。

i. 手順着手の判断基準

炉心が損傷した場合^{*1}において、損傷炉心へ注水する

場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合^{※2}。

※1:格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2:設備に異常がなく、常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により注水に必要な電源が確保され、かつ水源(ほう酸水注入系貯蔵タンク)が確保されている場合。

【1.8.2.2(1)e.】

ii. 操作手順

ほう酸水注入系によるほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順については、「1.8.2.2(1)e.ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入」にて整備する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)及び現場運転員2名にて作業を実

施した場合，作業開始を判断してからほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで約 20 分で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順

(1) 復水貯蔵槽へ水を補給するための対応手順

- a. 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給(淡水/海水)

復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合に，復水貯蔵槽への補給手段がないと復水貯蔵槽水位は低下し，水源が枯渇するため，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給を実施する。

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)の水源は，防火水槽を優先して使用する。淡水による復水貯蔵槽への補給が枯渇等により継続できないおそれがある場合は，海水による復水貯蔵槽への補給に切り替えるが，防火水槽を経由して復水貯蔵槽へ補給することにより，復水貯蔵槽への補給を継続しながら淡水から海水への切り替えが可能である。なお，防火水槽への淡水補給は，「1.13.2.2(2)a. 淡水貯水池から防火水槽への補給」及び「1.13.2.2(2)b. 淡水タンクから防火水槽への補給」の手順にて，防火水槽への海水補給は，「1.13.2.2(2)c. 海から防火水槽への補給」の手順にて実施する。

また、淡水貯水池を水源として復水貯蔵槽へ補給（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）している場合は、あらかじめ可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の水源切替え準備をすることにより速やかに淡水から海水への切替えが可能である。淡水から海水への切替えは、「1.13.2.3(2)淡水から海水への切替え」の手順にて実施する。

(a) 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による復水貯蔵槽への補給

i. 手順着手の判断基準

復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始され、防火水槽に淡水又は海水が補給されている場合。

ii. 操作手順

防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による復水貯蔵槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13.10 図に、タイムチャートを第 1.13.11 図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による復水貯蔵槽への補給の準備開始を指示する。

②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による復水貯蔵槽

- への補給の準備のため、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配置及びホース接続を依頼する。
- ③中央制御室運転員 A は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配置及びホース接続を行い、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑤当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給開始を依頼する。
- ⑥当直副長は、中央制御室運転員に復水貯蔵槽水位の監視を指示する。
- ⑦緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)起動後、CSP 外部注水ライン西側/東側注水弁(A)、(B)を全開し、補給開始したことを緊急時対策本部に連絡する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑧中央制御室運転員 A は、復水貯蔵槽への補給が開始されたことを復水貯蔵槽水位指示上昇により確認し、当直副長に報告する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑩中央制御室運転員 A は、復水貯蔵槽の水位が規定水位

に到達したことを当直副長に報告する。

- ⑩当直長は，当直副長からの依頼に基づき，復水貯蔵槽への補給停止を緊急時対策本部に依頼する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給開始まで145分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して防火水槽から復水貯蔵槽へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料 1.13.3-7)

- (b) 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）

i. 手順着手の判断基準

復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始され、淡水貯水池及び淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースが使用可能で、防火水槽が使用できない場合。

ii. 操作手順

淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13.12 図に、タイムチャートを第 1.13.13 図に示す。

[水源確保(淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-2級)への送水)]

「1.13.2.1(5)a. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)」の操作手順と同様である。

[淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による送水]

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給の準備開始を指示する。

- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給の準備のため、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配置及びホース接続を依頼する。
- ③中央制御室運転員 A は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配置及びホース接続を行う。
- ⑤緊急時対策要員は、「淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-2級)への送水準備」作業が完了していることを確認し、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑥当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給開始を依頼する。
- ⑦当直副長は、中央制御室運転員に復水貯蔵槽水位の監視を指示する。
- ⑧緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)起動後、CSP 外部注水ライン西側/東側注水弁(A)、(B)を全開し、補給開始したことを緊急時対策本部に連絡する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑨中央制御室運転員 A は、復水貯蔵槽への補給が開始されたことを復水貯蔵槽水位指示上昇により確認し、当

直副長に報告する。

⑩当直長は，当直副長からの依頼に基づき，可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

⑪中央制御室運転員 A は，復水貯蔵槽の水位が規定水位に到達したことを当直副長に報告する。

⑫当直長は，当直副長からの依頼に基づき，復水貯蔵槽への補給停止を緊急時対策本部に依頼する。

iii. 操作の成立性

[水源確保（淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-2級)への送水）]

上記の操作は，1ユニット当たり緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替注水ポンプ(A-2級)へ淡水貯水池の水を送るまで約125分で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

また，構内のアクセスルート状況を考慮して淡水貯水池から送水先へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

なお，緊急時対策本部からフィルタ装置の使用等による現場からの一時退避指示があった場合は，可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)吸管が接続されているホース接続継手の分岐ラインに取り付けられている弁を開状

態にした上で退避する。

また、車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料 1.13.3-2)

[淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による送水]

上記の操作は，1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給開始まで 150 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

構内のアクセスルート状況を考慮して可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)から復水貯蔵槽へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料 1.13.3-7)

(c) 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)

i. 手順着手の判断基準

復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始され、淡水貯水池が使用可能で、淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合。

ii. 操作手順

淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給手順(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13.14 図に、タイムチャートを第 1.13.15 図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給の準備開始を指示する。

②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給の準備のため、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)の配置及びホース接続を依頼する。

③中央制御室運転員 A は、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)

による復水貯蔵槽への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

- ④緊急時対策要員は，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)の配置及びホース接続を行い，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。
また，緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑤当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給開始を依頼する。
- ⑥当直副長は，中央制御室運転員に復水貯蔵槽水位の監視を指示する。
- ⑦緊急時対策要員は，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)起動後，CSP 外部注水ライン西側/東側注水弁(A)，(B)を全開し，補給開始したことを緊急時対策本部に報告する。また，緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑧中央制御室運転員 A は，復水貯蔵槽への補給が開始されたことを復水貯蔵槽水位指示上昇により確認し，当直副長に報告する。
- ⑨当直長は，当直副長からの依頼に基づき，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑩中央制御室運転員 A は，復水貯蔵槽の水位が規定水位に到達したことを当直副長に報告する。
- ⑪当直長は，当直副長からの依頼に基づき，復水貯蔵槽への補給停止を緊急時対策本部に依頼する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給開始まで340分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセスルート状況を考慮して可搬型代替注水ポンプ(A-2級)から復水貯蔵槽へホースを敷設し、送水ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料 1.13.3-7)

(d) 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給

i. 手順着手の判断基準

復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始され、防火水槽及び淡水貯水池が使用で

きない場合。

ii. 操作手順

海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による復水貯蔵槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13.16 図に，タイムチャートを第 1.13.17 図に示す。

[水源確保（大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）への送水）]

「1.13.2.1(7)a. 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による送水」の操作手順と同様である。

[海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による送水]

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による復水貯蔵槽への補給の準備開始を指示する。
- ②当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による復水貯蔵槽への補給の準備のため，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の配置及びホース接続を依頼する。
- ③中央制御室運転員 A は，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による復水貯蔵槽への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

- ④緊急時対策要員は，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)の配置及びホース接続を行う。
- ⑤緊急時対策要員は，「大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)への送水準備」作業が完了していることを確認し，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。また，緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑥当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給開始を依頼する。
- ⑦当直副長は，中央制御室運転員に復水貯蔵槽水位の監視を指示する。
- ⑧緊急時対策要員は，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)起動後，CSP 外部注水ライン西側/東側注水弁(A)，(B)を全開し，補給開始したことを緊急時対策本部に連絡する。また，緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑨中央制御室運転員 A は，復水貯蔵槽への補給が開始されたことを復水貯蔵槽水位指示上昇により確認し，当直副長に報告する。
- ⑩当直長は，当直副長からの依頼に基づき，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑪中央制御室運転員 A は，復水貯蔵槽の水位が規定水位に到達したことを当直副長に報告する。
- ⑫当直長は，当直副長からの依頼に基づき，復水貯蔵槽

への補給停止を緊急時対策本部に依頼する。

iii. 操作の成立性

[水源確保（大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプ（A-2級）への送水）]

上記の操作は，緊急時対策要員 8 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプ（A-2級）への送水まで約 5 時間で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。大容量送水車（海水取水用）からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

構内のアクセスルート状況を考慮して海から送水先へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料 1.13.3-5)

[海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による送水]

上記の操作は，1 ユニット当たり緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型

代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)の準備まで約 135 分で可能である。

大容量送水車(海水取水用)による可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)への送水から可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給の一連の作業は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 10 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから約 5 時間 25 分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセスルート状況を考慮して可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)から復水貯蔵槽へホースを敷設し、送水ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料 1.13.3-7)

- b. 純水補給水系(仮設発電機使用)による復水貯蔵槽への補給
復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等を実施している場合に、復水貯蔵槽への補給手段がないと復水貯蔵槽水位は低下し、水源が枯渇するため、純水移送ポンプの電

源を仮設発電機により確保し、純水タンクから復水貯蔵槽への補給を実施する。

純水移送ポンプ 4 台のうち、1 台のポンプを選定し、仮設発電機を接続し起動する。

(a) 手順着手の判断基準

復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始された場合で、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による復水貯蔵槽への補給ができない場合。

(b) 操作手順

純水補給水系 (仮設発電機使用) による復水貯蔵槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13.18 図に、タイムチャートを第 1.13.19 図に示す。

- ① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に純水補給水系 (仮設発電機使用) による復水貯蔵槽への補給の準備開始を指示する。
- ② 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に純水補給水系による復水貯蔵槽への補給の準備のため、仮設発電機の移動及び系統構成を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、純水補給水系による復水貯蔵槽補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 現場運転員 C 及び D は、純水補給水系による復水貯蔵槽への系統構成として、復水貯蔵槽純水バイパス弁の

全開操作を実施し、当直副長に純水補給水系による復水貯蔵槽への補給準備完了を報告する。

⑤緊急時対策要員は、純水移送ポンプ起動のための仮設発電機を給水建屋まで移動し、純水移送ポンプ吐出弁の全閉操作を実施する。操作完了後、緊急時対策本部に純水補給水系による復水貯蔵槽への補給準備完了を報告する。

⑥当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に純水補給水系による復水貯蔵槽への補給開始を依頼する。

⑦当直副長は、中央制御室運転員に復水貯蔵槽水位の監視を指示する。

⑧緊急時対策要員は、仮設発電機及び純水移送ポンプを起動後、純水移送ポンプ吐出弁にて、純水移送ポンプの吐出圧力を調整し、純水補給水系による復水貯蔵槽への補給開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑨中央制御室運転員 A は、復水貯蔵槽への補給が開始されたことを復水貯蔵槽水位指示上昇により確認し、当直副長に報告する。

⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、純水補給水系による復水貯蔵槽への補給が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

⑪中央制御室運転員 A は、復水貯蔵槽の水位が規定水位に到達したことを当直副長に報告する。

- ⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、復水貯蔵槽への補給停止を緊急時対策本部に依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから現場運転員による系統構成完了まで約15分、緊急時対策要員による純水移送ポンプを使用した復水貯蔵槽への補給開始まで約185分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.13.3-8)

(2) 防火水槽へ水を補給するための対応手順

a. 淡水貯水池から防火水槽への補給

防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による原子炉圧力容器への注水等の各種注水を行う場合に防火水槽の水が枯渇する前に淡水貯水池の水を防火水槽へ補給する。

(a) 手順着手の判断基準

防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による原子炉圧力容器への注水等の各種注水を行う

場合。

(b) 操作手順

淡水貯水池から防火水槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13.20 図に，タイムチャートを第 1.13.21 図に示す。

- ① 緊急時対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，緊急時対策要員に淡水貯水池から防火水槽への補給を指示する。
- ② 緊急時対策要員は，淡水貯水池大湊側第一送水ライン出口弁又は淡水貯水池大湊側第二送水ライン出口弁を開けて，送水ラインの水張りを開始する。
- ③ 緊急時対策要員は，送水ラインに漏えい等の異常がないことを確認する。
- ④ 緊急時対策要員は，防火水槽の送水ラインにホースを接続する。
- ⑤ 緊急時対策要員は，送水ライン水張り完了後，ホースの先を防火水槽マンホールへ入れて，淡水貯水池大湊側第一送水ライン防火水槽供給弁又は淡水貯水池大湊側第二送水ライン防火水槽供給弁を開けて防火水槽へ淡水貯水池の水を補給する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから防火水槽へ淡水貯水池の水

を補給するまで 85 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

また，構内のアクセスルート状況を考慮して淡水貯水池から防火水槽へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

なお，緊急時対策本部からフィルタ装置の使用等による現場からの一時退避指示があった場合は，防火水槽からの送水量（可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による原子炉圧力容器等への注水で使用する量）を上回る量で水を補給する必要があるため，防火水槽の水位が目視で緩やかに上昇するよう送水ライン出口弁開度を調整した上で退避する。

（添付資料 1.13.3-9）

b. 淡水タンクから防火水槽への補給

防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による原子炉圧力容器への注水等の各種注水を行う場合に防火水槽の水が枯渇する前に淡水タンク（純水タンク又はろ過水タンク）の水を防火水槽へ補給する。

(a) 手順着手の判断基準

防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による原子炉圧力容器への注水等の各種注水を行う場合で，淡水貯水池の水が枯渇するおそれがある場合。

(b) 操作手順

淡水タンク(純水タンク又はろ過水タンク)から防火水槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13.22 図に、タイムチャートを第 1.13.23 図に示す。

- ① 緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員に淡水タンク(純水タンク又はろ過水タンク)から防火水槽への補給を指示する。
- ② 緊急時対策要員は、淡水貯水池からの淡水貯水池大湊側第一送水ライン供給止め弁を全閉する。
- ③ 緊急時対策要員は、指定された淡水タンク(純水タンク又はろ過水タンク)の送水ラインにホースを接続する。
- ④ 緊急時対策要員は、No.4 純水タンク工事用水用隔離弁及び淡水貯水池大湊側第一送水ライン No.4 純水タンク供給弁、又は No.3 ろ過水タンク工事用水用隔離弁及び淡水貯水池大湊側第一送水ライン No.3 ろ過水タンク供給弁を開けて、送水ラインの水張りを開始する。
- ⑤ 緊急時対策要員は、送水ラインに漏えい等の異常がないことを確認する。
- ⑥ 緊急時対策要員は、指定された防火水槽への送水ラインにホースを接続する。
- ⑦ 緊急時対策要員は、送水ライン水張り完了後、ホースの先を防火水槽マンホールへ入れ、淡水貯水池大湊側第一送水ライン防火水槽供給弁を開けて防火水槽へ淡水タンクの水を補給する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから防火水槽に水を補給するまで約 70 分で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

また，構内のアクセスルート状況を考慮して淡水タンクから防火水槽へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

c. 海から防火水槽への補給

(a) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による防火水槽への海水補給の場合

淡水貯水池及び淡水タンク (純水タンク及びろ過水タンク) の水が枯渇により防火水槽への補給ができなくなるおそれがある場合に，可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) により海水を防火水槽へ補給する。

i. 手順着手の判断基準

防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ (A-1 級又は A-2 級) による原子炉圧力容器への注水等の各種注水を行う場合で，淡水貯水池及び淡水タンク (純水タンク及びろ過水タンク) の水が枯渇するおそれがある場合。

ii. 操作手順

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による防火水槽への海水補給手順の概略は以下のとおり。概要図を第 1.13.24 図に、タイムチャートを第 1.13.25 図に示す。

- ① 緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による防火水槽への海水補給を実施するよう緊急時対策要員へ指示する。
- ② 緊急時対策要員は、当該号炉の護岸へ可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を移動させる。
- ③ 緊急時対策要員は、当該号炉の護岸から防火水槽までのホース敷設^{※1}を行う。
- ④ 緊急時対策要員は、緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による防火水槽への海水補給の準備完了を報告する。
- ⑤ 緊急時対策要員は、緊急時対策本部の指示を受け、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を起動し防火水槽への補給を実施する。

※1:海水取水時には、ホース先端にストレーナを取り付け、海面より低く着底しない位置に取水部分を固定することにより、ホースへの異物の混入を防止する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり可搬型代替注水ポンプ

(A-2 級)の操作を緊急時対策要員 3 名にて実施した場合、作業開始を判断してから送水開始まで約 190 分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して海から防火水槽へホースを敷設し、送水ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料 1.13.3-10)

(b) 大容量送水車(海水取水用)による防火水槽への海水補給の場合

淡水貯水池及び淡水タンク(純水タンク及びろ過水タンク)の水が枯渇により防火水槽への補給ができなくなるおそれがある場合に、大容量送水車(海水取水用)により海水を防火水槽へ補給する。

i. 手順着手の判断基準

防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による原子炉压力容器への注水等の各種注水を

行う場合で、淡水貯水池及び淡水タンク（純水タンク及びろ過水タンク）の水が枯渇するおそれがあり、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により海水を防火水槽へ補給できない場合。

ii. 操作手順

大容量送水車（海水取水用）による防火水槽への海水補給手順の概略は以下のとおり。概要図を第 1.13.26 図に、タイムチャートを第 1.13.27 図に示す。

- ① 緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、大容量送水車（海水取水用）による防火水槽への海水補給を実施するよう緊急時対策要員へ指示する。
- ② 緊急時対策要員は、大容量送水車（海水取水用）をタービン建屋近傍屋外に移動させる。
- ③ 緊急時対策要員は、ホースの敷設及び接続を行う。
- ④ 緊急時対策要員は、緊急時対策本部に大容量送水車（海水取水用）による防火水槽への海水補給の準備完了を報告する。
- ⑤ 緊急時対策要員は、緊急時対策本部の指示を受け、大容量送水車（海水取水用）を起動し防火水槽への補給を実施する。
- ⑥ 緊急時対策要員は、大容量送水車（海水取水用）の吐出圧力により必要流量が確保されていることを確認する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大容量送水車(海水取水用)による防火水槽への海水補給開始まで約 5 時間で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

また、構内のアクセスルート状況を考慮して海から防火水槽へホースを敷設し、送水ルートを確保する。

(添付資料 1.13.3-11)

(c) 代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給の場合

淡水貯水池及び淡水タンク(純水タンク及びろ過水タンク)の水が枯渇により防火水槽への補給ができなくなるおそれがある場合に、代替原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を防火水槽へ補給する。

i. 手順着手の判断基準

防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による原子炉圧力容器への注水等の各種注水を行う場合で、淡水貯水池及び淡水タンク(純水タンク及びろ過水タンク)の水が枯渇するおそれがあり、大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により海水を防火水槽へ補給できない場合。

ii. 操作手順

代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給手順の概略は以下のとおり。概要図を第 1.13.28 図に，タイムチャートを第 1.13.29 図に示す。

- ① 緊急時対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給を実施するよう緊急時対策要員へ指示する。
- ② 緊急時対策要員は，可搬型代替交流電源設備，代替原子炉補機冷却海水ポンプをタービン建屋近傍屋外に移動させる。
- ③ 緊急時対策要員は，代替原子炉補機冷却海水ポンプ，ホースや電源ケーブルの敷設及び接続を行う。
- ④ 緊急時対策要員は，緊急時対策本部に代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給の準備完了を報告する。
- ⑤ 緊急時対策要員は，可搬型代替交流電源設備を起動後，緊急時対策本部の指示を受け，代替原子炉補機冷却海水ポンプを起動し防火水槽への補給を実施する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は，緊急時対策要員 11 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから代替原子炉補機冷却海水ポンプの設置による防火水槽への補給開始までの所要時間は以下のとおり。

- ・海水取水箇所(6号炉)から7号炉建屋南側を經由して
No.15 防火水槽へ補給した場合:約7時間

- ・海水取水箇所(7号炉)から7号炉建屋南側を經由して
No.14 防火水槽へ補給した場合:約5時間30分

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

また、構内のアクセスルート状況を考慮して海から防火水槽へホースを敷設し、送水ルートを確保する。

(添付資料 1.13.3-12)

(3) 淡水タンクへ水を補給するための対応手順

a. 淡水貯水池から淡水タンクへの補給

淡水タンク(純水タンク又はろ過水タンク)を水源として、各種注水を行う場合で、淡水タンクの水が枯渇するおそれがある場合は、淡水貯水池の水を淡水タンクへ補給する。

(a) 手順着手の判断基準

淡水タンク(純水タンク又はろ過水タンク)を水源として、原子炉圧力容器への注水等の各種注水を行う場合で、淡水貯水池及び淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合。

(b) 操作手順

淡水貯水池から淡水タンク(純水タンク又はろ過水タンク)への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第

1.13.30 図に，タイムチャートを第 1.13.31 図に示す。

- ① 緊急時対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，緊急時対策要員に淡水貯水池から淡水タンクへの補給を指示する。
- ② 緊急時対策要員は，淡水貯水池大湊側第一送水ライン出口弁を開けて，送水ラインの水張りを開始する。
- ③ 緊急時対策要員は，水張りしながら送水ラインの敷設状況に異常がないことを確認する。
- ④ 緊急時対策要員は，指定された淡水タンク（純水タンク又はろ過水タンク）への送水ラインにホースを接続する。
- ⑤ 送水ライン水張り完了後，No.4 純水タンク工事用水用隔離弁及び淡水貯水池大湊側第一送水ライン No.4 純水タンク供給弁，又は No.3 ろ過水タンク工事用水用隔離弁及び淡水貯水池大湊側第一送水ライン No.3 ろ過水タンク供給弁を開けて淡水タンクへ淡水貯水池の水を補給する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから指定された淡水タンク（純水タンク又はろ過水タンク）に補給するまで約 85 分で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

また、構内のアクセスルート状況を考慮して淡水貯水池から淡水タンクへホースを敷設し、送水ルートを確保する。

1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順

(1) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないよう、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源を切り替える。

a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

(a) 手順着手の判断基準

サプレッション・チェンバ・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超える場合。

【1.2.2.4(1)】

(b) 操作手順

原子炉隔離時冷却系の水源切替え手順については、「1.2.2.4(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対

応できる。

b. 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水

(a) 手順着手の判断基準

サプレッション・チェンバ・プール水の温度が高圧炉心注水系の設計温度を超える場合。

【1.2.2.4(2)】

(b) 操作手順

高圧炉心注水系の水源切替え手順については、
「1.2.2.4(2) 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(2) 淡水から海水への切替え

a. 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水中の場合

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないよう、防火水槽への淡水の供給が継続できないおそれがある場合は淡水補給から海水補給へ切り替える。

防火水槽への淡水補給は、「1.13.2.2(2)a.淡水貯水池から防火水槽への補給」及び「1.13.2.2(2)b.淡水タンクから防火水槽への補給」の手順にて、防火水槽への海水補給は、「1.13.2.2(2)c.海から防火水槽への補給」の手順にて整備する。

- b. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水中の場合(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)

淡水貯水池から重大事故等の収束に必要な水の供給を行っている場合は、あらかじめ可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)の水源切替え準備をすることにより速やかに淡水から海水への切替えを可能とする。

(a) 手順着手の判断基準

淡水貯水池及び防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水ができない場合で、大容量送水車(海水取水用)による可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)への送水準備が完了している場合。

(b) 操作手順

淡水貯水池から海を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)への送水の切替え手順の概略は以下のとおり。タイムチャートを第 1.13.32 図に示す。

①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊

急時対策要員に淡水貯水池から海を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)への送水の切替えを指示する。

② 緊急時対策要員は，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を停止する。

③ 緊急時対策要員は，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)吸管のホース接続継手に取り付けられている弁を全閉とし，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)への淡水貯水池の送水を停止する。

④ 緊急時対策要員は，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)吸管のホースを大容量送水車（海水取水用）吐出管に取り付けられているホース接続継手に敷設し，接続継手に取り付けられている弁を全開とする。

⑤ 緊急時対策要員は，大容量送水車（海水取水用）を起動し，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)の水源を確保する。

⑥ 緊急時対策要員は，緊急時対策本部の指示を受け，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を起動し注水/補給を実施する。注水/補給中は可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を操作する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，緊急時対策要員 4 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから淡水貯水池から海を水源と

した可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)への送水の切替えまで 40 分以内で可能である。(大容量送水車(海水取水用)の準備から切替えを実施した場合は、約 5 時間 25 分で対応可能である。)

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料 1.13.3-13)

1.13.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による各接続口から注水等が必要な箇所までの送水手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて、それぞれ整備する。

海を水源とした設備への送水手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて、それぞれ整備する。

中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，電源車，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級及び A-2 級)及び仮設発電機への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.13.2.5 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.13.33 図に示す。

(1) 水源を利用した対応手段

重大事故等時には，原子炉圧力容器への注水，格納容器スプレイ，燃料プールへの注水等の復水貯蔵槽又はサブプレッション・チェンバを水源とした注水をするため，必要となる十分な量の水を復水貯蔵槽又はサブプレッション・チェンバに確保する。

復水貯蔵槽又はサブプレッション・チェンバを水源とした注水が実施できず，さらに重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合は，ろ過水タンクを水源として消火系による原子炉圧力容器等のへ注水を実施する。

ろ過水タンクを水源として利用できない場合は，防火水槽を

水源として可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)により原子炉圧力容器等へ注水するため、必要となる十分な量の水を防火水槽に確保する。

防火水槽を水源として利用できない場合は、淡水貯水池を水源として、淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースを用いて可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)に水を供給することで原子炉圧力容器等へ注水する。

淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合は、淡水貯水池から直接可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)により原子炉圧力容器等へ注水する。

淡水貯水池を水源として利用できない場合は、海を利用して大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)により原子炉圧力容器等へ注水することとなる。

(2) 水源へ水を補給するための対応手段

a. 復水貯蔵槽への補給

復水貯蔵槽を水源として、原子炉圧力容器への注水等の各種注水時において、外部電源により交流電源が確保できた場合は、純水補給水系により純水タンクから復水貯蔵槽へ補給する。

外部電源喪失により交流電源が確保できない場合で可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)が使用可能な場合は、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により防火水槽から復水貯蔵槽へ補給する。

防火水槽を水源として利用できない場合は、淡水貯水池を水源として、淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースを用いて可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により復水貯蔵槽へ補給する。

淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合は、淡水貯水池から直接可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により復水貯蔵槽へ補給する。

淡水貯水池を水源として利用できない場合は、海を利用した補給手段よりも短時間で補給を開始できる純水補給水系（仮設発電機を使用）により純水タンクから復水貯蔵槽へ補給する。

純水補給水系（仮設発電機を使用）により純水タンクから復水貯蔵槽へ補給ができない場合は、海を利用して大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により復水貯蔵槽へ補給する。

b. 防火水槽への補給

防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水時において、淡水貯水池から防火水槽へ補給する。

淡水貯水池から補給ができない場合は、淡水タンクから防火水槽へ補給する。淡水タンクから補給ができない場合は、大容量送水車(海水取水用)、代替原子炉補機冷却海水ポンプ又は可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により海から防火水槽へ補給する。なお、大容量送水車(海水取水用)及び代替原子炉

補機冷却海水ポンプによる海水の補給は，補給開始までに時間を要することから可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による海水の補給を優先する。

c. 淡水タンクへの補給

淡水タンク(純水タンク又はろ過水タンク)を水源としている場合は，淡水貯水池から淡水タンクへ補給する。

第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対処設備及び手順書一覧(1/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
復水貯蔵槽を水源とした対応	サブプレッション・チェンバ	原子炉圧力容器への注水 (原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時)	復水貯蔵槽 高圧代替注水系 (高圧代替注水系ポンプ)	重大事故等 対処設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			原子炉隔離時冷却系 (原子炉隔離時冷却系ポンプ) 高圧炉心注水系 (高圧炉心注水系ポンプ)	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			制御棒駆動系 (制御棒駆動水ポンプ)	自主対策 設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時)	原子炉圧力容器への注水	復水貯蔵槽 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	重大事故等 対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			原子炉格納容器内の冷却	重大事故等 対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
			原子炉格納容器下部への注水	重大事故等 対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	-		原子炉ウエルへの注水	自主対策 設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段、対処設備及び手順書一覧(2/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書		
サブプレッション・チェンバを水源とした対応	復水貯蔵槽	(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時) 原子炉圧力容器への注水	サブプレッション・チェンバ		重大事故等 対処設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
			原子炉隔離時冷却系（原子炉隔離時冷却系ポンプ） 高圧炉心注水系（高圧炉心注水系ポンプ）		重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)		
		(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時) 原子炉圧力容器への注水	サブプレッション・チェンバ		重大事故等 対処設備		手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
			残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ）		重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)		
	原子炉格納容器内の除熱	サブプレッション・チェンバ		重大事故等 対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		
		残留熱除去系（残留熱除去系ポンプ）		重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)			
	-	原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の除熱	サブプレッション・チェンバ 代替循環冷却系（復水移送ポンプ）		重大事故等 対処設備	手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段、対処設備及び手順書一覧(3/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
ろ過水タンクを水源とした対応	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時)	ろ過水タンク 消火系 (ディーゼル駆動消火ポンプ)	自主対策設備 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	ろ過水タンク 消火系 (ディーゼル駆動消火ポンプ)	自主対策設備 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	復水貯蔵槽	原子炉格納容器下部への注水	ろ過水タンク 消火系 (ディーゼル駆動消火ポンプ)	自主対策設備 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	—	使用済燃料プールへの注水	ろ過水タンク 消火系 (ディーゼル駆動消火ポンプ)	自主対策設備 手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段、対処設備及び手順書一覧(4/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
防火水槽を水源とした対応	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	防火水槽を水源とした送水	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対処設備	多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (原子炉注水)」 「消防車による送水 (格納容器スプレー)」 「消防車による送水 (デブリ冷却)」 「消防車による送水 (原子炉ウエル注水)」 「消防車による送水 (SFP 常設スプレー)」 「消防車による送水 (SFP 可搬型スプレー)」
			防火水槽 ※2	自主対策 設備	
		(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時) 原子炉圧力容器への注水	低圧代替注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	重大事故等 対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		防火水槽 ※2	自主対策 設備		
		原子炉格納容器内の冷却	代替格納容器スプレー冷却系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	重大事故等 対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
		防火水槽 ※2	自主対策 設備		

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段、対処設備及び手順書一覧(5/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書		
防火水槽を水源とした対応	—	フィルタ装置への補給	防火水槽 ※2 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口	自主対策設備 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。		
	復水貯蔵槽	原子炉格納容器下部への注水	格納容器下部注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	重大事故等 対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
			防火水槽 ※2	自主対策 設備		
	—	—	原子炉ウエルへの注水	防火水槽 ※2 格納容器頂部注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	自主対策設備 手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。	
			使用済燃料プールへの注水 / スプレー	燃料プール代替注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-1 級), 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	重大事故等 対処設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
				防火水槽 ※2	自主対策 設備	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段、対処設備及び手順書一覧(6/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
淡水貯水池を水源とした対応（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合） 淡水貯水池を水源とした送水	淡水貯水池 ※2 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級） 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） ホース・接続口 燃料補給設備 ※1	自主対策設備 多様なハザード対応手順 「貯水池から消防車への送水」 「消防車による送水（原子炉注水）」 「消防車による送水（格納容器スプレー）」 「消防車による送水（デブリ冷却）」 「消防車による送水（原子炉ウエル注水）」 「消防車による送水（SFP 常設スプレー）」 「消防車による送水（SFP 可搬型スプレー）」
		（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時） 原子炉圧力容器への注水	淡水貯水池 ※2 低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホース・接続口等）	自主対策設備 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	淡水貯水池 ※2 代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホース・接続口等）	自主対策設備 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段、対処設備及び手順書一覧(7/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
淡水貯水池を水源とした対応（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）	—	フィルタ装置への補給	淡水貯水池 ※2 可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ホース・接続口	自主対策設備 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
	復水貯蔵槽	原子炉格納容器下部への注水	淡水貯水池 ※2 格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース・接続口等）	自主対策設備 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	—	原子炉ウエルへの注水	淡水貯水池 ※2 格納容器頂部注水系（可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース・接続口等）	自主対策設備 手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールへの注水 / スプレイ	淡水貯水池 ※2 燃料プール代替注水系（可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース・接続口等）	自主対策設備 手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段、対処設備及び手順書一覧(8/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
淡水貯水池を水源とした対応（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合） 淡水貯水池を水源とした送水	可搬型代替注水ポンプ（A-1 級） 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） ホース・接続口 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対処設備	多様なハザード対応手順 「消防車による送水（原子炉注水）」 「消防車による送水（格納容器スプレー）」 「消防車による送水（デブリ冷却）」 「消防車による送水（原子炉ウエル注水）」 「消防車による送水（SFP 常設スプレー）」 「消防車による送水（SFP 可搬型スプレー）」
			淡水貯水池 ※2	自主対策設備	
		（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時） 原子炉圧力容器への注水	低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホース・接続口等）	重大事故等 対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		淡水貯水池 ※2	自主対策 設備		
		原子炉格納容器内の冷却	代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホース・接続口等）	重大事故等 対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
		淡水貯水池 ※2	自主対策設備		

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段、対処設備及び手順書一覧(9/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書		
淡水貯水池を水源とした対応（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	—	フィルタ装置への補給	淡水貯水池 ※2 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） ホース・接続口	自主対策設備 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。		
	復水貯蔵槽	原子炉格納容器下部への注水	格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホース・接続口等）	重大事故等 対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
			淡水貯水池 ※2	自主対策 設備		
	—	—	原子炉ウエルへの注水	淡水貯水池 ※2 格納容器頂部注水系（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
			使用済燃料プールへの注水 / スプレイ	燃料プール代替注水系（可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホース・接続口等）	重大事故等 対処設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
				淡水貯水池 ※2	自主対策 設備	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段、対処設備及び手順書一覧(10/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
海を水源とした対応	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	海を水源とした送水	大容量送水車（海水取水用） 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 可搬型代替注水ポンプ（A-1級） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ホース・接続口 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「大容量送水車による消防車への海水送水」 「消防車による送水（原子炉注水）」 「消防車による送水（格納容器スプレイ）」 「消防車による送水（デブリ冷却）」 「消防車による送水（原子炉ウエル注水）」 「消防車による送水（SFP 常設スプレイ）」 「消防車による送水（SFP 可搬型スプレイ）」
		（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時） 原子炉圧力容器への注水	低圧代替注水系（可搬型）（大容量送水車（海水取水用）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（大容量送水車（海水取水用）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	復水貯蔵槽	原子炉格納容器下部への注水	格納容器下部注水系（可搬型）（大容量送水車（海水取水用）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	—	原子炉ウエルへの注水	格納容器頂部注水系（大容量送水車（海水取水用）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールへの注水／スプレイ	燃料プール代替注水系（大容量送水車（海水取水用）、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段、対処設備及び手順書一覧(11/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
海を水源とした対応	-	最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送	代替原子炉補機冷却系（大容量送水車（熱交換器ユニット用））	重大事故等対処設備 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
		大気への放射性物質の拡散抑制	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用） 放水砲 ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備 手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
		航空機燃料火災への泡消火	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用） ホース 放水砲 泡原液搬送車 泡原液混合装置 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備 手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応	-	原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系（ほう酸水注入系ポンプ）	重大事故等対処設備 手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」及び「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備及び手順書一覧(12/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
復水貯蔵槽へ水を補給するための対応	-	防火水槽を水源とした補給（淡水／海水）	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） ホース・接続口 CSP 外部補給配管・弁 復水貯蔵槽 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(徹候ベース) AM 設備別操作手順書 「消防車による CSP への補給」 多様なハザード対応手順 「消防車による CSP への補給(淡水/海水)」
		防火水槽 ※2	自主対策設備		
		(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)	淡水貯水池 ※2 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） ホース・接続口 CSP 外部補給配管・弁 復水貯蔵槽 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段、対処設備及び手順書一覧(13/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
復水貯蔵槽へ水を補給するための対応	-	(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合) 淡水貯水池を水源とした補給(淡水/海水)	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口 CSP 外部補給配管・弁 復水貯蔵槽 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(微候ベース) AM 設備別操作手順書 「消防車による CSP への補給」 多様なハザード対応手順 「消防車による CSP への補給(淡水/海水)」
		淡水貯水池 ※2	自主対策設備		
		海を水源とした補給(淡水/海水)	大容量送水車(海水取水用) 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口 CSP 外部補給配管・弁 復水貯蔵槽 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	
純水補給水系(仮設発電機使用)による補給	純水タンク 純水移送ポンプ 純水補給水系配管・弁 復水貯蔵槽 仮設発電機 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	運転操作手順書(微候ベース) AM 設備別操作手順書 「MUWP ポンプによる CSP への補給」 多様なハザード対応手順 「大湊側純水移送ポンプ電源確保」		

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段、対処設備及び手順書一覧(14/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
防火水槽へ水を補給するための対応		淡水貯水池から防火水槽への補給	淡水貯水池 ※2 ホース 防火水槽 ※2	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「淡水貯水池から大湊側防火水槽への補給」
		淡水タンクから防火水槽への補給	ろ過水タンク 純水タンク ホース 防火水槽 ※2	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「大湊側淡水タンクから防火水槽への補給」
		大容量送水車（海水取水用）による防火水槽への海水補給	大容量送水車（海水取水用） 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「大容量送水車による防火水槽への海水補給」
			防火水槽 ※2	自主対策設備	
		代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給	代替原子炉補機冷却海水ポンプ 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 ホース 防火水槽 ※2 可搬型代替交流電源設備 移動式変圧器 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給」
		可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による防火水槽への海水補給	可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ホース 防火水槽 ※2 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「消防車による防火水槽への海水補給」

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段、対処設備及び手順書一覧(15/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
淡水タンクへ水を補給するための対応	—	淡水タンクへの補給 淡水貯水池から淡水タンクへの補給	淡水貯水池 ※2 ホース ろ過水タンク 純水タンク	自主対策設備 多様なハザード対応手順 「淡水貯水池から大湊側淡水タンクへの補給」	
水源を切り替えるための対応	—	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源切替え	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等
			原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	
		防火水槽へ補給する水源の切替え	大容量送水車（海水取水用） 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対処設備	多様なハザード対応手順 「淡水貯水池から大湊側防火水槽への補給」 「大湊側淡水タンクから防火水槽への補給」 「大容量送水車による防火水槽への海水補給」 「代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給」 「消防車による防火水槽への海水補給」
			淡水貯水池 ※2 防火水槽 ※2 淡水タンク 代替原子炉補機冷却海水ポンプ 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) 可搬型代替交流電源設備 移動式変圧器 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	
淡水貯水池から海への切替え	大容量送水車（海水取水用） 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 可搬型代替注水ポンプ(A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対処設備	多様なハザード対応手順 「大容量送水車による消防車への海水送水」 「消防車による送水（原子炉注水）」 「消防車による送水（格納容器スプレイ）」 「消防車による送水（デブリ冷却）」 「消防車による送水（原子炉ウエル注水）」 「消防車による送水（SFP 常設スプレイ）」 「消防車による送水（SFP 可搬型スプレイ）」		
	淡水貯水池 ※2	自主対策設備			

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

第 1.13.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1/4)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目		監視パラメータ(計器)
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (4) 防火水槽を水源とした対応手順 a. 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水(淡水/海水)			
多様なハザード対応手順 「消防車による送水(原子炉注水)」 「消防車による送水(格納容器スプレー)」 「消防車による送水(デブリ冷却)」 「消防車による送水(原子炉ウエル注水)」 「消防車による送水(SFP 常設スプレー)」 「消防車による送水(SFP 可搬型スプレー)」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) (淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水ができない場合)
	操作	水源の確保	防火水槽
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (5) 淡水貯水池を水源とした対応手順(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合) a. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)			
多様なハザード対応手順 「貯水池から消防車への送水」 「消防車による送水(原子炉注水)」 「消防車による送水(格納容器スプレー)」 「消防車による送水(デブリ冷却)」 「消防車による送水(原子炉ウエル注水)」 「消防車による送水(SFP 常設スプレー)」 「消防車による送水(SFP 可搬型スプレー)」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)
	操作	水源の確保	淡水貯水池
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (6) 淡水貯水池を水源とした対応手順(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合) a. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)			
多様なハザード対応手順 「消防車による送水(原子炉注水)」 「消防車による送水(格納容器スプレー)」 「消防車による送水(デブリ冷却)」 「消防車による送水(原子炉ウエル注水)」 「消防車による送水(SFP 常設スプレー)」 「消防車による送水(SFP 可搬型スプレー)」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)
	操作	水源の確保	淡水貯水池
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (7) 海を水源とした対応手順 a. 海を水源とした大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水			
多様なハザード対応手順 「大容量送水車による消防車への海水送水」 「消防車による送水(原子炉注水)」 「消防車による送水(格納容器スプレー)」 「消防車による送水(デブリ冷却)」 「消防車による送水(原子炉ウエル注水)」 「消防車による送水(SFP 常設スプレー)」 「消防車による送水(SFP 可搬型スプレー)」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) (淡水貯水池及び防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水ができない場合)
	操作	水源の確保	海を利用
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (1) 復水貯蔵槽へ水を補給するための対応手順			
事故時運転転作手順書(徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「消防車による CSP への補給」 多様なハザード対応手順 「消防車による CSP への補給(淡水/海水)」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) 淡水貯水池 防火水槽
	操作	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) 淡水貯水池 防火水槽

監視計器一覧(2/4)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (1)復水貯蔵槽へ水を補給するための対応手順			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「MWP ポンプによる CSP への補給」 多様なハザード対応手順 「大湊側純水移送ポンプ電源確保」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) 純水タンク水位
	操作	電源	仮設発電機電圧
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) 純水タンク水位
		補機監視機能	純水移送ポンプ吐出圧力
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (2)防火水槽へ水を補給するための対応手順			
多様なハザード対応手順 「貯水池から大湊側防火水槽への補給」	判断基準	水源の確保	防火水槽 淡水貯水池
	操作	水源の確保	防火水槽 淡水貯水池
多様なハザード対応手順 「大湊側淡水タンクから防火水槽への補給」	判断基準	水源の確保	防火水槽 ろ過水タンク水位 純水タンク水位
	操作	水源の確保	防火水槽 ろ過水タンク水位 純水タンク水位

監視計器一覧(3/4)

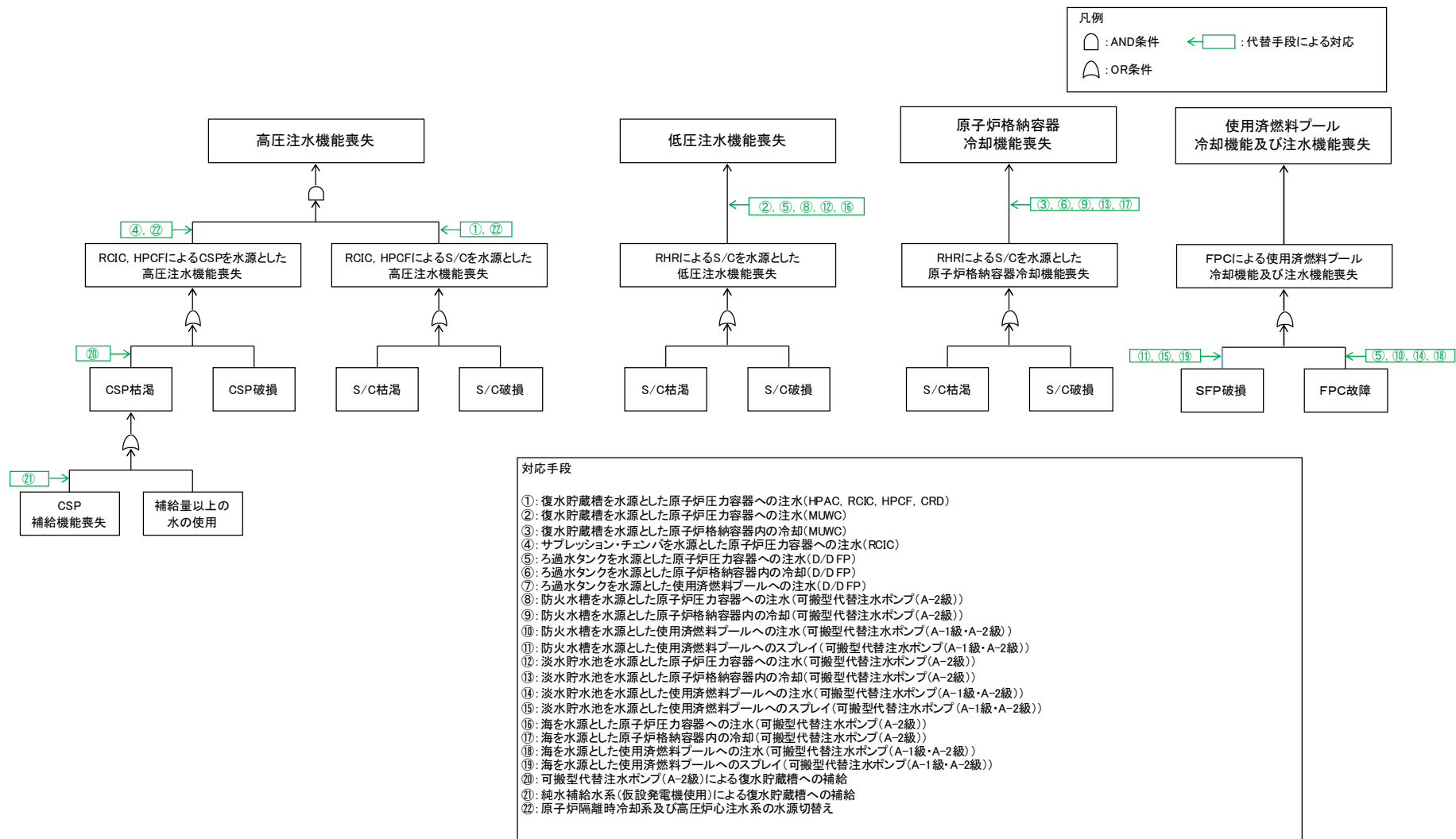
手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ(計器)
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (2)防火水槽へ水を補給するための対応手順		
多様なハザード対応手順 「大容量送水車による防火水槽への海水補給」	判断基準	水源の確保 防火水槽
	操作	水源の確保 防火水槽
多様なハザード対応手順 「代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給」	判断基準	水源の確保 防火水槽
	操作	水源の確保 防火水槽
多様なハザード対応手順 「消防車による防火水槽への海水補給」	判断基準	水源の確保 防火水槽
	操作	水源の確保 防火水槽
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (3)淡水タンクへ水を補給するための対応手順		
多様なハザード対応手順 「淡水貯水池から大湊側淡水タンクへの補給」	判断基準	水源の確保 ろ過水タンク水位 純水タンク水位 淡水貯水池
	操作	水源の確保 ろ過水タンク水位 純水タンク水位 淡水貯水池

監視計器一覽(4/4)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順 (1)原子炉隔離時冷却系及び高压炉心注水系の水源切替え a.原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度
		操作	原子炉格納容器内の温度
	原子炉格納容器内の水位		サブプレッション・チェンバ・プール水位
	水源の確保		復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順 (1)原子炉隔離時冷却系及び高压炉心注水系の水源切替え b.高压炉心注水系による原子炉压力容器への注水			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度
		操作	原子炉格納容器内の温度
	原子炉格納容器内の水位		サブプレッション・チェンバ・プール水位
	水源の確保		復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順 (2)淡水から海水への切替え a.防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水中の場合			
多様なハザード対応手順 「貯水池から大湊側防火水槽への補給」 「大湊側淡水タンクから防火水槽への補給」 「大容量送水車による防火水槽への海水補給」 「代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給」 「消防車による防火水槽への海水補給」	判断基準	水源の確保	淡水貯水池
		操作	水源の確保
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順 (2)淡水から海水への切替え b.淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水中の場合(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)			
多様なハザード対応手順 「大容量送水車による消防車への海水送水」 「消防車による送水(原子炉注水)」 「消防車による送水(格納容器スプレイ)」 「消防車による送水(デブリ冷却)」 「消防車による送水(原子炉ウエル注水)」 「消防車による送水(SFP常設スプレイ)」 「消防車による送水(SFP可搬型スプレイ)」	判断基準	水源の確保	防火水槽 淡水貯水池
		操作	水源の確保

第 1.13.3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.13】 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用 A 系電源 計測用 B 系電源



第 1.13.1 図 機能喪失原因対策分析

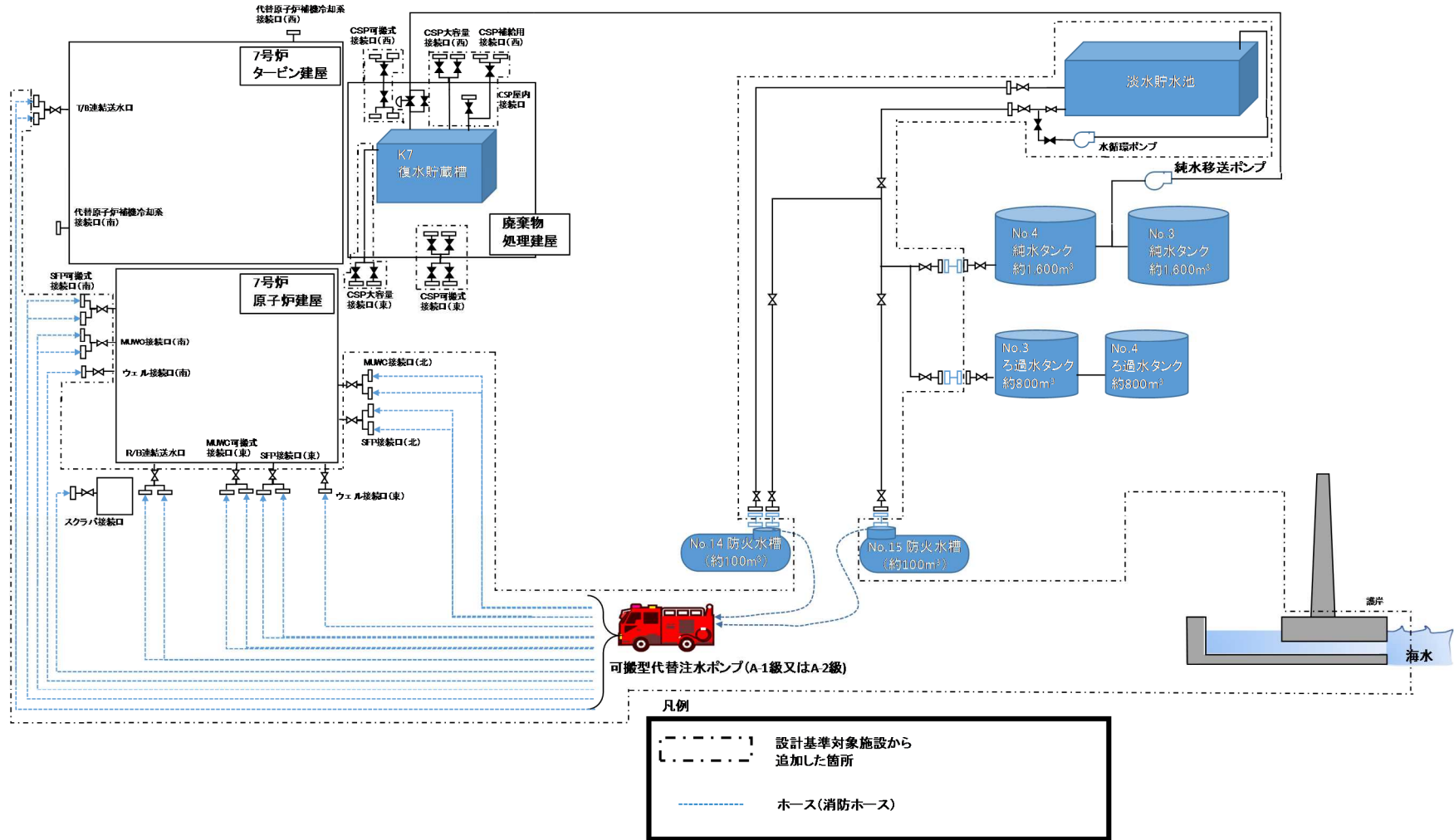
凡例: フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり

フロントライン系、サポート系の整理、故障の想定・対応手段

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8
高压注水機能喪失	RCIC、HPCFIによる CSPを水源とした高压 注水機能喪失	CSP枯渇	CSP補給機能喪失 補給量以上の水の使 用					
		CSP破損						
	RCIC、HPCFIによる S/Cを水源とした高压 注水機能喪失	S/C枯渇						
		S/C破損						
低压注水機能喪失	RHRIによるS/Cを水源 とした低压注水機能 喪失	S/C枯渇						
		S/C破損						
原子炉格納容器冷却 機能喪失	RHRIによるS/Cを水源 とした原子炉格納容 器冷却機能喪失	S/C枯渇						
		S/C破損						
使用済燃料プール冷 却機能及び注水機能 喪失	FPCIによる使用済燃 料プール冷却機能及 び注水機能喪失	SFP破損						
		FPC故障						

※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」をもとに、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND 条件、OR 条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

第 1.13.1 図 機能喪失原因対策分析(補足)



第 1.13.2 図 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ (A-1 級又は A-2 級) による送水 (淡水/海水) 概要図

		経過時間(分)													備考																
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130																	
手順の項目	要員(数)	防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 125分 ※2																													
防火水槽を水源とした 可搬型代替注水ポンプ による送水 ※1 (2台使用の場合)	緊急時対策要員 2	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～荒浜高台保管場所移動 ※3																													
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)2台の健全性確認																													
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)2台移動～配置																													
		送水準備																													
		送水																													

※1 SFP接続口を使用する場合。

※2 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用した場合は、約105分で可能である。

5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)及び大湊側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1級)を使用した場合は、約115分で可能である。

大湊側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)を使用した場合は、約115分で可能である。

※3 5号炉東側第二保管場所への移動は10分、大湊側高台保管場所への移動は20分と想定する。

第 1.13.3 図 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水(淡水/海水)

タイムチャート (2/3)

		経過時間(分)													備考																
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130																	
手順の項目	要員(数)	防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 125分 ※2																													
防火水槽を水源とした 可搬型代替注水ポンプ による送水 ※1 (3台使用の場合)	緊急時対策要員 3※2	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～荒浜高台保管場所移動 ※3																													
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)3台の健全性確認																													
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)3台移動～配置																													
		送水準備																													
		送水																													

※1 MUWC接続口, SFP接続口を使用する場合。

※2 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ (A-2級) を使用した場合は, 緊急時対策要員2名で約105分で可能である。

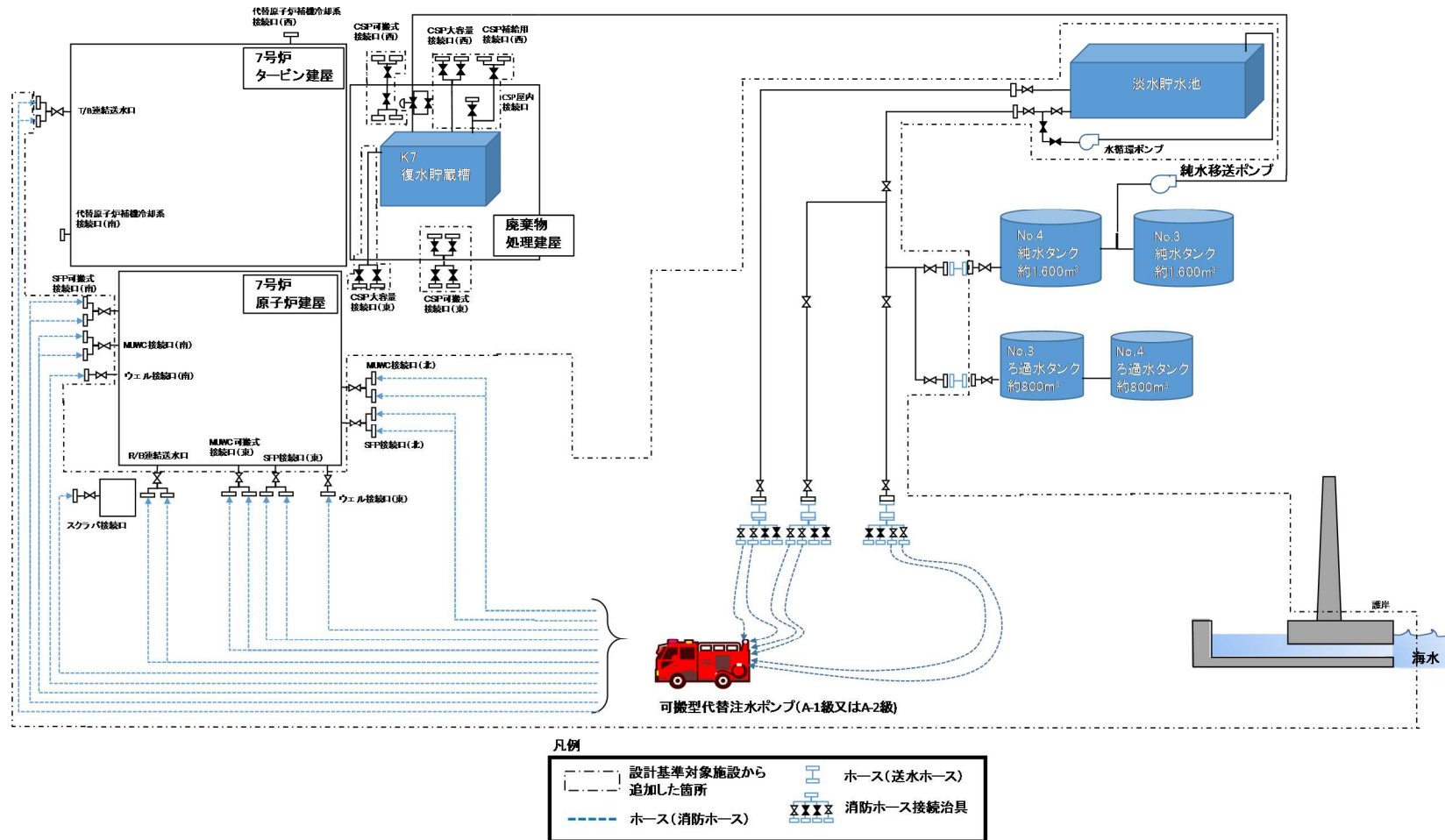
5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 及び大湊側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ (A-1級) を使用した場合は, 約115分で可能である。

大湊側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ (A-1級又はA-2級) を使用した場合は, 約115分で可能である。

※3 5号炉東側第二保管場所への移動は10分, 大湊側高台保管場所への移動は20分と想定する。

第 1.13.3 図 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ (A-1 級又は A-2 級) による送水 (淡水/海水)

タイムチャート (3/3)



第 1.13.4 図 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水 概要図
(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)

		経過時間(分)														備考							
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140								
手順の項目	要員(数)	淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプへの送水 110分																					
		淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 115分																					
淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)への送水	緊急時対策要員 2	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～淡水貯水池移動																					
		貯水池出口弁「開」																					
		送水ライン水張り、健全性確認、送水ホース及び消防ホース接続継手接続																					
		送水 →																					
淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合) ※1 (1台使用の場合)	緊急時対策要員 2	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～荒浜側高台保管場所移動※2																					
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)1台の健全性確認																					
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)1台移動～配置																					
		送水準備																					
送水 →																							

※1 SFP接続口、スクラバ接続口及びウェル接続口を使用する場合。

※2 5号炉東側第二保管場所への移動は10分、大湊側高台保管場所への移動は20分と想定する。

第 1.13.5 図 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水

タイムチャート (1/3)

(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)

		経過時間(分)														備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	
手順の項目	要員(数)	淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプへの送水 110分 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 125分														
淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)への送水	緊急時対策要員 2	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～淡水貯水池移動														
		貯水池出口弁「開」														
		送水ライン水張り、健全性確認、送水ホース及び消防ホース接続継手接続														
		送水 →														
淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合) ※1 (2台使用の場合)	緊急時対策要員 2	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～荒浜側高台保管場所移動※2														
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)2台の健全性確認														
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)2台移動～配置														
		送水準備														
		送水 →														

※1 SFP接続口を使用する場合。

※2 5号炉東側第二保管場所への移動は10分、大湊側高台保管場所への移動は20分と想定する。

第 1.13.5 図 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水

タイムチャート (2/3)

(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)

		経過時間(分)														備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	
手順の項目	要員(数)	淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプへの送水 125分														
		淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 140分 ※2														
淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)への送水	緊急時対策要員 2	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～荒浜側高台保管場所移動														
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)1台移動～淡水貯水池移動														
		貯水池出口弁「開」														
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)1台移動～配置, 送水ライン水張り及び健全性確認														
		送水ホース及び消防ホース接続継手接続														
		送水 →														
淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合) ※1 (3台使用の場合)	緊急時対策要員 2	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～荒浜側高台保管場所移動※3														
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)3台の健全性確認														
		可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)2台移動～配置														
		送水準備														
送水 →																

※1 MUWC接続口, SFP接続口を使用する場合。

※2 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用した場合は, 約120分で可能である。

5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)及び大湊側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1級)を使用した場合は, 約130分で可能である。

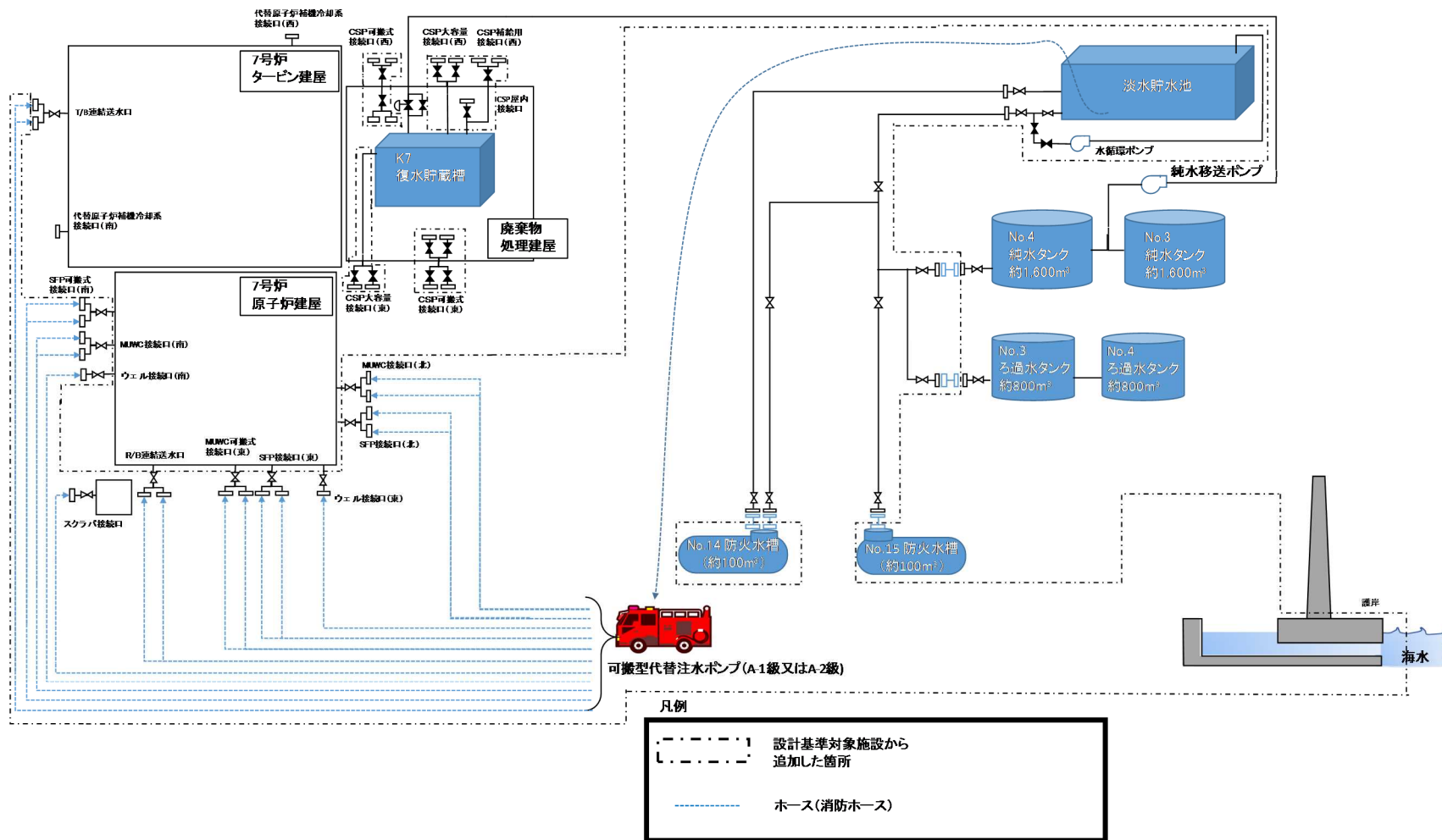
大湊側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)を使用した場合は, 約130分で可能である。

※3 5号炉東側第二保管場所への移動は10分, 大湊側高台保管場所への移動は20分と想定する。

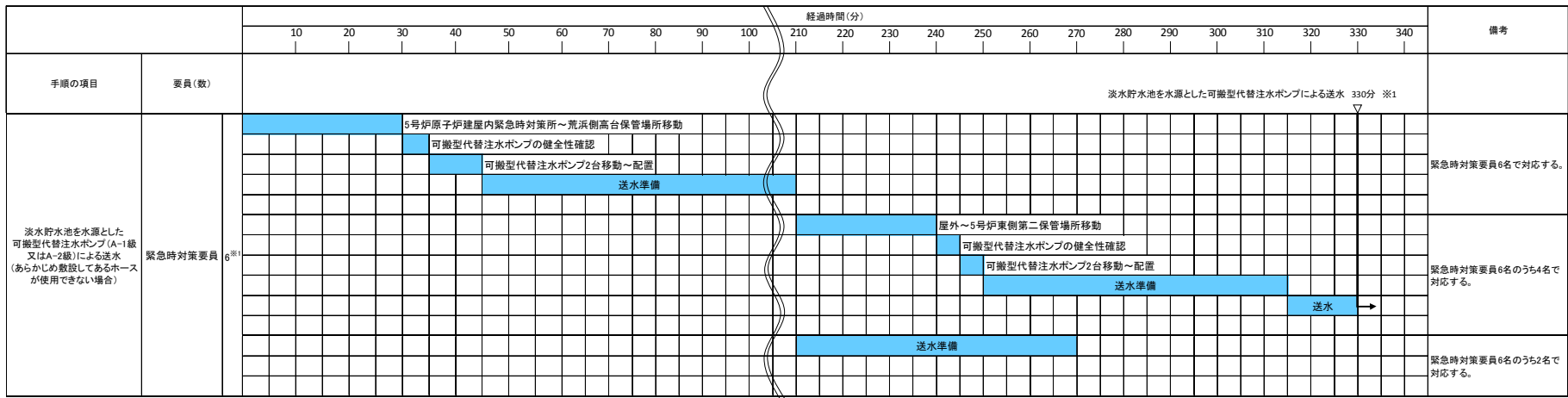
第 1.13.5 図 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水

タイムチャート (3/3)

(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)



第 1. 13. 6 図 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ (A-1 級又は A-2 級) による送水 概要図
(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)

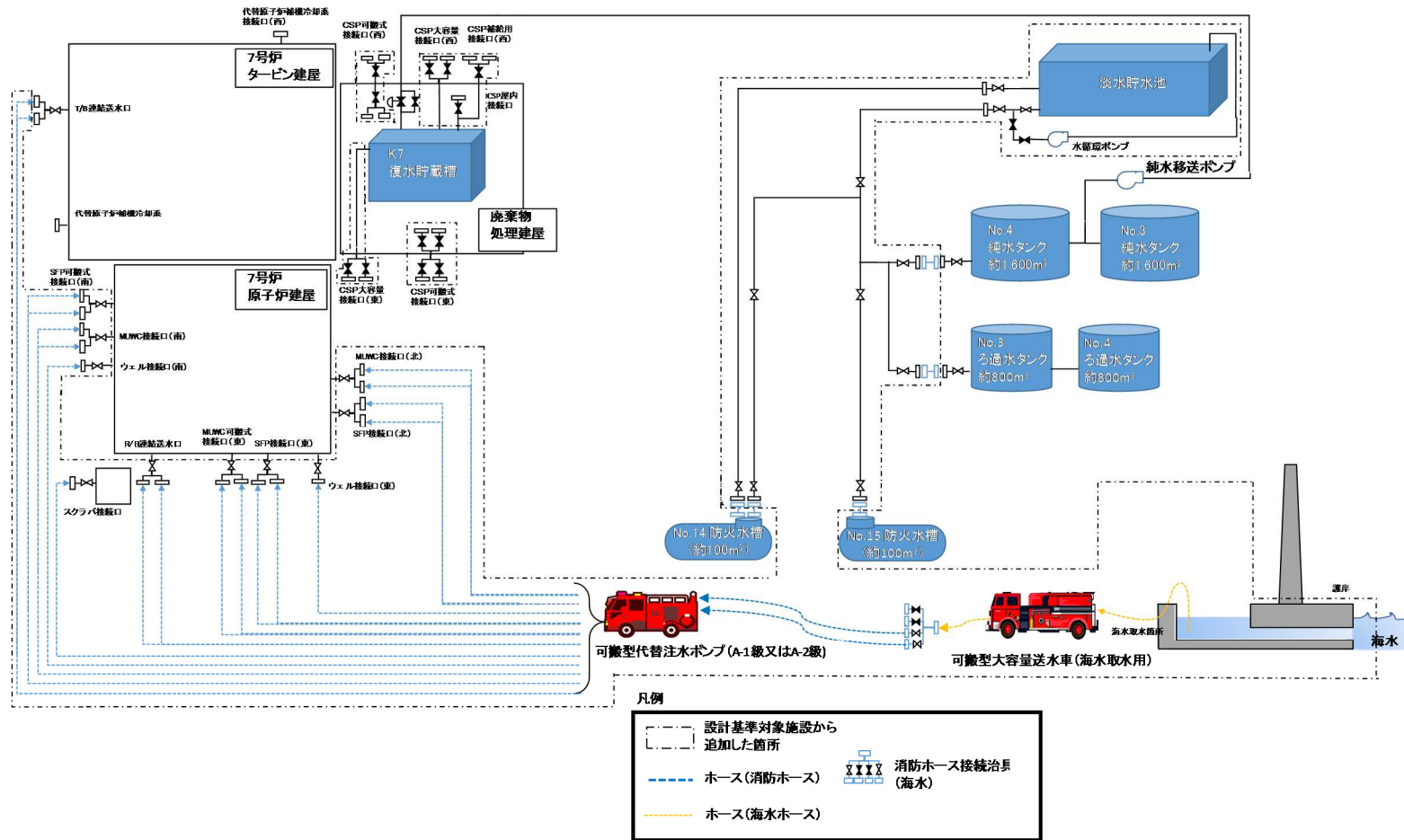


※1 緊急時対策要員6名で2ユニット分を対応した場合、6号炉への送水開始まで約330分、7号炉への送水開始まで約345分で可能である。
 緊急時対策要員10名で2ユニット分を対応した場合、6号炉及び7号炉への送水開始まで約225分で可能である。

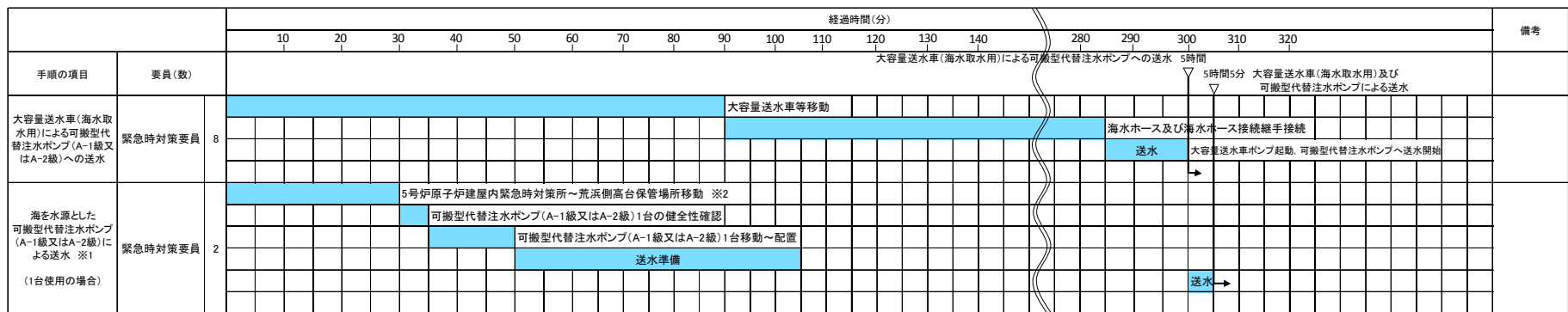
第 1.13.7 図 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水

タイムチャート

(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)



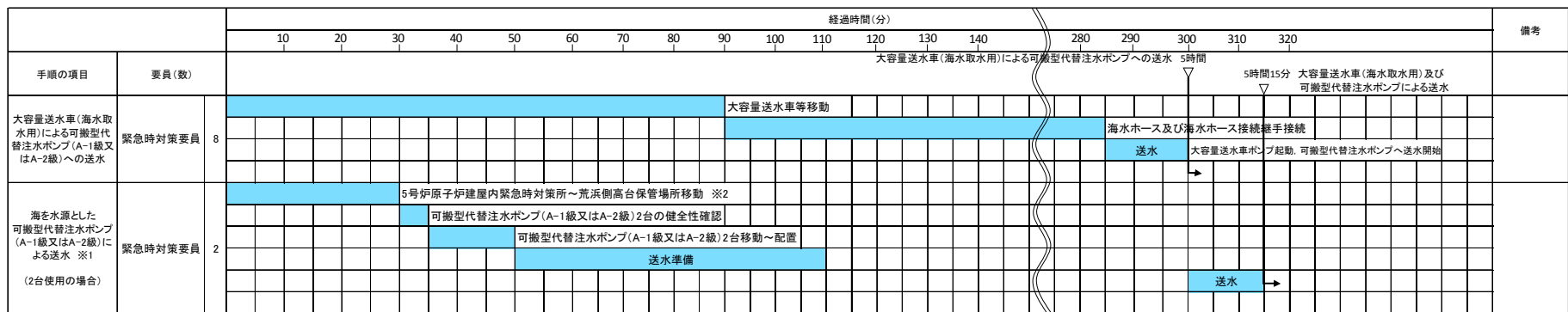
第 1.13.8 図 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による送水 概要図



※1 SFP接続口、スクラバ接続口及びビュエル接続口を使用する場合。

※2 5号炉東側第二保管場所への移動は、10分と想定する。

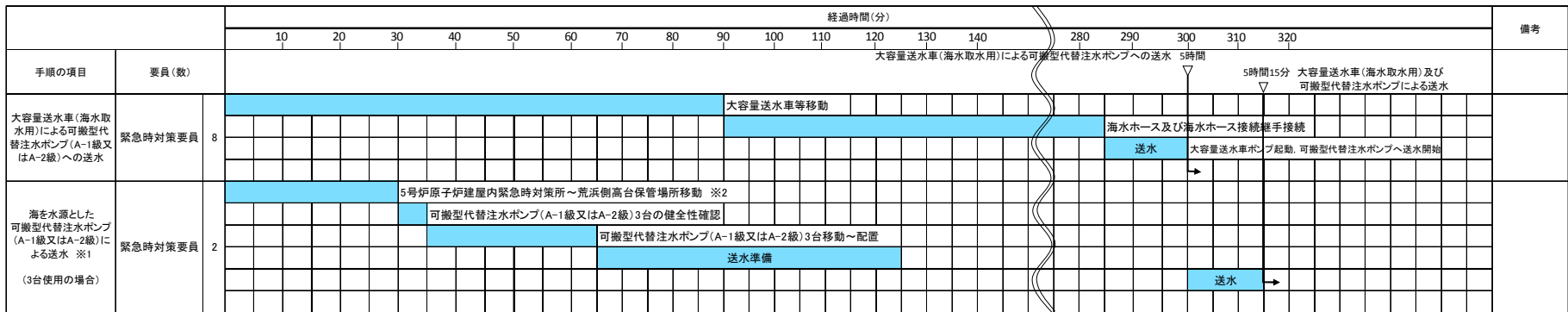
第 1.13.9 図 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び
可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による送水 タイムチャート（1/3）



※1 SFP接続口を使用する場合。

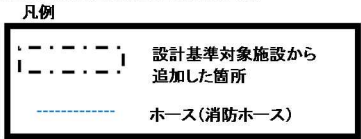
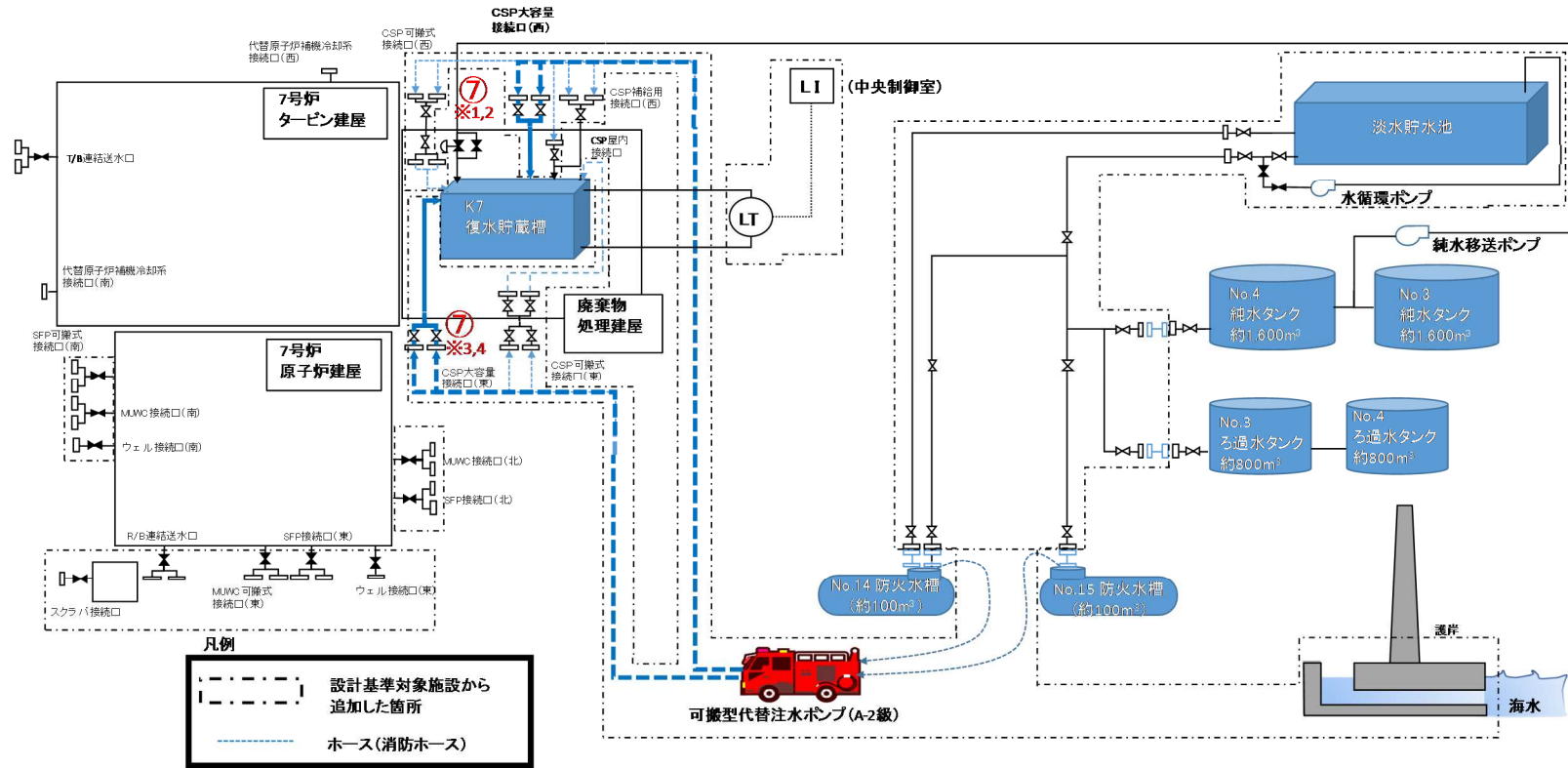
※2 5号炉東側第二保管場所への移動は、10分と想定する。

第 1.13.9 図 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び
可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による送水 タイムチャート（2/3）



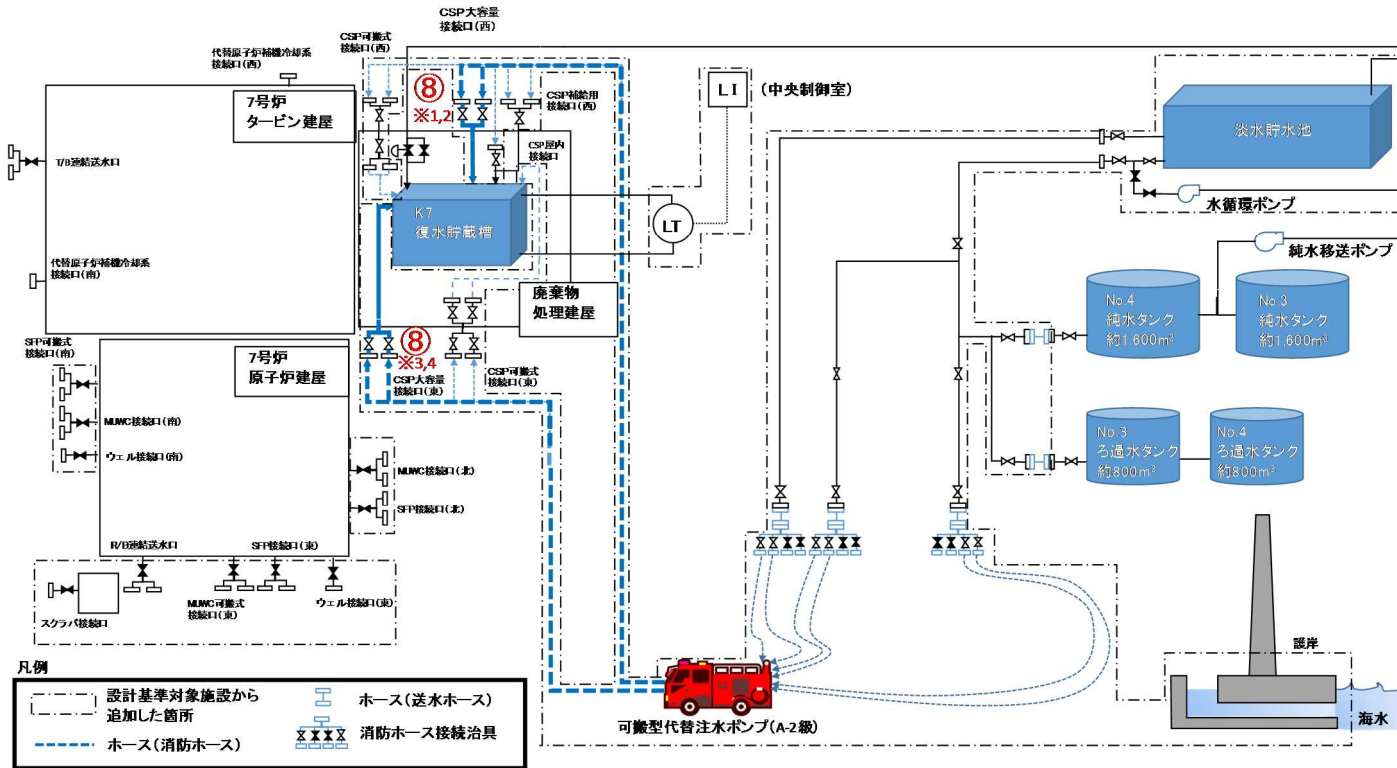
※1 MUWC接続口, SFP接続口を使用する場合。
 ※2 5号炉東側第二保管場所への移動は、10分と想定する。

第 1.13.9 図 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び
 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による送水 タイムチャート（3/3）



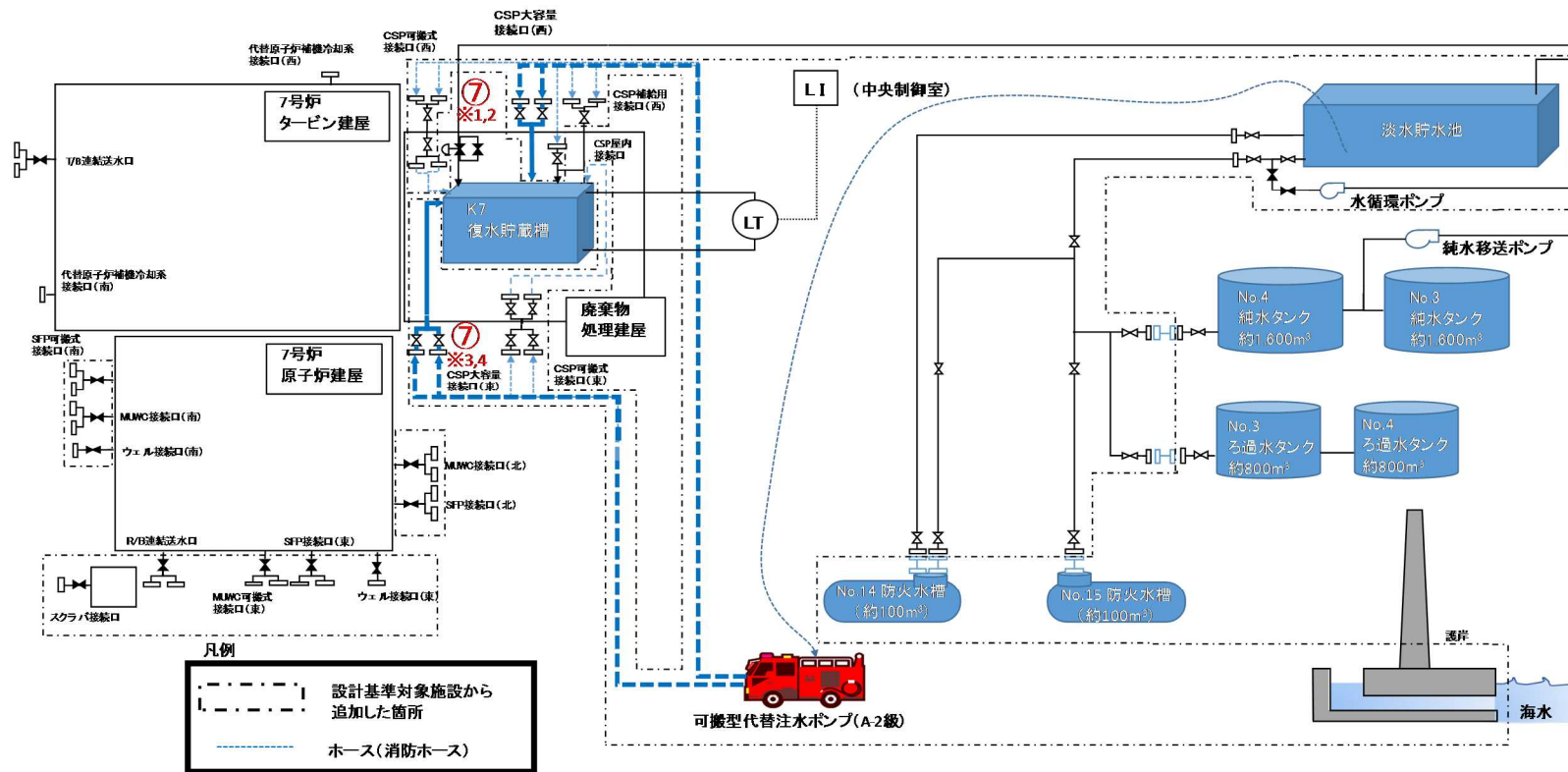
操作手順	弁名称
⑦※1	CSP 外部注水ライン西側注入弁(A)
⑦※2	CSP 外部注水ライン西側注入弁(B)
⑦※3	CSP 外部注水ライン東側注入弁(A)
⑦※4	CSP 外部注水ライン東側注入弁(B)

第 1.13.10 図 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給 概要図



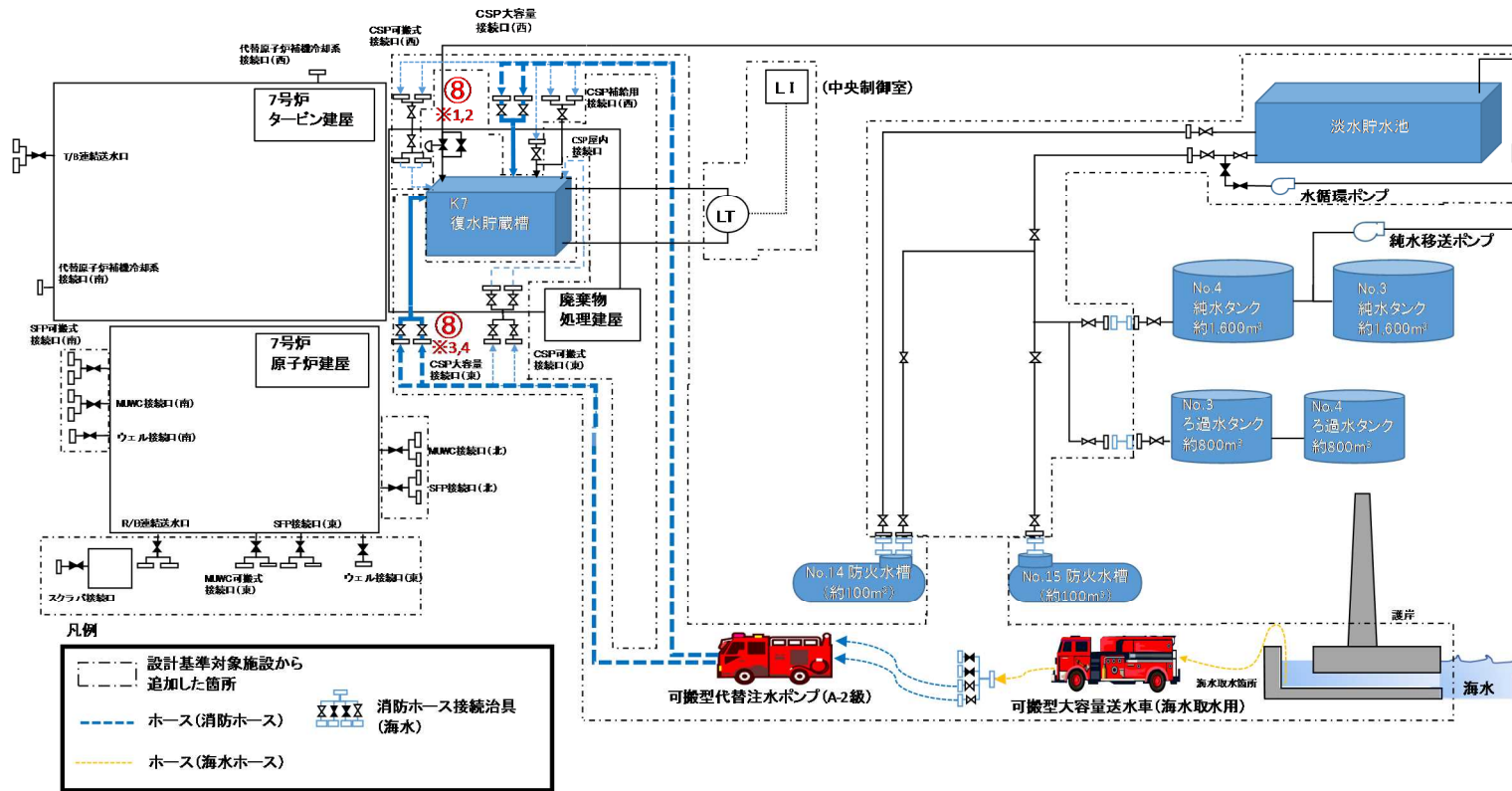
操作手順	弁名称
⑧※1	CSP 外部注水ライン西側注入弁 (A)
⑧※2	CSP 外部注水ライン西側注入弁 (B)
⑧※3	CSP 外部注水ライン東側注入弁 (A)
⑧※4	CSP 外部注水ライン東側注入弁 (B)

第 1.13.12 図 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による復水貯蔵槽への補給 概要図
(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)



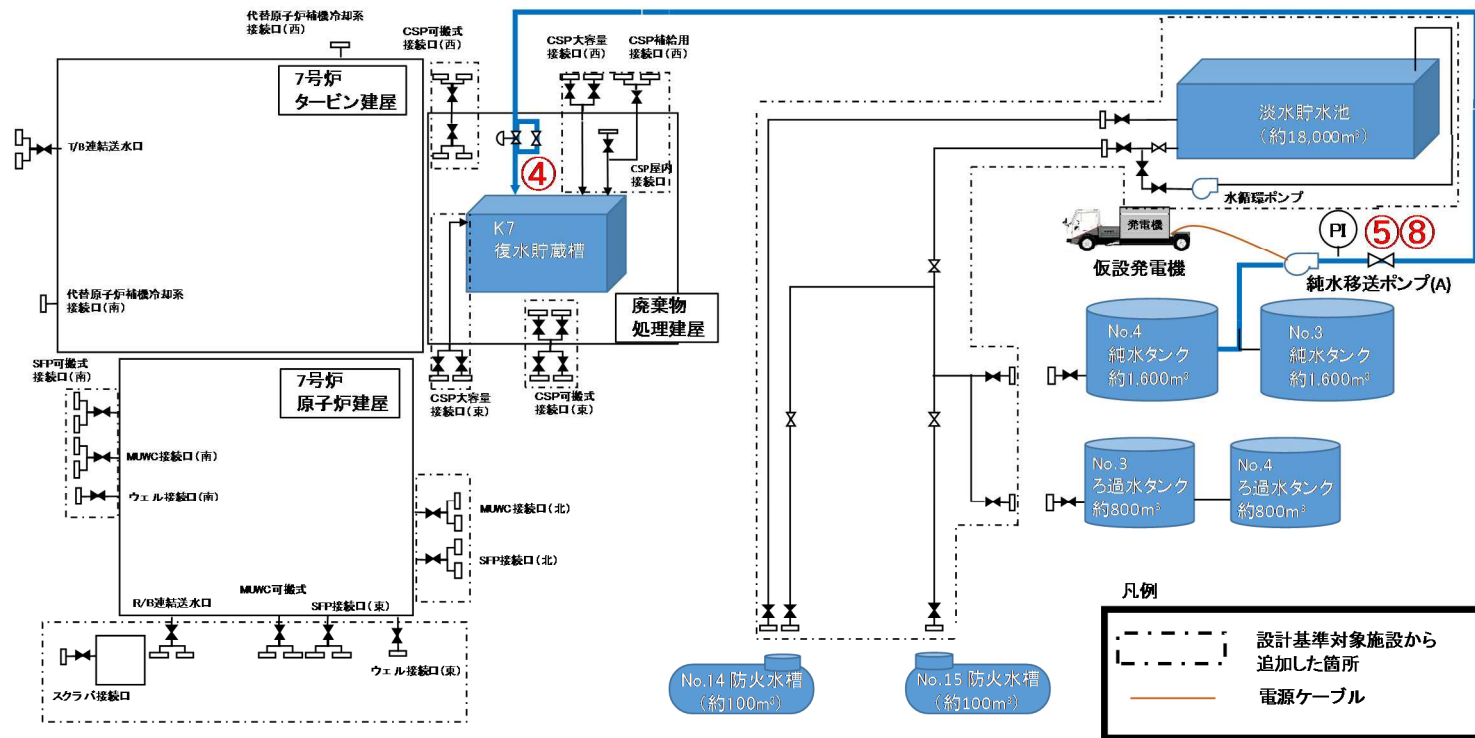
操作手順	弁名称
⑦*1	CSP 外部注水ライン西側注入弁 (A)
⑦*2	CSP 外部注水ライン西側注入弁 (B)
⑦*3	CSP 外部注水ライン東側注入弁 (A)
⑦*4	CSP 外部注水ライン東側注入弁 (B)

第 1.13.14 図 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給 概要図
(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)



操作手順	弁名称
⑧※1	CSP 外部注水ライン西側注入弁 (A)
⑧※2	CSP 外部注水ライン西側注入弁 (B)
⑧※3	CSP 外部注水ライン東側注入弁 (A)
⑧※4	CSP 外部注水ライン東側注入弁 (B)

第 1.13.16 図 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による復水貯蔵槽への補給 概要図

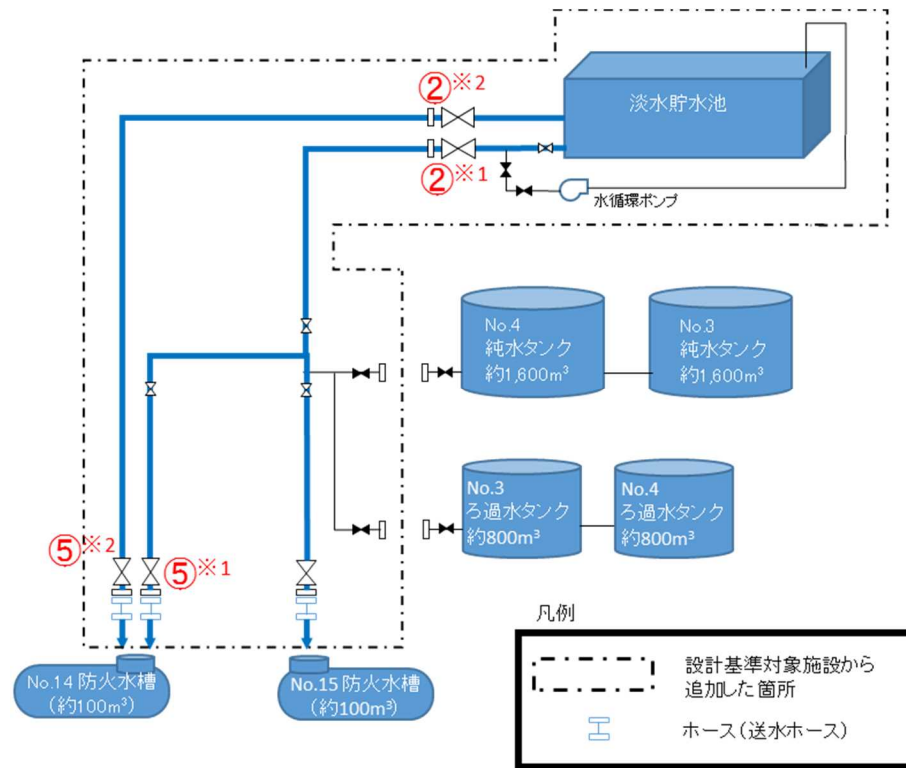


操作手順	弁名称
④	7号機復水貯蔵槽純水バイパス弁
⑤⑧	純水移送ポンプ吐出弁

第 1.13.18 図 純水補給水系(仮設発電機使用)による復水貯蔵槽への補給 概要図 (7号炉の場合)

		経過時間(分)						備考	
		30	60	90	120	150	180		
手順の項目	要員(数)	純水補給水系(仮設発電機使用)による復水貯蔵槽補給 185分							
純水補給水系(仮設発電機使用)による復水貯蔵槽への補給	中央制御室 運転員A	1	監視計器確認					復水貯蔵槽	
			水位確認						
	現場 運転員C, D	2	移動, 系統構成						
	緊急時対策要員	6	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～荒浜高台移動						
			仮設発電機移動						
			CVケーブル敷設及び接続						
仮設発電機起動確認									
							純水移送ポンプ起動補給開始		

第 1.13.19 図 純水補給水系(仮設発電機使用)による復水貯蔵槽への補給 タイムチャート

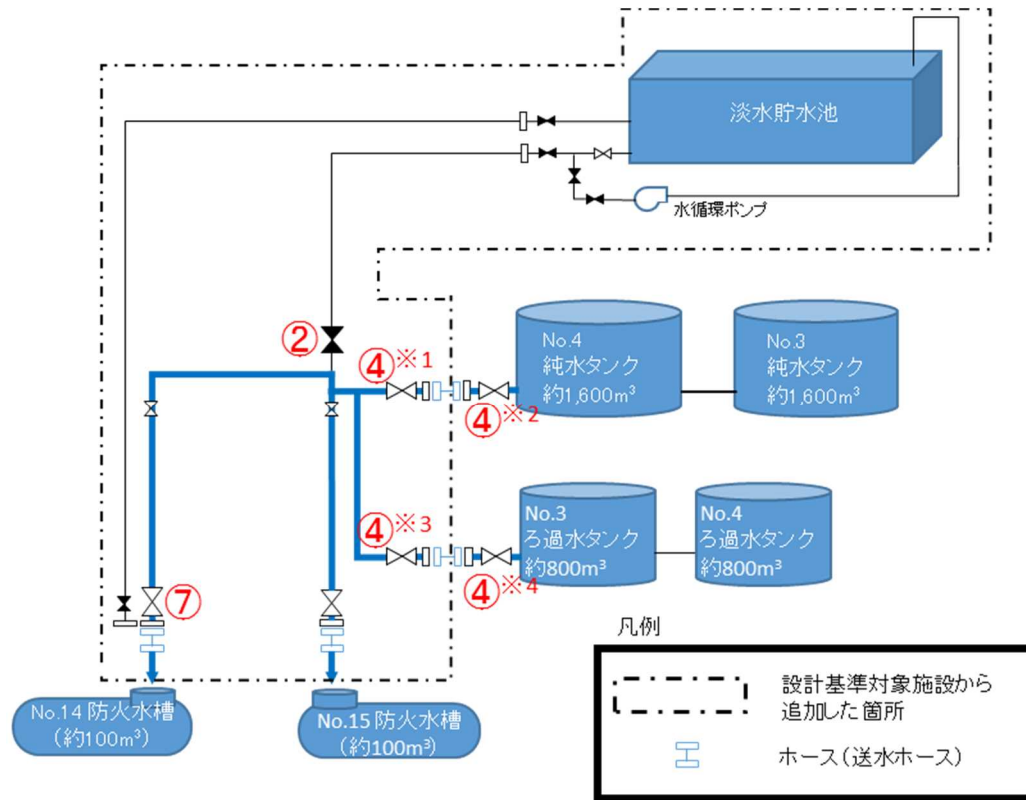


操作手順	弁名称
②※1	淡水貯水池大湊側第一送ライン出口弁
②※2	淡水貯水池大湊側第二送水ライン出口弁
⑤	淡水貯水池大湊側第一送水ライン No.14 防火水槽供給弁

第 1.13.20 図 淡水貯水池から防火水槽への補給 概要図

		経過時間(分)															備考
		10	20	30	40	50	60	70	80								
手順の項目	要員(数)	淡水貯水池から防火水槽への補給 85分 ▽															
淡水貯水池から 防火水槽への補給	緊急時対策要員 2	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～淡水貯水池移動															
		淡水貯水池出口弁「開」															
		送水ライン水張り, 健全性確認, 送水ホース接続															
		送水															
		→															

第 1.13.21 図 淡水貯水池から防火水槽への補給 タイムチャート

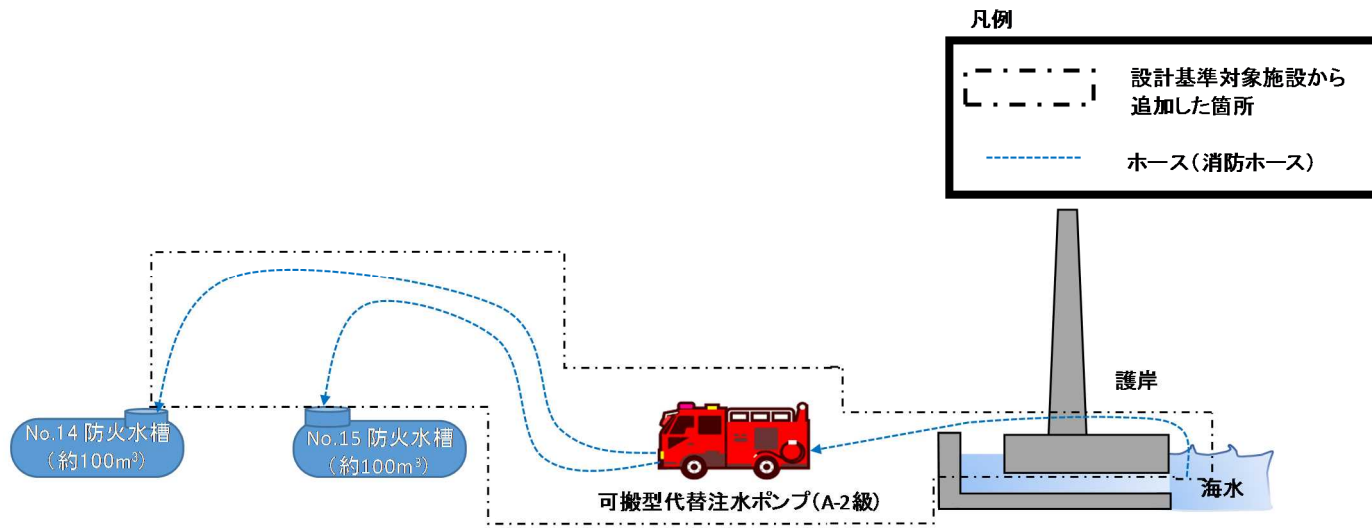


操作手順	弁名称
②	淡水貯水池大湊側第一送水ライン供給止め弁
④※1	淡水貯水池大湊側第一送水ライン No.4 純水タンク供給弁
④※2	No.4 純水タンク工事用水用隔離弁
④※3	淡水貯水池大湊側第一送水ライン No.3 ろ過水タンク供給弁
④※4	No.3 ろ過水タンク工事用水用隔離弁
⑦	淡水貯水池大湊側第一送水ライン No.14 防火水槽供給弁

第 1.13.22 図 淡水タンクから防火水槽への補給 概要図

		経過時間(分)												備考				
		10	20	30	40	50	60	70	80									
手順の項目	要員(数)	淡水タンクから防火水槽への補給 70分																
淡水タンクから 防火水槽への補給	緊急時対策要員 2																	

第 1.13.23 図 淡水タンクから防火水槽への補給 タイムチャート



第 1.13.24 図 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による防火水槽への海水補給 概要図

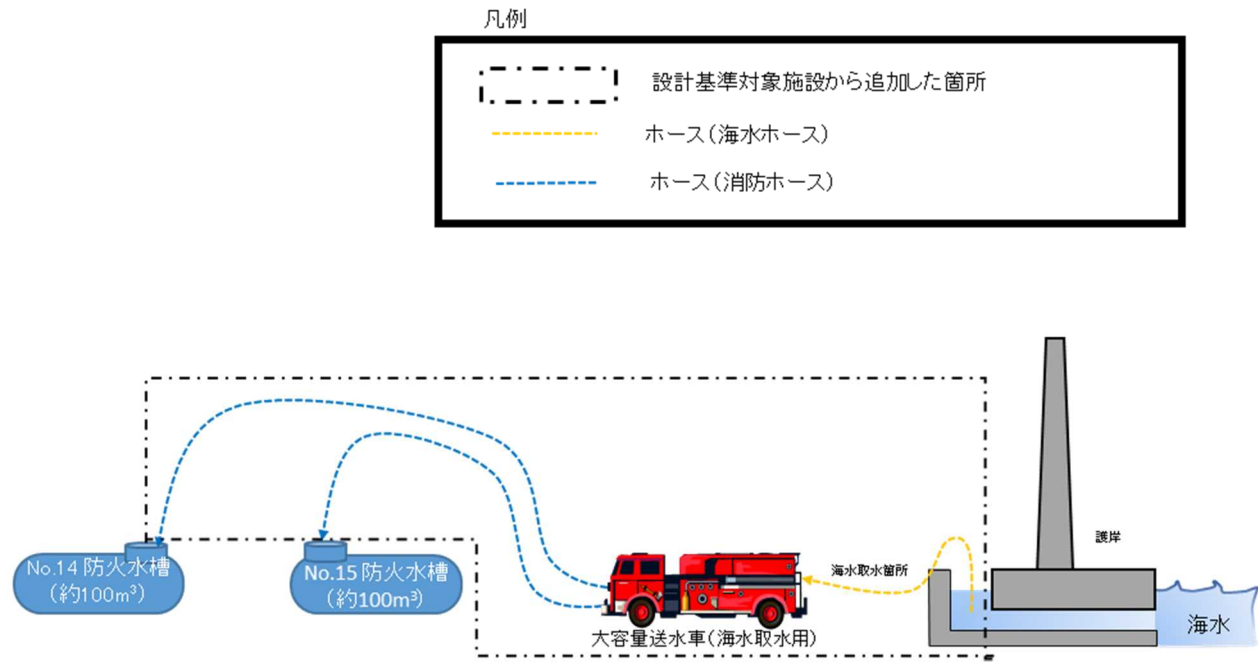
		経過時間(分)															備考								
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150		160	170	180	190	200	210		
手順の項目	要員(数)	可搬型代替注水ポンプによる防火水槽への海水補給 190分 ※1																							
可搬型代替注水ポンプによる防火水槽への海水補給	緊急時対策要員 3											5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～荒浜側高台保管場所移動 ※2													
												可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台の健全性確認													
												可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台移動～配置													
												送水準備													
												送水													

※1 5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用した場合は、約170分で可能である。

大湊側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用した場合は、約180分で可能である。

※2 5号炉東側第二保管場所への移動は10分、大湊側高台保管場所への移動は20分と想定する。

第 1.13.25 図 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による防火水槽への海水補給 タイムチャート



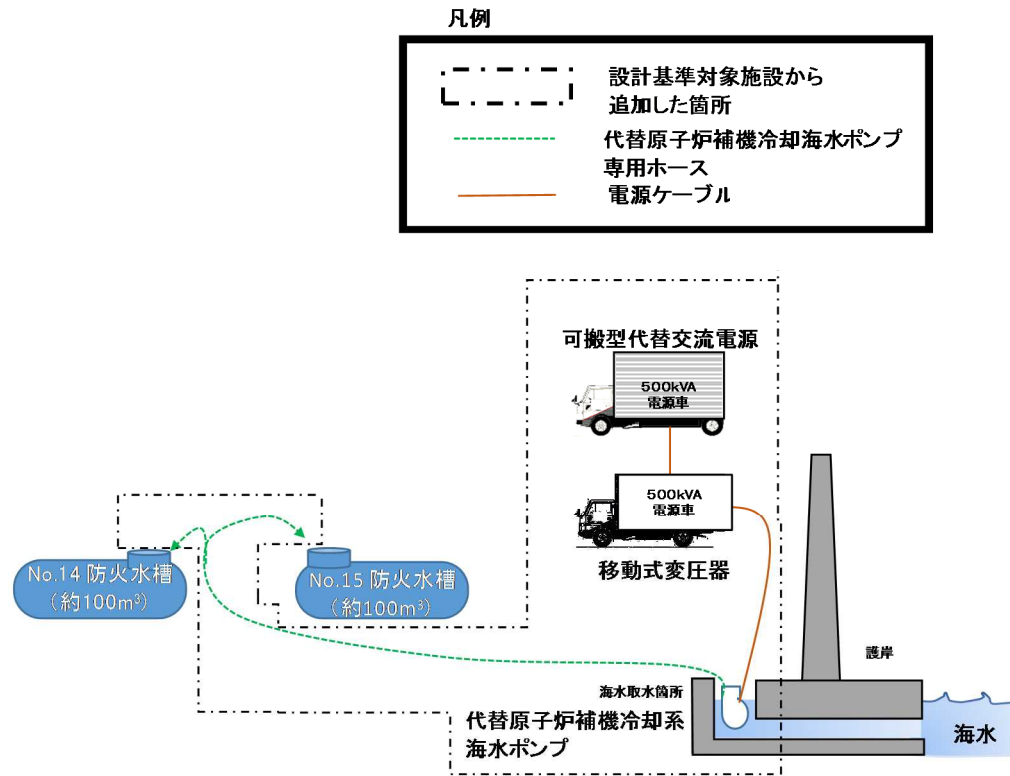
第 1.13.26 図 大容量送水車(海水取水用)による防火水槽への海水補給 概要図

		経過時間(時間)							備考	
		1	2	3	4	5	6	7		
手順の項目	要員(数)	大容量送水車(海水取水用)による防火水槽への海水補給 5時間 ※1								
大容量送水車(海水取水用)による防火水槽への海水補給	緊急時対策要員 8					5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～荒浜高台移動 ※2				
						大容量送水車等移動				
								ホース(可搬型)敷設		
								大容量送水車起動, 海水供給		

※1 大湊側高台保管場所の大容量送水車(海水取水用)を使用する場合は、約4時間50分で可能である。

※2 大湊側高台保管場所への移動は、20分と想定する。

第 1.13.27 図 大容量送水車(海水取水用)による防火水槽への海水補給 タイムチャート

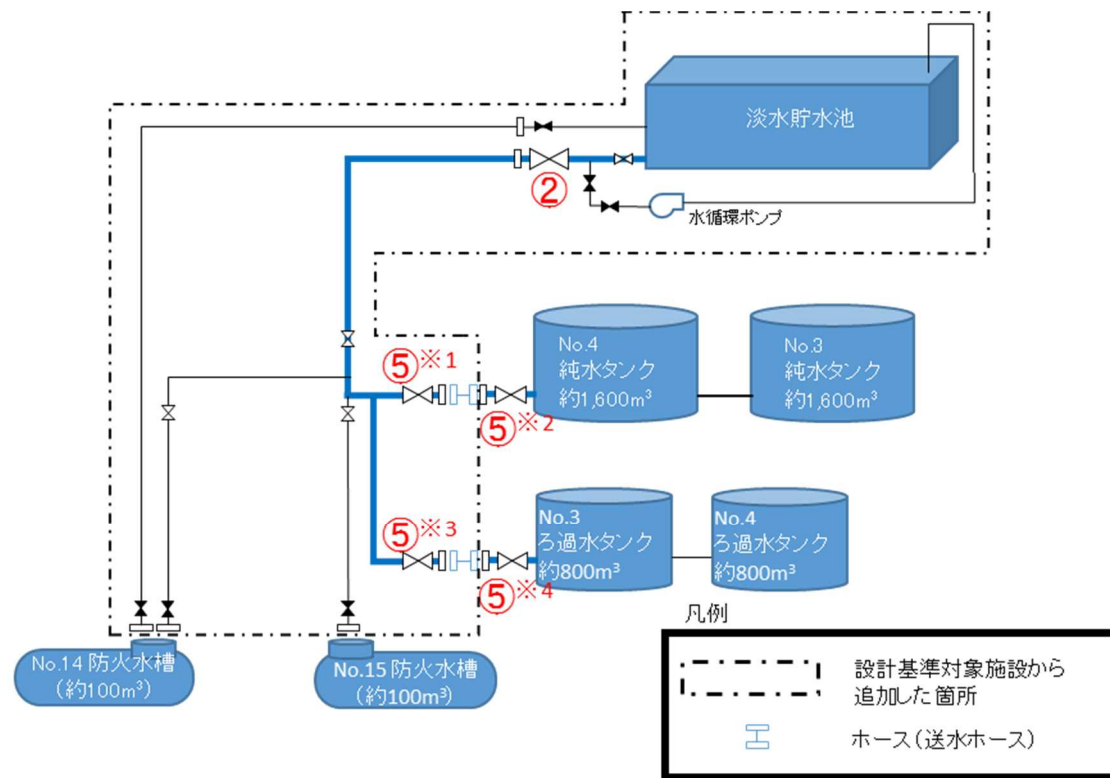


第 1.13.28 図 代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給 概要図

		経過時間(時間)														備考		
		1	2	3	4	5	6	7										
手順の項目	要員(数)	代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給 7時間 ※1																
代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給	緊急時対策要員	11	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～荒浜高台移動 ※2															
			可搬型代替交流電源車, 海水ポンプ等移動															
			ポンプ設置, ホース(可搬型)敷設															
			可搬型代替交流電源車起動, 海水補給															
																	→	

- ※1 海水取水箇所(6号炉)から7号炉建屋南側を經由してNo. 15防火水槽へ補給した場合は, 約7時間で可能である。
海水取水箇所(7号炉)から7号炉建屋南側を經由してNo. 14防火水槽へ補給した場合は, 約5時間30分で可能である。
- ※2 大湊側高台保管場所の代替原子炉補機冷却海水ポンプを使用する場合は, 約6時間50分で可能である。

第 1.13.29 図 代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給 タイムチャート

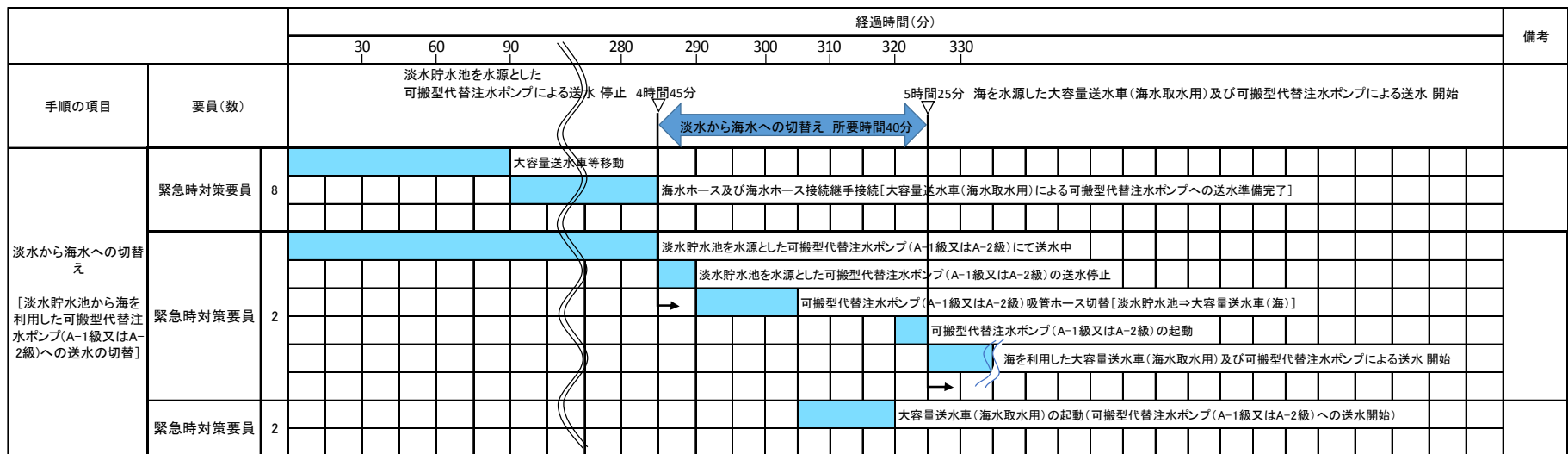


操作手順	弁名称
②	淡水貯水池大湊側第一送水ライン出口弁
⑤*1	淡水貯水池大湊側第一送水ライン No.4 純水タンク 供給弁
⑤*2	No.4 純水タンク 工事用水用隔離弁
⑤*3	淡水貯水池大湊側第一送水ライン No.3 ろ過水タンク 供給弁
⑤*4	No.3 ろ過水タンク 工事用水用隔離弁

第 1.13.30 図 淡水貯水池から淡水タンクへの補給 概要図

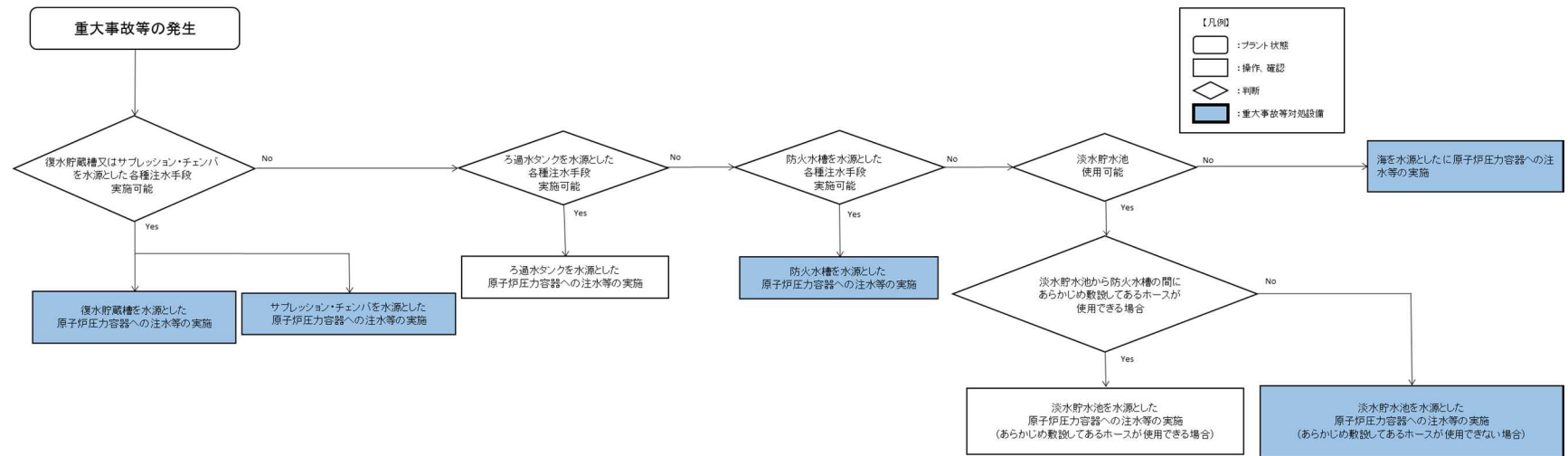
		経過時間(分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80								
手順の項目	要員(数)	淡水貯水池から淡水タンクへの補給 85分															
淡水貯水池から 淡水タンクへの補給	緊急時対策要員 2	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所～淡水貯水池移動															
								淡水貯水池出口弁「開」									
		送水ライン水張り, 健全性確認, 送水ホース接続															
															送水		
															→		

第 1.13.31 図 淡水貯水池から淡水タンクへの補給 タイムチャート

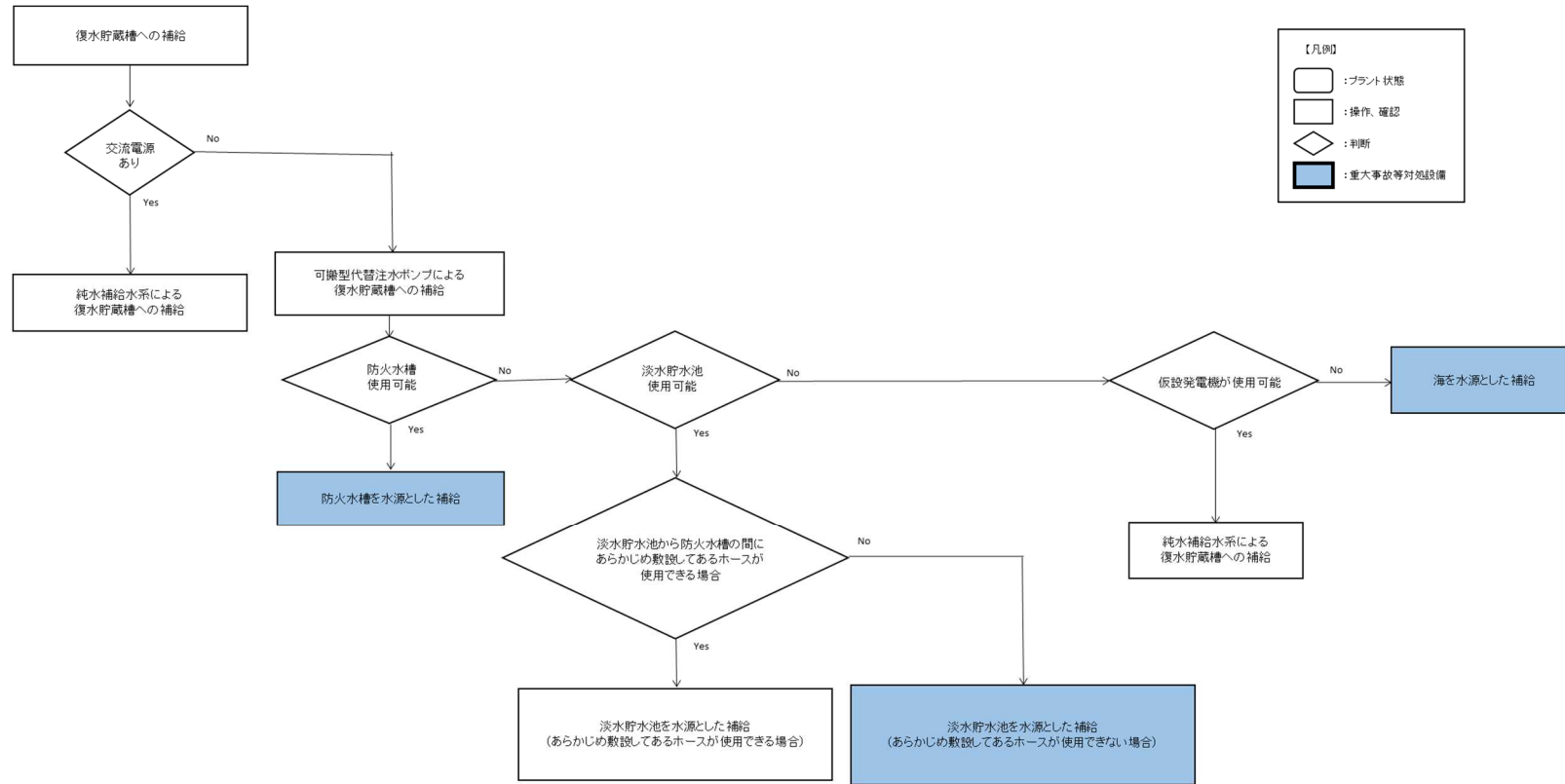


第 1.13.32 図 淡水貯水池から海を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)への送水の切替え

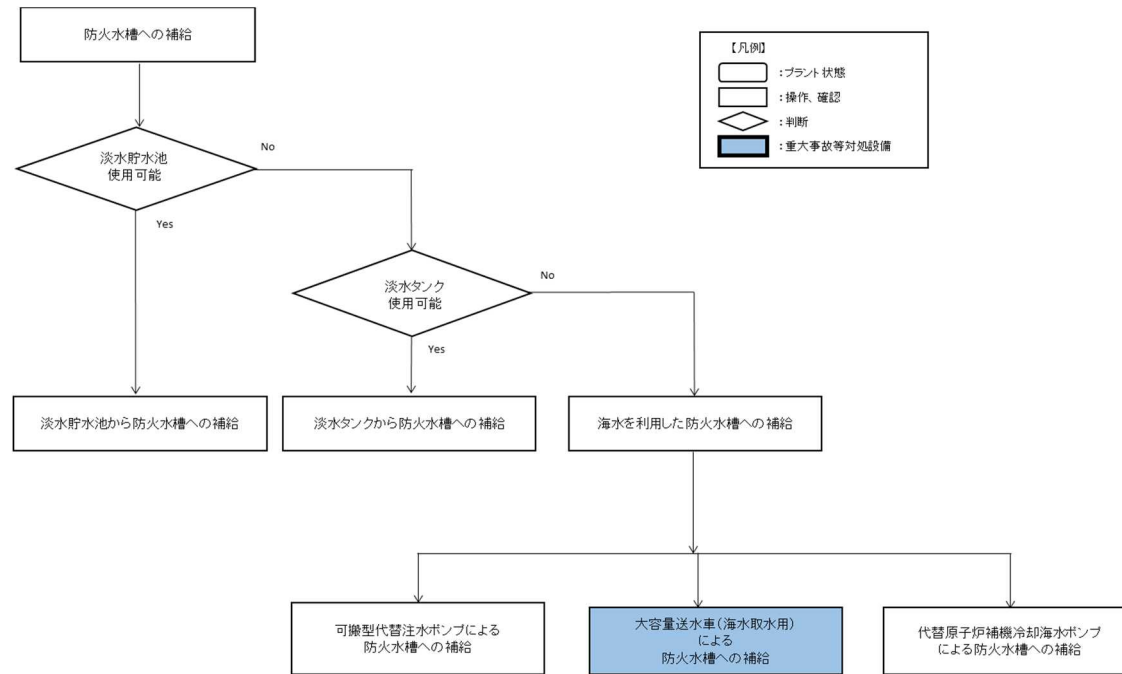
タイムチャート



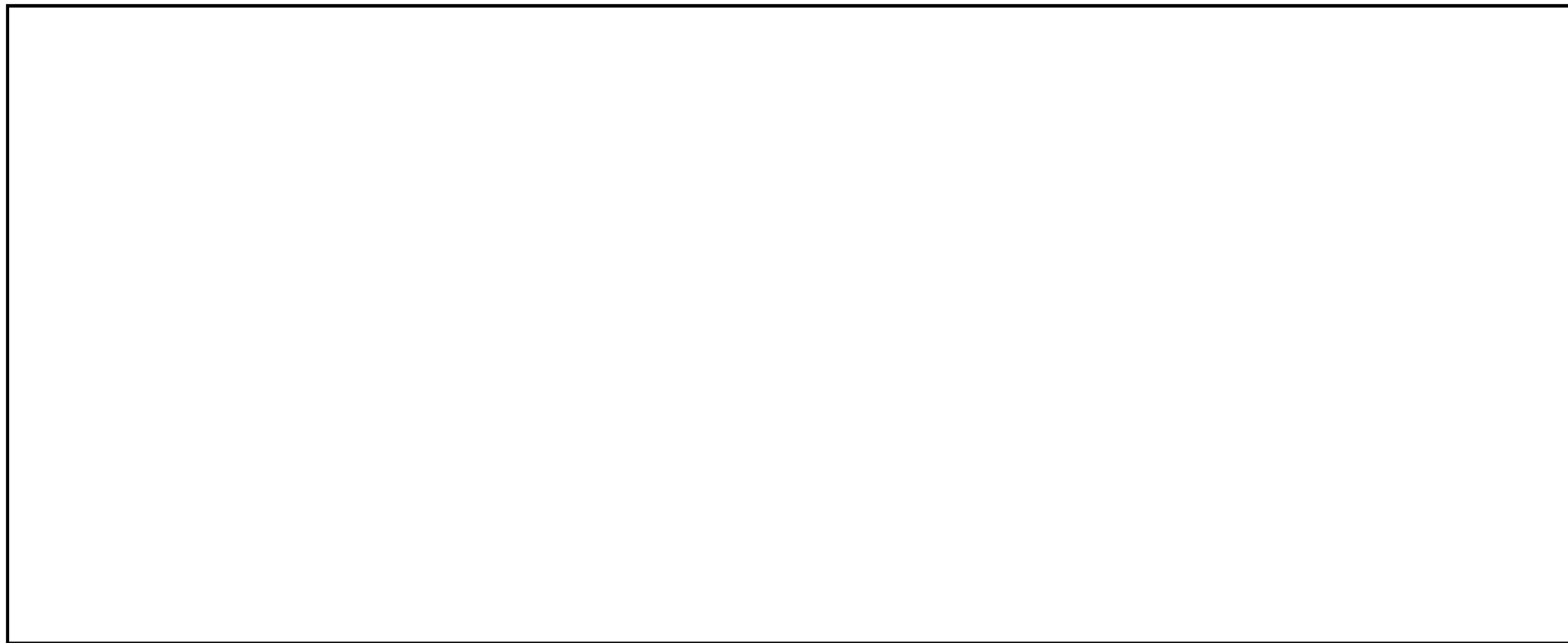
第 1.13.33 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（各種注水用）



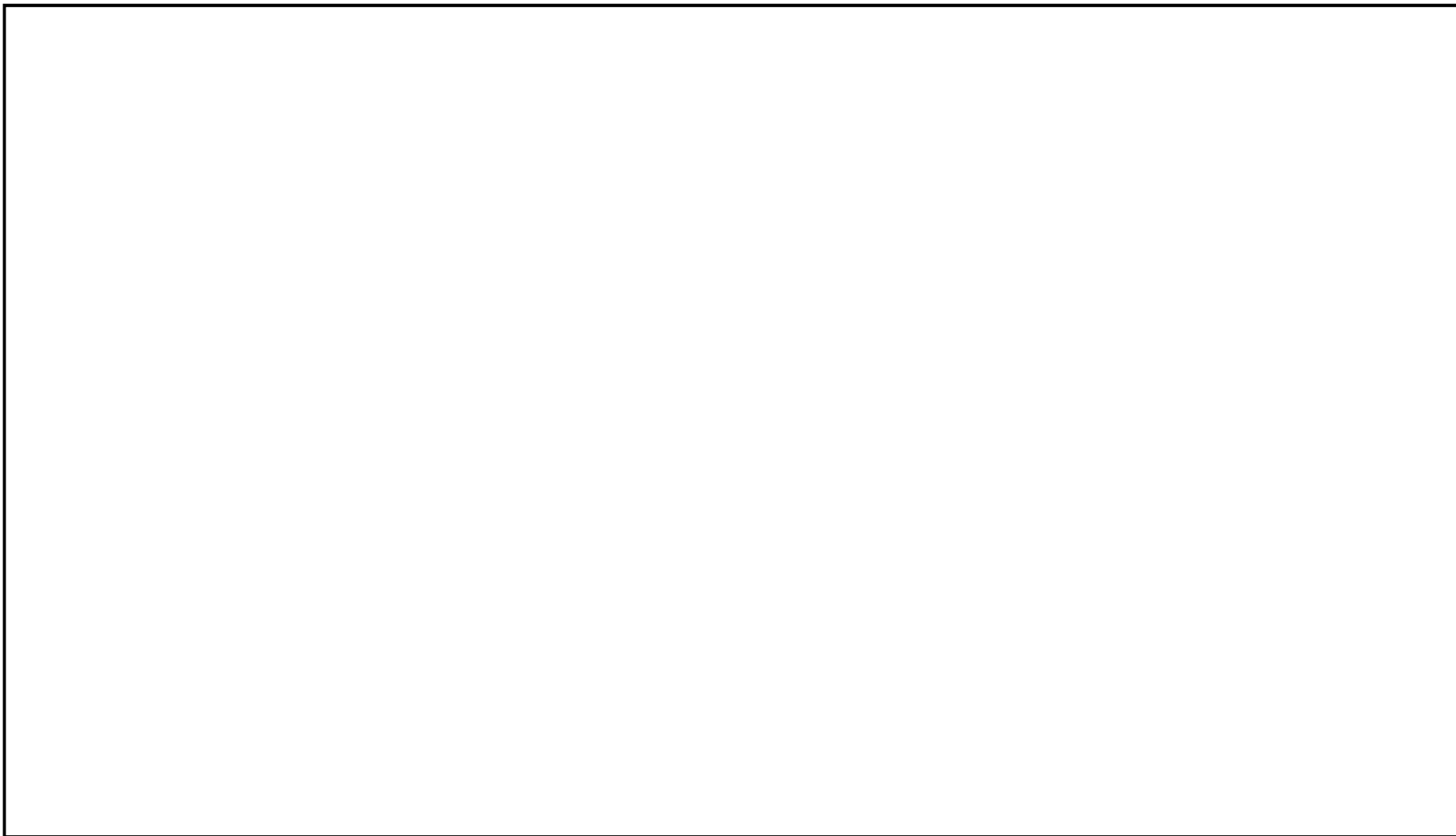
第 1.13.33 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（復水貯蔵槽補給用）



第 1.13.33 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（防火水槽補給用）



第 1.13.34 図 淡水貯水池から各種注水ルート図（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）（1/2）



第 1.13.34 図 淡水貯水池から各種注水ルート図（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）（2/2）



第 1.13.35 図 淡水貯水池及び防火水槽から各種注水ルート図（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1/8)

技術的能力審査基準 (1.13)	番号	設置許可基準規則 (56条)	技術基準規則 (71条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑧
<p>【解釈】 1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第71条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。	②	a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。	a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。	⑨
b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	③	b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	⑩
c) 海を水源として利用できること。	④	c) 海を水源として利用できること。	c) 海を水源として利用できること。	⑪
d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。	⑤	d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。	d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。	⑫
e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	⑥	e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	⑬
f) 水の供給が中断することがないよう、水源の切替手順等を定めること。	⑦	f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。（PWR）	f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。（PWR）	—

※1:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2/8)

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策							
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可操	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考		
復水貯蔵槽を水源とした対応	復水貯蔵槽	既設	①②③⑤ ⑥⑦⑧⑨ ⑩⑫⑬	ろ過水タンクを水源とした対応	ろ過水タンク	常設	-	-	-		
	高压代替注水系 (高压代替注水系ポンプ)	新設			ろ過水タンク	常設	-	-	-	-	
	原子炉隔離時冷却系 (原子炉隔離時冷却系ポンプ)	既設									
	高压炉心注水系 (高压炉心注水系ポンプ)	既設									
	制御棒駆動系 (制御棒駆動水ポンプ)	既設									
	低压代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	既設									
	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) (復水移送ポンプ)	既設									
	格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	既設									
	サブプレッションプール浄化系 (サブプレッションプール浄化系ポンプ)	既設									
	サブプレッションを水源とした対応・チェンバ	サブプレッション・チェンバ			既設	①②③⑤ ⑥⑦⑧⑨ ⑩⑫⑬					
原子炉隔離時冷却系 (原子炉隔離時冷却系ポンプ)		既設									
高压炉心注水系 (高压炉心注水系ポンプ)		既設									
残留熱除去系 (残留熱除去系ポンプ)		既設									
代替循環冷却系 (復水移送ポンプ)		既設 新設									

※1: 本条【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3/8)

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
防 火 水 槽 を 水 源 と し た 対 応	防火水槽 ※1	新設	①②③⑤ ⑥⑦⑧⑨ ⑩⑫⑬	-	-	-	-	-	-
	可搬型代替注水ポンプ (A-1級)	新設							
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設							
	ホース・接続口	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							
	低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口等）	既設 新設	-						
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口等）	既設 新設							
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設							
	ホース・接続口	新設							
	格納容器下部注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口等）	既設 新設							
	格納容器頂部注水系（可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口等）	既設 新設							
	燃料プール代替注水系（可搬型代替注水ポンプ（A-1級），可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口等）	既設 新設							

※1: 本条【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(4/8)

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
(あらかじめ 敷設してある 淡水貯水池を 水源とした 使用できない 場合)	淡水貯水池 ※1	新設	①②③⑤ ⑥⑦⑧⑨ ⑩⑫⑬	(あらかじめ 敷設してある 淡水貯水池を 水源とした 場合)	淡水貯水池 ※1	常設	115分 ※1 125分 ※2 140分 ※3	4名	自主対策とする理由 は本文参照 ※1 可搬型代替注 水ポンプ (A-1級又 はA-2級) 1台使用の 場合 ※2 可搬型代替注 水ポンプ (A-1級又 はA-2級) 2台使用の 場合 ※3 可搬型代替注 水ポンプ (A-1級又 はA-2級) 3台使用の 場合
	可搬型代替注水ポンプ (A-1級)	新設			可搬型代替注水ポンプ (A-1級)	可搬			
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設			可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	可搬			
	ホース・接続口	新設			ホース・接続口	可搬			
	燃料補給設備	既設 新設	燃料補給設備		常設 可搬				
	低圧代替注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2級), ホース・接続口等)	既設 新設	低圧代替注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2級), ホース・接続口等)		常設 可搬				
	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2級), ホース・接続口等)	既設 新設	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2級), ホース・接続口等)		常設 可搬				
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)		可搬				
	ホース・接続口	新設	ホース・接続口		可搬				
	格納容器下部注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2級), ホース・接続口等)	既設 新設	格納容器下部注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2級), ホース・接続口等)		常設 可搬				
	格納容器頂部注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-2級), ホース・接続口等)	既設 新設	格納容器頂部注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-2級), ホース・接続口等)		常設 可搬				
	燃料プール代替注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-1級), 可搬型代替注水ポンプ (A-2級), ホース・接続口等)	既設 新設	燃料プール代替注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-1級), 可搬型代替注水ポンプ (A-2級), ホース・接続口等)		常設 可搬				

※1: 本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(5/8)

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
海を水源とした対応	大容量送水車（海水取水用）	新設	①②④⑤ ⑥⑦⑧⑨ ⑪⑫⑬	-	-	-	-	-	-
	海水貯留堰	新設							
	スクリーン室	既設							
	取水路	既設							
	可搬型代替注水ポンプ（A-1級）	新設							
	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	新設							
	ホース・接続口	新設							
	燃料補給設備	既設 新設	-						
	低圧代替注水系（可搬型）（大容量送水車（海水取水用），可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口等）	既設 新設							
	代替格納容器スプレイ冷却系（大容量送水車（海水取水用），可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口等）	既設 新設							
	格納容器下部注水系（可搬型）（大容量送水車（海水取水用），可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口等）	既設 新設							
	格納容器頂部注水系（大容量送水車（海水取水用），可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口等）	既設 新設							
	燃料プール代替注水系（大容量送水車（海水取水用），可搬型代替注水ポンプ（A-1級），可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口等）	既設 新設							
	代替原子炉補機冷却系（大容量送水車（熱交換器ユニット用））	既設 新設							
	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）	新設							
	放水砲	新設							
	ホース	新設							
	泡原液搬送車	新設							
	泡原液混合装置	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							
貯蔵タンクを水源とした対応	ほう酸水注入系貯蔵タンク	既設	① ② ⑧ ⑨						
	ほう酸水注入系（ほう酸水注入系ポンプ）	既設							
	-	-							

※1:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(6/8)

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
防火水槽を水源とした復水貯蔵槽への補給	防火水槽 ※1	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	淡水貯蔵槽を水源としてあるホースが使用できる場合)	淡水貯水池 ※1	常設	150分	5名	自主対策とする理由は本文参照
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設			可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	可搬			
	ホース・接続口	新設			ホース・接続口	可搬			
	CSP外部補給配管・弁	既設 新設			CSP外部補給配管・弁	常設			
	復水貯蔵槽	既設			復水貯蔵槽	常設			
	燃料補給設備	既設 新設			燃料補給設備	常設 可搬			
	-	-			-	-			
(淡水貯蔵槽を水源としてあるホースが使用できない場合)	淡水貯水池 ※1	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	純水補給水系 (仮設発電機使用) による復水貯蔵槽への補給	純水タンク	常設	185分	9名	自主対策とする理由は本文参照
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設			純水移送ポンプ	常設			
	ホース・接続口	新設			純水補給水系配管・弁	常設			
	CSP外部補給配管・弁	既設 新設			復水貯蔵槽	常設			
	復水貯蔵槽	既設			仮設発電機	可搬			
	燃料補給設備	既設 新設			燃料補給設備	常設 可搬			
	-	-			-	-			
海を水源とした復水貯蔵槽への補給	大容量送水車 (海水取水用)	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	海を水源とした復水貯蔵槽への補給	-	-	185分	9名	自主対策とする理由は本文参照
	海水貯留堰	新設							
	スクリーン室	既設							
	取水路	既設							
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設							
	ホース・接続口	新設							
	CSP外部補給配管・弁	既設 新設							
	復水貯蔵槽	既設							
燃料補給設備	既設 新設								

※1: 本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(7/8)

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策						
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考	
大容量送水車 (海水取水用)による防火水槽への海水補給	大容量送水車 (海水取水用)	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑬	防火水槽への補給 淡水貯水池から	淡水貯水池 ※1	常設	85分	2名	自主対策とする理由 は本文参照	
	海水貯留堰	新設			ホース	可搬				
	スクリーン室	既設			防火水槽 ※1	常設				
	取水路	既設			-	-				
	ホース	新設		防火水槽への補給 淡水タンクから	ろ過水タンク	常設	70分	2名		
	防火水槽 ※1	新設			純水タンク	常設				
	燃料補給設備	既設 新設			ホース	可搬				
	-	-		-	代替原子炉補給機冷却海水ポンプ による防火水槽への海水補給	代替原子炉補給機冷却海水ポンプ	可搬	7時間		11名
	-	-		海水貯留堰		常設				
	-	-		スクリーン室		常設				
	-	-		取水路		常設				
	-	-		ホース		可搬				
	-	-		防火水槽 ※1		常設				
	-	-		可搬型代替交流電源設備		可搬				
	-	-		移動式変圧器		可搬				
	-	-		燃料補給設備	常設 可搬					
	-	-		可搬型代替注水ポンプ(A-2級) による防火水槽への海水補給	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	可搬	190分	3名		
	-	-			ホース	可搬				
	-	-			防火水槽 ※1	常設				
	-	-			燃料補給設備	常設 可搬				
	-	-			-	-				

※1: ※1:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(8/8)

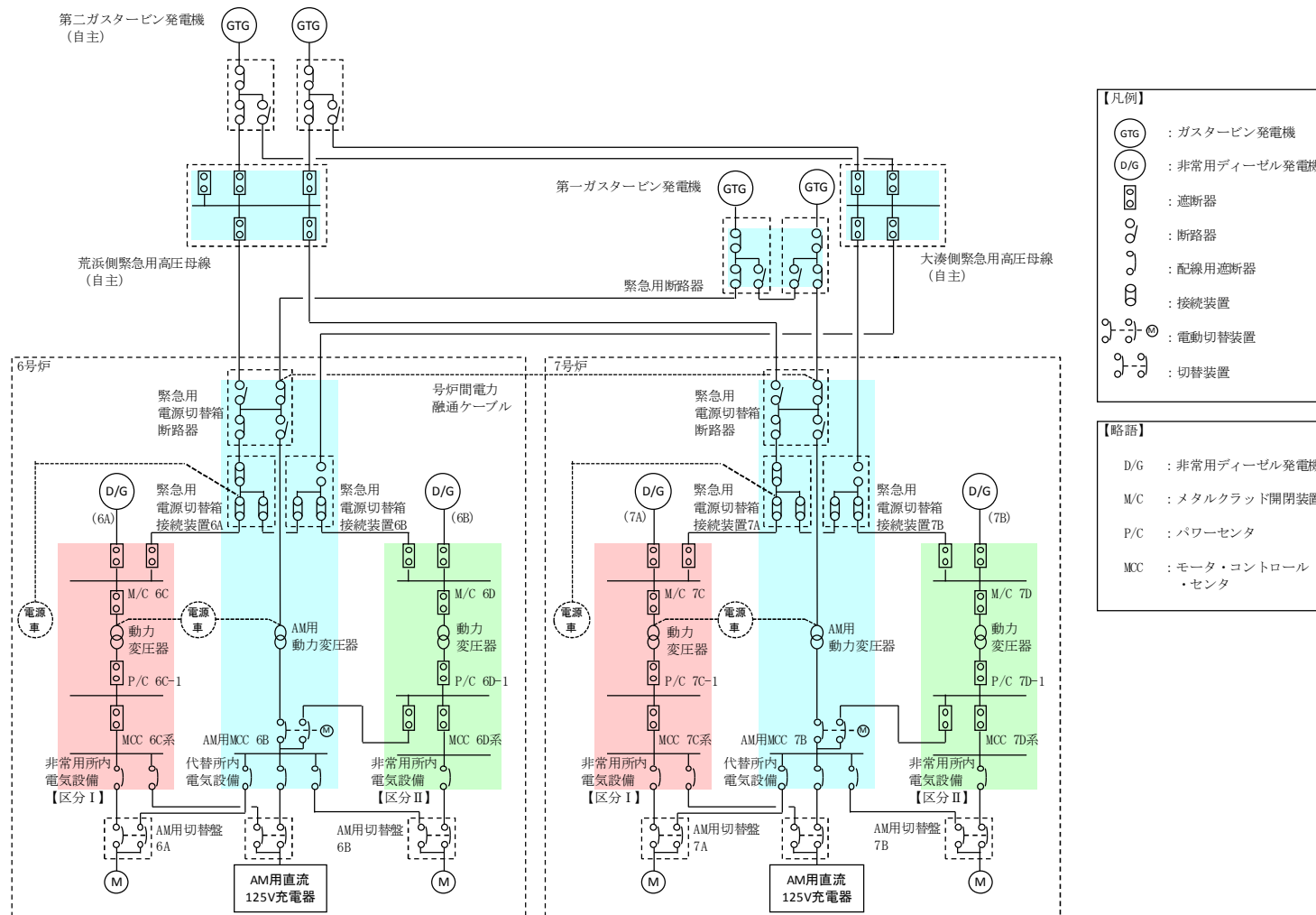
: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
-	-	-	-	淡水貯水タンクへの補給	淡水貯水池 ※1	常設	85分	2名	自主対策とする理由は本文参照
					ホース	可搬			
					ろ過水タンク	常設			
					純水タンク	常設			
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源切替え	復水貯蔵槽	既設	① ⑦ ⑧	-	-	-	-	-	-
	サブプレッション・チェンバ	既設							
	原子炉隔離時冷却系	既設							
	高圧炉心注水系	既設							
	-	-	-						
防火水槽へ補給する水源の切替え	大容量送水車 (海水取水用)	新設	① ⑦ ⑧	-	0	-	-	-	-
	海水貯留堰	新設							
	スクリーン室	既設							
	取水路	既設							
	ホース	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							
	淡水貯水池 ※1	新設							
	防火水槽 ※1	新設							
	淡水タンク	既設							
	代替原子炉補機冷却海水ポンプ	新設							
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	移動式変圧器	新設							
燃料補給設備	既設 新設								
淡水貯水池から海への切替え	大容量送水車 (海水取水用)	新設	① ⑦ ⑧	-	-	-	-	-	-
	海水貯留堰	新設							
	スクリーン室	既設							
	取水路	既設							
	可搬型代替注水ポンプ (A-1級)	新設							
	可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	新設							
	ホース	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							
淡水貯水池 ※1	新設								

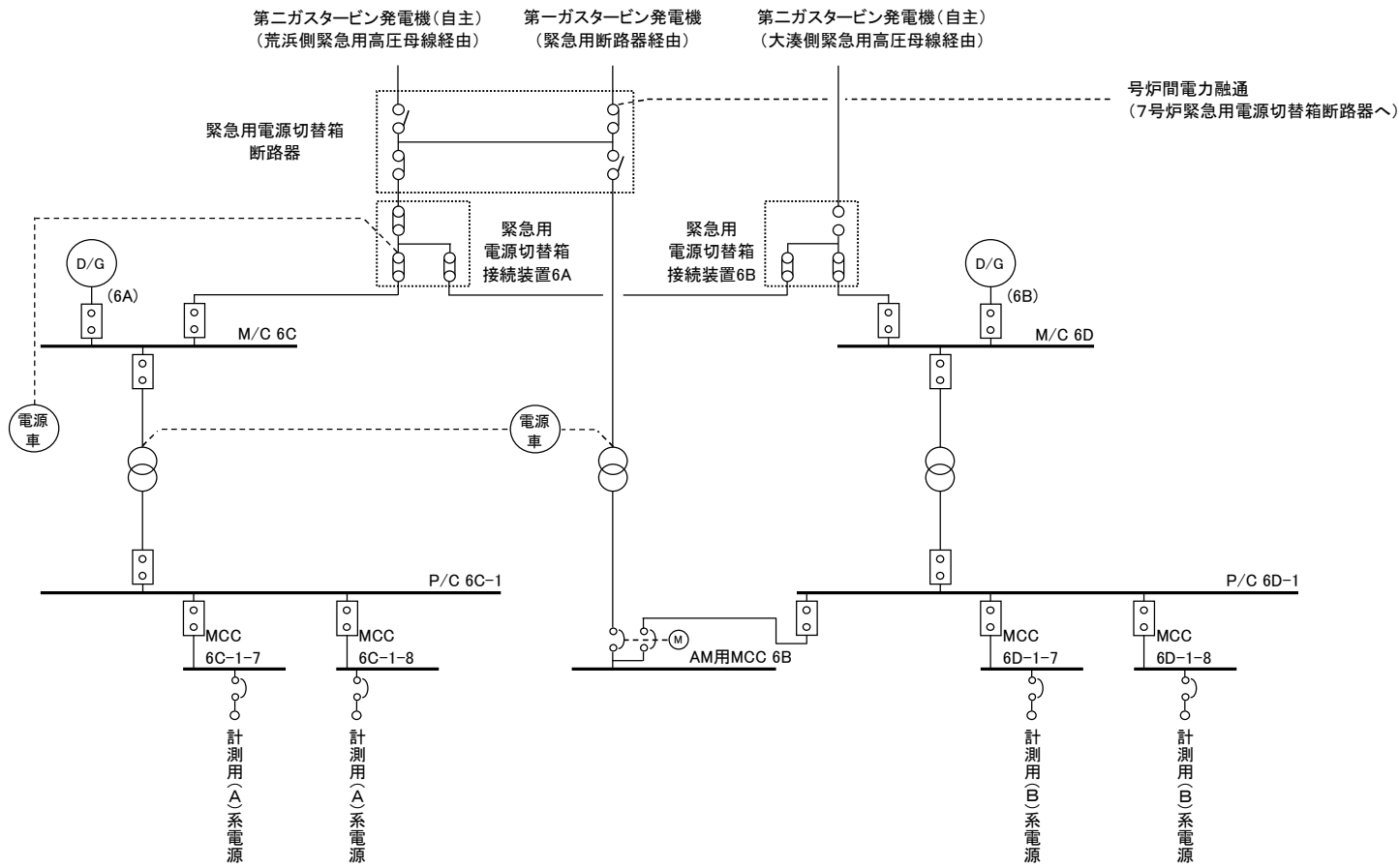
※1: 本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.13.2



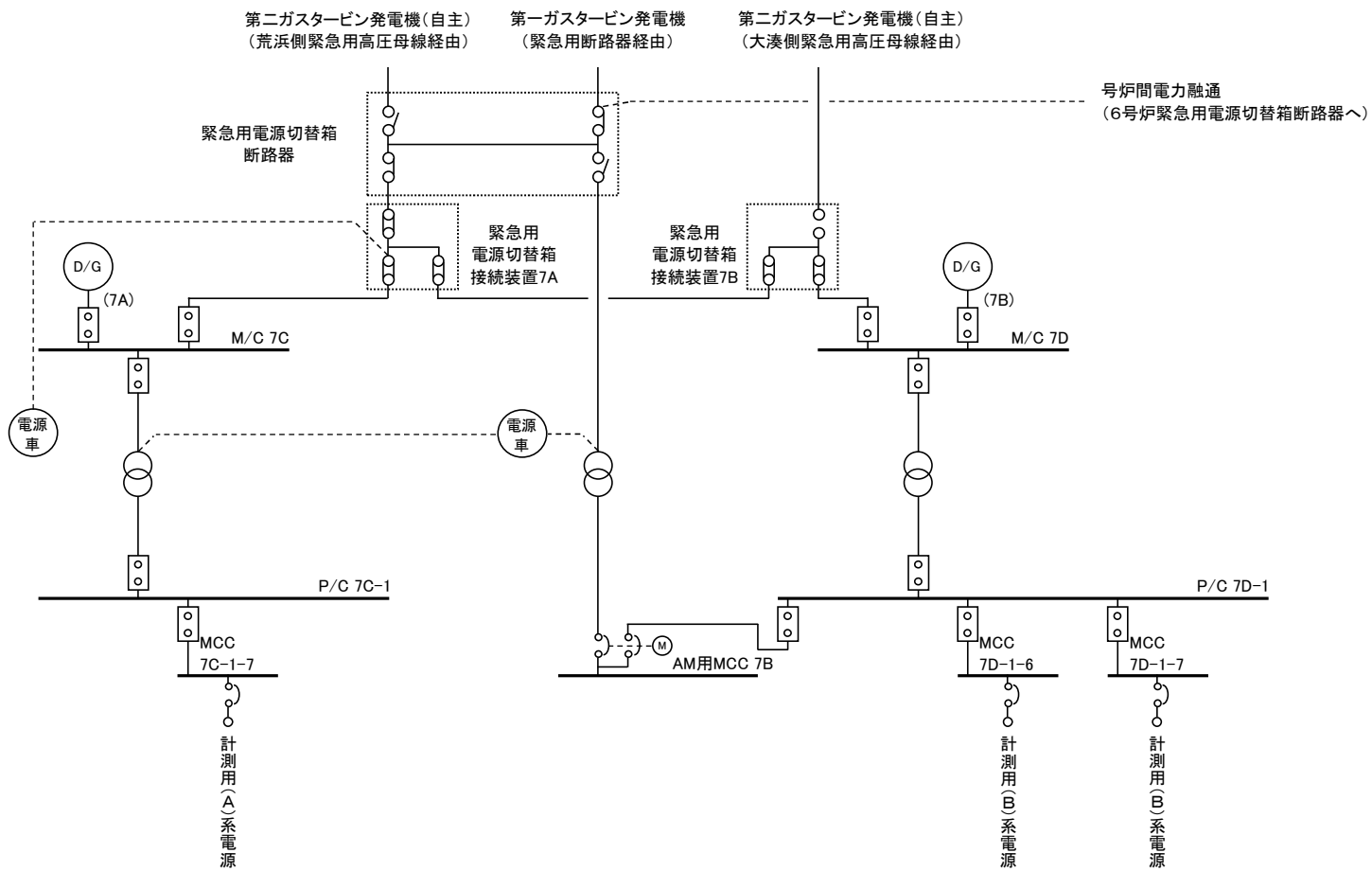
第1図 6号及び7号炉 電源構成図 (交流電源)



- 【凡例】**
- (D/G) : 非常用ディーゼル発電機
 - : 遮断器
 - ⌋ : 断路器
 - : 配線用遮断器
 - : 接続装置
 - ⌋-○-⌋ : 電動切替装置
 - : 動力変圧器

- 【略語】**
- D/G : 非常用ディーゼル発電機
 - M/C : メタルクラッド開閉装置
 - P/C : パワーセンタ
 - MCC : モーター・コントロール・センタ

第2図 6号炉 電源構成図 (交流電源)



【凡例】

- : 非常用ディーゼル発電機
- : 遮断器
- : 断路器
- : 配線用遮断器
- : 接続装置
- : 電動切替装置
- : 動力変圧器

【略語】

- D/G : 非常用ディーゼル発電機
- M/C : メタルクラッド開閉装置
- P/C : パワーセンタ
- MCC : モータ・コントロール・センタ

第3図 7号炉 電源構成図 (交流電源)

重大事故対策の成立性

1. 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水
(1) 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水

a. 操作概要

緊急時対策本部は、防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水が必要な状況において、接続口(ホース接続箇所)及び水源を選定し、送水ルートを決断する。

現場では、指示された送水ルートを確保した上で、防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)により送水する。

b. 作業場所

屋外(原子炉建屋周辺、取水箇所(防火水槽)周辺)

c. 必要要員数及び時間

防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:「可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)1 台又は 2 台使用の場合」2 名(緊急時対策要員)

「可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)3 台使用の場合」3 名(緊急時対策要員)

想定時間 :「可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)1 台使用の場合」110 分(実績時間なし)

「可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)2 台又は 3 台使用の場合」125 分(実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境:車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

移動経路:車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 :可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)からのホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に実施可能

である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。
連絡手段：通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備）により，緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。



防火水槽への吸管投入
(防火水槽周辺)



ホースを建屋接続口まで敷設

2. 淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)への送水

(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)

(1) 淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)への送水

(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)

a. 操作概要

淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースの水張りを行う。

水張りを行うとともに、淡水貯水池からあらかじめ敷設してあるホースの敷設状況に異常がないことを確認，所定の場所においてホース及びホース接続治具（淡水）を敷設し，弁開操作により可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)への送水を開始する。

b. 作業場所

屋外(淡水貯水池，防火水槽付近)

c. 必要要員数及び時間

必要要員数:2 名(緊急時対策要員)

想定時間 :「可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)1 台又は 2 台使用の場合」110 分(実績時間なし)

「可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)3 台使用の場合」125 分(実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境:夜間での作業の場合は，ヘッドライト及び懐中電灯にて作業を行う。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

移動経路:基本徒歩での作業を想定している。(道路が健全の場合は車両を使用する) また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 :弁の開閉操作に特殊な操作はなく，ホースの接続も汎用の結合金具(オス・メス)であり，容易に実施可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備)により，緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。



ホース接続部
(淡水貯水池周辺)



ホースの接続
(防火水槽周辺)



ホースと可搬型代替注水ポンプ吸管
との接続 (防火水槽周辺)



ホース接続治具との接続
(防火水槽周辺)

3. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水
(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)

(1) 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による
送水 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)

a. 操作概要

緊急時対策本部は、淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースを使用し淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水が必要な状況において、水源の確保(淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)への送水)、接続口(ホース接続箇所)を選定し、送水ルートを決める。

現場では、指示された送水ルートを確認した上で、淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)により送水する。

b. 作業場所

屋外(原子炉建屋周辺、取水箇所(防火水槽)周辺)

c. 必要要員数及び時間

淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:「可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)1 台使用の場合」
2 名(緊急時対策要員)

「可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)2 台又は 3 台使用の場合」2 名(緊急時対策要員)

想定時間 :「可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)1 台使用の場合」
115 分(実績時間なし)

「可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)2 台使用の場合」
125 分(実績時間なし)

「可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)3 台使用の場合」
140 分(実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境:車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

移動経路:車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が

発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 : 可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)からのホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。



ホースと可搬型代替注水ポンプ吸管との接続 (防火水槽周辺)



ホースを建屋接続口まで敷設

4. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水
(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)

(1) 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による
送水 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)

a. 操作概要

緊急時対策本部は、淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合、淡水貯水池から直接可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級) による送水が必要な状況において、接続口(ホース接続箇所)及び水源を選定し、送水ルートを決する。

現場では、指示された送水ルートを確認した上で、淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)により送水する。

b. 作業場所

屋外(原子炉建屋周辺、取水箇所(淡水貯水池)周辺)

c. 必要要員数及び時間

淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合) に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:6 名(緊急時対策要員)

想定時間 :330 分(実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境:車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

移動経路:車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 :可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)からのホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。



可搬型代替注水ポンプ（取水用）
の設置（淡水貯水池周辺）



可搬型代替注水ポンプ（取水用）
から可搬型代替注水ポンプ（中継
用）までのホース敷設



可搬型代替注水ポンプ（中継用）
の設置（大湊側高台保管場所の西
側周辺）



可搬型代替注水ポンプ（中継用）
から可搬型代替注水ポンプ（送水
用）までのホース敷設



可搬型代替注水ポンプ（先車）の
設置（タービン建屋周辺）

5. 海から大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）への送水

(1) 海から大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）への送水

a. 操作概要

緊急時対策本部は、海から大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）への送水が必要な状況において、海水取水箇所を選定し、補給ルートを決する。

所定の場所においてホース、ホース接続治具（海水）を敷設し、大容量送水車（海水取水用）により可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）への送水を開始する。

b. 作業場所

屋外（取水箇所（海水取水ピット）、防火水槽周辺）

c. 必要要員数及び時間

海から大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）への送水に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：8 名（緊急時対策要員）

想定時間：5 時間（実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：大容量送水車（海水取水用）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。



大容量送水車（海水取水用）
（タービン建屋周辺）

6. 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による送水

(1) 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による送水

a. 操作概要

緊急時対策本部は、海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による送水が必要な状況において、水源の確保（海から大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）への送水）、接続口（ホース接続箇所）を選定し、送水ルートを決する。

現場では、指示された送水ルートを確認した上で、海を水源とした可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）により送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺、取水箇所（防火水槽）周辺）

c. 必要要員数及び時間

海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）による送水に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：「可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）1 台使用の場合」
2 名（緊急時対策要員）

「可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）2 台又は 3 台使用の場合」2 名（緊急時対策要員）

想定時間：「可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）1 台使用の場合」
5 時間 5 分（実績時間なし）

「可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）2 台又は 3 台使用の場合」5 時間 15 分（実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）からのホースの接続は、汎用の結合金具（オス・メス）であり、容易に実施可能

である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 衛星電話設備, 無線連絡設備)により, 緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。



ホースを建屋接続口まで敷設

7. 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給

(1) 屋外接続口から復水貯蔵槽への直接補給(淡水/海水)

a. 操作概要

緊急時対策本部は、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給が必要な状況において、接続口(ホース接続箇所)及び水源を選定し、補給ルートを決する。

現場では、指示された補給ルートを確認した上で、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により補給する。

b. 作業場所

屋外(廃棄物処理建屋周辺、取水箇所(護岸、海水取水ピット、防火水槽)周辺)

c. 必要要員数及び時間

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:「防火水槽を水源とした場合」3名(緊急時対策要員 3名)

「淡水貯水池を水源とした場合(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)」4名(緊急時対策要員 4名)

「淡水貯水池を水源とした場合(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)」6名(緊急時対策要員 6名)

「海を水源とした場合」10名(緊急時対策要員 10名)

想定時間 :「防火水槽を水源とした場合」145分(実績時間なし)

「淡水貯水池を水源とした場合(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)」150分(実績時間なし)

「淡水貯水池を水源とした場合(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)」340分(実績時間なし)

「海を水源とした場合」5時間 25分(実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境:車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

移動経路:車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 :可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)からのホースの接続は、汎用

の結合金具(オス・メス)であり，容易に実施可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備)により，緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。



[防火水槽を水源とした場合]
ホースを建屋接続口まで敷設



[淡水貯水池を水源とした場合]
ホースと可搬型代替注水ポンプ吸
管との接続 (防火水槽周辺)



[海を水源とした場合]
大容量送水車 (海水取水用) (タービン建屋周辺)



ホースをCSP大容量接続口に接続
(廃棄物処理建屋周辺)

8. 純水補給水系（仮設発電機使用）による復水貯蔵槽への補給

(1) 大湊側純水移送ポンプ電源復旧

a. 操作概要

仮設発電機を大型牽引車両にて給水建屋内の純水移送ポンプと接続し、ポンプ電源喪失時に復水貯蔵槽へ純水を補給する。

b. 作業場所

給水建屋，荒浜側津波対策高台エリア

c. 必要要員数及び時間

純水補給水系による復水貯蔵槽への補給のうち，仮設発電機による純水移送ポンプ起動に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数:6名(緊急時対策要員6名)

想定時間 :185分(実績時間:185分)

d. 操作の成立性について

作業環境:ヘッドライトにより夜間における作業性を確保している。放射線物質が放出される可能性があることから，操作は防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

移動経路:車両のヘッドライトほか，ヘッドライトを携行しており，夜間においても接近可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 :仮設発電機の移動は大型牽引車両によるものである。CVケーブルの敷設は付近に開口部や高所エリアがないため，容易に作業可能である。CVケーブルの接続は，特殊な接続方法ではなく，容易に作業可能である。また，仮設発電機操作も操作パネルに識別表示がされていることから容易に操作が可能である。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備)により緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。



仮設発電機移動
(荒浜側津波対策高台エリア)



CVケーブル接続
(給水建屋周辺)

(2) 純水補給水系による復水貯蔵槽への補給前の系統構成

a. 操作概要

仮設発電機により純水移送ポンプを起動し，純水補給水系による復水貯蔵槽への補給を開始するために現場にて系統構成を実施する。

b. 作業場所

廃棄物処理建屋 地上2階(管理区域)

c. 必要要員数及び時間

純水補給水系による復水貯蔵槽への補給のうち，現場にて系統構成に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数:2名(現場運転員2名)

想定時間 :15分(実績時間:12分)

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており，建屋内常用照明消灯時における操作性を確保している。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

移動経路:バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯している。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 :通常の弁操作であり，容易に実施可能である。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話設備)により，中央制御室に連絡する。



系統構成 (廃棄物処理建屋)

9. 淡水貯水池から防火水槽への補給

(1) 淡水貯水池から防火水槽への補給

a. 操作概要

淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースの水張りを行う。

水張りを行うとともに、淡水貯水池からの送水ライン敷設状況に異常がないことを確認、指定の防火水槽までのホースを敷設し、弁開操作により防火水槽への補給を開始する。

b. 作業場所

屋外(淡水貯水池，防火水槽付近)

c. 必要要員数及び時間

淡水貯水池から防火水槽への補給に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数:2名(緊急時対策要員)

想定時間 :85分(実績時間:75分)

d. 操作の成立性について

作業環境:夜間での作業の場合は，ヘッドライト及び懐中電灯にて作業を行う。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

移動経路:基本徒歩での作業を想定している。(道路が健全の場合は車両を使用する) また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 :弁の開閉操作に特殊な操作はなく，ホースの接続も汎用の結合金具(オス・メス)であり，容易に実施可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備)により，緊急時対策本部と連絡をとる。



ホース接続部
(淡水貯水池周辺)



淡水貯水池から防火水槽への補給
(防火水槽周辺)

10. 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による防火水槽への海水補給

(1) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による防火水槽への海水補給

a. 操作概要

緊急時対策本部は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による防火水槽への海水補給が必要な状況において、海水取水箇所を選定し、補給ルートを決定する。

現場では、指示された送水ルートを確認した上で、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により補給する。

b. 作業場所

屋外(取水箇所(護岸)、防火水槽周辺)

c. 必要要員数及び時間

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による送水に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:3名(緊急時対策要員)

想定時間 :190分(実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境:車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及びLED多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

移動経路:車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及びLED多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 :可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。

11. 大容量送水車（海水取水用）による防火水槽への海水補給

(1) 大容量送水車（海水取水用）による防火水槽への海水補給

a. 操作概要

緊急時対策本部は、大容量送水車（海水取水用）による防火水槽への海水補給が必要な状況において、海水取水箇所を選定し、補給ルートを決する。

現場では、指示された送水ルートを確認した上で、大容量送水車（海水取水用）により補給する。

b. 作業場所

屋外(取水箇所(海水取水ピット)、防火水槽周辺)

c. 必要要員数及び時間

大容量送水車（海水取水用）による防火水槽への海水補給に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:8名(緊急時対策要員)

想定時間 :5時間(実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境:車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

移動経路:車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 :大容量送水車（海水取水用）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。



大容量送水車（海水取水用）
（タービン建屋周辺）



大容量送水車（海水取水用）による防火水槽への海水補給（防火水槽周辺）

12. 代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給

(1) 代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給

a. 操作概要

緊急時対策本部は、代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給が必要な状況において、海水取水箇所を選定し、補給ルートを決する。

現場では、指示された送水ルートを確認した上で、海水取水ポンプにより補給する。

b. 作業場所

屋外(取水箇所(海水取水ピット)、防火水槽周辺)

c. 必要要員数及び時間

代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数: 11 名(緊急時対策要員)

想定時間 : 7 時間(実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境: 車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

移動経路: 車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 : 代替原子炉補機冷却海水ポンプからのホースの接続は、専用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受信器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。



代替原子炉補機冷却海水ポンプ
(タービン建屋周辺)

13. 淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）から海を水源とした可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）への送水の切替え

(1) 淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）から海を水源とした可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）への送水の切替え

a. 操作概要

緊急時対策本部は、淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）の送水中において、水源を淡水貯水池から海へ切替えが必要となった場合、一旦可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）を停止し、水源を淡水貯水池から海に切り替える。水源切替えが完了後に再度可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）を起動し送水を行う。

なお、水源切替えを速やかに実施するためには、事前に「大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）への送水」準備を完了させておくことが重要である。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺、取水箇所（防火水槽）周辺）

c. 必要要員数及び時間

淡水貯水池から海を水源とした可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）への送水の切替えに必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：4 名（緊急時対策要員）

想定時間：40 分（実績時間なし）

（大容量送水車（海水取水用）の準備から切替えを実施した場合は、5 時間 25 分で対応可能である。）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：可搬型代替注水ポンプ（A-1 級又は A-2 級）からのホースの接続は、汎用の結合金具（オス・メス）であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はない。

く、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器,電力保安通信用電話設備,衛星電話設備,無線連絡設備)により,緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。

淡水貯水池から海への水源切替えの判断基準について

1. はじめに

原子炉圧力容器への注水等の各種注水において復水貯蔵槽及びサブプレッション・チェンバを水源として使用できない場合に淡水貯水池を水源として使用することとしている。淡水貯水池が枯渇した場合は、水源を海へ切り替える必要があることから、水源を淡水貯水池から海へ切り替える際の判断基準の考え方を示す。

2. 水源を淡水貯水池から海へ切り替える際の考え方

水源の淡水貯水池から海へ切り替えは、原子炉圧力容器への注水等の各種注水が途切れることがなく、かつ淡水をできる限り使用する運用とする。

よって海を水源とする対応の準備中における各種注水での必要水量を算出し、その必要水量を淡水貯水池から送水できなくなる前に、海を水源とした各種注水の準備作業を開始する。

3. 1～7号炉の必要注水量の設定について

1～7号炉の必要注水量については、1～7号炉の使用済燃料プールにおける使用済燃料崩壊熱相当での蒸発量以上の注水量と6号及び7号炉は原子炉圧力容器への注水や格納容器スプレイを実施していることも考慮し、復水貯蔵槽への補給量を必要注水量とする。

(1) 1～7号炉の使用済燃料崩壊熱相当以上の注水量について

使用済燃料プールにおける使用済燃料崩壊熱相当での蒸発量は、6号及び7号炉の運転中の使用済燃料崩壊熱相当での蒸発量を算出し、保守的に1～5号炉にもその蒸発量を適用する。

6号及び7号炉の運転中の使用済燃料プールにおける使用済燃料崩壊熱相当での蒸発量を以下の条件で求める。(保守的に評価するため顕熱は考慮しない。)

【条件】

運転中の使用済燃料プール中の崩壊熱：2.6[MWt]

100℃の水の蒸発潜熱：2256 [kJ/kg]

100℃の水の密度：958[kg/m³]

$$2.6 \times 10^3 \text{kJ/s} \div 2256 \text{kJ/kg} \div 958 \text{kg/m}^3 \times 3600 \text{s/h} = 4.33 \text{m}^3/\text{h} \doteq 5 \text{m}^3/\text{h}$$

以上から1プラントあたりの使用済燃料プールへの必要注水量は5m³/hであり、1～7号炉全体で35 m³/hが使用済燃料崩壊熱相当以上の注水量となる。

(2) 6号及び7号炉の復水貯蔵槽への補給量について

6号及び7号炉は原子炉圧力容器への注水や格納容器スプレイを実施し

ていることも考慮し、復水貯蔵槽へ $130\text{m}^3/\text{h}$ （復水貯蔵槽への最大補給量）で補給を行うこととする。

4. 水源切替え時の淡水貯水池の水位

水源を淡水貯水池から海に切り替える作業に掛かる時間は約 325 分であり、保守性を見込んで約 6 時間とすると、水源切替え時の必要水量は以下のとおりとなる。

1～7 号炉の使用済燃料崩壊熱相当以上の注水に必要な水量

$$5\text{m}^3/\text{h} \times 6\text{h} \times 7 \text{ プラント} = 210\text{m}^3$$

6 号及び 7 号炉の復水貯蔵槽への補給に必要な水量

$$130\text{m}^3/\text{h} \times 6\text{h} \times 2 \text{ プラント} = 1560\text{m}^3$$

全体の必要水量

$$210\text{m}^3 + 1560\text{m}^3 = 1770\text{m}^3$$

以上のことから 1770m^3 の必要水量が淡水貯水池から送水可能であれば、海を水源とした各種注水の準備中であっても、淡水貯水池を水源とした各種注水が途切れることはない。よって水源切替え時の必要水量 1770m^3 を上回る 2470m^3 送水可能な水貯水池の水位 T. P. 43. 8m で、海を水源とした各種注水の準備作業を開始する。

5. まとめ

淡水貯水池から海への水源の切替えについては、淡水貯水池の水位 T. P. 43. 8m で切替え作業を実施する。淡水貯水池の水位確認については、原子炉圧力容器への注水等の各種注水での水の使用量を確認し、淡水貯水池の水位の計算を行っていることから、1 日/回の目安で淡水貯水池に設置した水位計を目視にて確認する。

解釈一覧
 操作手順の解釈一覧

	手順		操作手順記載内容	解釈
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順	(1)復水貯蔵槽へ水を補給するための手順	a. 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給(淡水/海水)	復水貯蔵槽の水位が規定水位に到達	復水貯蔵槽水位が15mに到達
		b. 純水補給水系(仮設発電機使用)による復水貯蔵槽への補給	純水移送ポンプの吐出圧力を調整	純水移送ポンプの吐出圧力を0.76MPaに調整
			復水貯蔵槽の水位が規定水位に到達	復水貯蔵槽水位が15mに到達

解釈一覧

各号炉の弁番号及び弁名称一覧

統一名称	6号炉		7号炉	
	弁番号	弁名称	弁番号	弁名称
CSP外部注水ライン西側/東側注水弁 (A), (B)	P13-F1001/1002 P13-F1007/1008	6号機 CSP外部注水ライン東側注入弁 (A)/(B) 6号機 CSP外部注水ライン西側注入弁 (A)/(B)	P13-F036A/B P13-F041A/B	7号機 CSP外部注水ライン東側注入弁 (A)/(B) 7号機 CSP外部注水ライン西側注入弁 (A)/(B)
復水貯蔵槽純水バイパス弁	P11-F465	6号機復水貯蔵槽純水バイパス弁	P11-F467	7号機復水貯蔵槽純水バイパス弁

統一名称	共通	
	弁番号	弁名称
淡水貯水池大湊側第一送水ライン出口弁	P17-F2002	淡水貯水池大湊側第一送水ライン出口弁
淡水貯水池大湊側第二送水ライン出口弁	P17-F2010	淡水貯水池大湊側第二送水ライン出口弁
淡水貯水池大湊側第一送水ラインNo. 14防火水槽供給弁	P17-F2005	淡水貯水池大湊側第一送水ラインNo. 14防火水槽供給弁
淡水貯水池大湊側第二送水ラインNo. 14防火水槽供給弁	P17-F2011	淡水貯水池大湊側第二送水ラインNo. 14防火水槽供給弁
純水移送ポンプ吐出弁	P11-F003A~D	MUWP純水移送ポンプ吐出弁 (A)~(D)
送水ライン供給止め弁	P17-F2003	淡水貯水池大湊側第一送水ライン供給止め弁
No. 4純水タンク工事用水用隔離弁	Y41-F810D	No. 4純水タンク工事用水用隔離弁
No. 3ろ過水タンク工事用水用隔離弁	Y41-F829C	No. 3ろ過水タンク工事用水用隔離弁
淡水貯水池大湊側第一送水ラインNo. 4純水タンク供給弁	P17-F2008	淡水貯水池大湊側第一送水ラインNo. 4純水タンク供給弁
淡水貯水池大湊側第一送水ラインNo. 3ろ過水タンク供給弁	P17-F2009	淡水貯水池大湊側第一送水ラインNo. 3ろ過水タンク供給弁

1.14 電源の確保に関する手順等

< 目 次 >

1.14.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 代替電源（交流）による対応手段及び設備

(a) 代替交流電源設備による給電

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 代替電源（直流）による対応手段及び設備

(a) 代替直流電源設備による給電

(b) 号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 代替所内電気設備による対応手段及び設備

(a) 代替所内電気設備による給電

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

d. 燃料補給のための対応手段及び設備

(a) 燃料補給設備による給油

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

e. 手順等

1.14.2 重大事故等時の手順

1.14.2.1 代替電源（交流）による対応手順

(1) 代替交流電源設備による給電

a. 第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機又は電源

車による M/C C 系及び M/C D 系受電

- b. 電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電
- c. 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C C 系又は M/C D 系受電

1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順

(1) 代替直流電源設備による給電

- a. 所内蓄電式直流電源設備による給電
- b. 可搬型直流電源設備による給電
- c. 直流給電車による直流 125V 主母線盤 A への給電

(2) 常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保

- a. AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電
- b. 常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 B 受電

(3) 号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保

- a. 号炉間連絡ケーブルを使用した直流 125V 主母線盤 A 又は直流 125V 主母線盤 B 受電

1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順

(1) 代替所内電気設備による給電

- a. 第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機, 号炉間電力融通ケーブル又は電源車による AM 用 MCC 受電

1.14.2.4 燃料の補給手順

- (1) 軽油タンクからタンクローリへの補給
- (2) タンクローリから各機器等への給油

1.14.2.5 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

- (1) 非常用交流電源設備による給電
- (2) 非常用直流電源設備による給電

1.14.2.6 その他の手順項目について考慮する手順

1.14.2.7 重大事故等時の対応手段の選択

添付資料 1.14.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.14.2 重大事故対策の成立性

1. 第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電
2. 電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電
3. 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C C 系又は M/C D 系受電
4. 所内蓄電式直流電源設備による給電
5. 可搬型直流電源設備による給電
6. 直流給電車による直流 125V 主母線盤 A への給電
7. AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電
8. 常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 B 受電
9. 号炉間連絡ケーブルを使用した直流 125V 主母線盤 A 又は直流 125V 主母線盤 B 受電
10. 第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による AM 用 MCC 受電
11. 軽油タンクからタンクローリへの補給
12. タンクローリから各機器等への給油
13. 不要直流負荷（B 系，C 系，D 系）の切離し

添付資料 1.14.3 不要直流負荷 切離しリスト

添付資料 1.14.4 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

添付資料 1.14.5 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧
3. 操作の成立性の解釈一覧

1.14 電源の確保に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

(1) 炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保

a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。

b) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できること。

c) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用で

きない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。

d) 所内電気設備（モーターコントロールセンター（MCC）、パワーセンター（P/C）及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）（MC）等）は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する対処設備を整備しており，ここでは，この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.14.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

外部電源が喪失した場合において、非常用高圧母線及び直流設備へ給電するための設計基準事故対応設備として、非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備を設置している。

また、非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備から供給された電力を各負荷へ分配するための設計基準事故対応設備として、非常用所内電気設備を設置している。

これらの設計基準事故対応設備うち、非常用交流電源設備並びに非常用直流電源設備 C 系及び D 系が健全であれば、これらを重大事故等対応設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対応に用いるが、設計基準事故対応設備が故障した場合は、その機能を代替するために、各設計基準事故対応設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対応設備を選定する（第 1.14.1 図）。

重大事故等対応設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対応設備により、技術的能力審査基準

(以下「審査基準」という。)だけでなく、設置許可基準規則第五十七条及び技術基準規則第七十二条(以下「基準規則」という。)の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

重大事故等対処設備(設計基準拡張)である非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

非常用交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・非常用ディーゼル発電機
- ・燃料ディタンク
- ・非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線電路
- ・原子炉補機冷却系
- ・軽油タンク
- ・燃料移送ポンプ
- ・非常用ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁

非常用直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・直流 125V 蓄電池 A
- ・直流 125V 蓄電池 A-2
- ・直流 125V 蓄電池 B
- ・直流 125V 蓄電池 C

- ・ 直流 125V 蓄電池 D
- ・ 直流 125V 充電器 A
- ・ 直流 125V 充電器 A-2
- ・ 直流 125V 充電器 B
- ・ 直流 125V 充電器 C
- ・ 直流 125V 充電器 D
- ・ 直流 125V 蓄電池及び充電器 A～直流母線電路
- ・ 直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2～直流母線電路
- ・ 直流 125V 蓄電池及び充電器 B～直流母線電路
- ・ 直流 125V 蓄電池及び充電器 C～直流母線電路
- ・ 直流 125V 蓄電池及び充電器 D～直流母線電路

機能喪失原因対策分析の結果，設計基準事故対処設備の故障として，非常用高圧母線への交流電源による給電及び直流設備への直流電源による給電に使用する設備並びに非常用所内電気設備の故障を想定する。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準，基準規則からの要求により選定した対応手段と，その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.14.1 表に整理する。

- a. 代替電源（交流）による対応手段及び設備

(a) 代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の故障により非常用高圧母線への給電ができない場合は，代替交流電源設備による給電にて炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保する。

i. 常設代替交流電源設備による給電

常設代替交流電源設備から非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する手段がある。

常設代替交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1.14.2 図に示す。

- ・ 第一ガスタービン発電機
- ・ 第一ガスタービン発電機用燃料タンク
- ・ 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
- ・ 第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁
- ・ 第一ガスタービン発電機～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路
- ・ 第一ガスタービン発電機～AM 用 MCC 電路
- ・ 軽油タンク
- ・ 軽油タンク出口ノズル・弁
- ・ ホース
- ・ タンクローリ（16kL）

ii. 第二代替交流電源設備による給電

第二代替交流電源設備から非常用所内電気設備又は代

替所内電気設備へ給電する手段がある。

第二代替交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1.14.2 図に示す。

- ・ 第二ガスタービン発電機
- ・ 第二ガスタービン発電機用燃料タンク
- ・ 第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
- ・ 第二ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁
- ・ 第二ガスタービン発電機～荒浜側緊急用高圧母線～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路
- ・ 第二ガスタービン発電機～大湊側緊急用高圧母線～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路
- ・ 第二ガスタービン発電機～荒浜側緊急用高圧母線～AM 用 MCC 電路
- ・ 第二ガスタービン発電機～大湊側緊急用高圧母線～AM 用 MCC 電路
- ・ 軽油タンク
- ・ 軽油タンク出口ノズル・弁
- ・ ホース
- ・ タンクローリ（16kL）

iii. 可搬型代替交流電源設備による給電

可搬型代替交流電源設備を非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に接続し、給電する手段がある。

また、原子炉圧力容器、原子炉格納容器及び使用済燃料プールの除熱を実施するため、可搬型代替交流電源設

備を代替原子炉補機冷却系に接続し，給電する手段がある。

可搬型代替交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1.14.2 図に示す。

- ・ 電源車
- ・ 電源車～緊急用電源切替箱接続装置～非常用高压母線 C 系及び D 系電路
- ・ 電源車～動力変圧器 C 系～非常用高压母線 C 系及び D 系電路
- ・ 電源車～荒浜側緊急用高压母線～非常用高压母線 C 系及び D 系電路
- ・ 電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用 MCC 電路
- ・ 電源車～AM 用動力変圧器～AM 用 MCC 電路
- ・ 電源車～荒浜側緊急用高压母線～AM 用 MCC 電路
- ・ 電源車～代替原子炉補機冷却系電路
- ・ 軽油タンク
- ・ 軽油タンク出口ノズル・弁
- ・ ホース
- ・ タンクローリ（4kL）

なお，代替原子炉補機冷却系への給電の操作手順については，「1.5.2.2(1)a. 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保」にて整備する。

iv. 号炉間電力融通電気設備による給電

号炉間電力融通ケーブルを用いて他号炉の緊急用電源切替箱断路器から自号炉の非常用高圧母線 C 系又は D 系までの電路を構築し，他号炉からの給電により，自号炉の非常用高圧母線を受電する手段がある。

号炉間電力融通電気設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1.14.2 図に示す。

- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）
- ・号炉間電力融通ケーブル（可搬型）
- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路
- ・号炉間電力融通ケーブル（可搬型）～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路

なお，号炉間電力融通ケーブル（常設）はコントロール建屋内にあらかじめ敷設し，号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は荒浜側高台保管場所に配備する。

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

常設代替交流電源設備による給電で使用する設備のうち，第一ガスタービン発電機，第一ガスタービン発電機用燃料タンク，第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁，第一ガスタービン発電機～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路，第一ガスタービン発電機～AM 用 MCC 電路，軽油タンク，軽油タンク出口ノズル・弁，ホース及びタンクローリ（16kL）は重

大事故等対処設備として位置付ける。

可搬型代替交流電源設備による給電で使用する設備のうち、電源車、電源車～緊急用電源切替箱接続装置～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路、電源車～動力変圧器 C 系～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路、電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用 MCC 電路、電源車～AM 用動力変圧器～AM 用 MCC 電路、電源車～代替原子炉補機冷却系電路、軽油タンク、軽油タンク出口ノズル・弁、ホース及びタンクローリ（4kL）は重大事故等対処設備として位置付ける。

号炉間電力融通電気設備による給電で使用する設備のうち、号炉間電力融通ケーブル（常設）、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）、号炉間電力融通ケーブル（常設）～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路及び号炉間電力融通ケーブル（可搬型）～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料 1. 14. 1）

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備の故障で交流電源が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・第二ガスタービン発電機，荒浜側緊急用高圧母線を経由する電路，大湊側緊急用高圧母線を経由する電路

耐震性は確保されていないが，第一ガスタービン発電機と同等の機能を有することから，第二ガスタービン発電機及び電路の健全性が確認できた場合において，重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

- ・電源車（荒浜側緊急用高圧母線に接続する場合）

容量が小さく，電路の耐震性は確保されていないが，第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機による給電ができない場合において，重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

b. 代替電源（直流）による対応手段及び設備

(a) 代替直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の故障により充電器を経由した直流設備への給電ができない場合は，代替直流電源設備による給電にて炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保する。

i. 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電

非常用交流電源設備の故障により充電器を経由した直流設備への給電ができない場合は，常設代替交流電源設

備又は可搬型代替交流電源設備による給電を開始するまでの間、所内蓄電式直流電源設備により 24 時間にわたり直流設備へ給電する手段がある。

所内蓄電式直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1.14.3 図及び第 1.14.4 図に示す。

- ・ 直流 125V 蓄電池 A
- ・ 直流 125V 蓄電池 A-2
- ・ AM 用直流 125V 蓄電池
- ・ 直流 125V 充電器 A
- ・ 直流 125V 充電器 A-2
- ・ AM 用直流 125V 充電器
- ・ 直流 125V 蓄電池及び充電器 A～直流母線電路
- ・ 直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2～直流母線電路
- ・ AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器～直流母線電路

また、所内蓄電式直流電源設備には、共通要因によって非常用直流電源設備 A 系、B 系、C 系及び D 系の安全機能と同時に機能が喪失することがないように物理的に分離を図った常設代替直流電源設備があり、その常設代替直流電源設備により重大事故等時の対応に必要な直流設備へ給電する手段がある。

常設代替直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1.14.3 図及び第 1.14.4 図に示す。

- ・ AM 用直流 125V 蓄電池
- ・ AM 用直流 125V 充電器
- ・ AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器～直流母線電路

ii. 可搬型直流電源設備による給電

非常用交流電源設備の故障，所内蓄電式直流電源設備の蓄電池の枯渇により直流設備への給電ができない場合は，電源車，代替所内電気設備及び AM 用直流 125V 充電器を組み合わせた可搬型直流電源設備により直流設備へ給電する手段がある。

可搬型直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1.14.2 図，第 1.14.3 図及び第 1.14.4 図に示す。

- ・ 電源車
- ・ AM 用直流 125V 充電器
- ・ 電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用直流 125V 充電器～直流母線電路
- ・ 電源車～AM 用動力変圧器～AM 用直流 125V 充電器～直流母線電路
- ・ 電源車～荒浜側緊急用高圧母線～AM 用直流 125V 充電器～直流母線電路
- ・ 軽油タンク
- ・ 軽油タンク出口ノズル・弁
- ・ ホース
- ・ タンクローリ（4kL）

iii. 直流給電車による給電

非常用交流電源設備の故障，所内蓄電式直流電源設備の蓄電池の枯渇により直流設備への給電ができない場合は，直流給電車及び電源車の組み合わせにより直流設備へ給電する手段がある。

直流給電車による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1.14.3 図及び第 1.14.4 図に示す。

- ・ 直流給電車
- ・ 電源車
- ・ 電源車～直流給電車～直流母線電路
- ・ 軽油タンク
- ・ 軽油タンク出口ノズル・弁
- ・ ホース
- ・ タンクローリ（4kL）

(b) 号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保

交流電源及び直流電源の喪失により設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機が起動できない場合は，他号炉の非常用モータ・コントロール・センタから自号炉の非常用モータ・コントロール・センタへ給電することにより非常用ディーゼル発電機の起動に必要な直流電源（制御電源）を確保する手段がある。

号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保で使用する設備は以下のとおり。

・号炉間連絡ケーブル

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

所内蓄電式直流電源設備による給電で使用する設備のうち、直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 A-2，AM 用直流 125V 蓄電池，直流 125V 充電器 A，直流 125V 充電器 A-2，AM 用直流 125V 充電器，直流 125V 蓄電池及び充電器 A～直流母線電路，直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2～直流母線電路及び AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器～直流母線電路は重大事故等対処設備として位置付ける。

常設代替直流電源設備による給電で使用する設備のうち、AM 用直流 125V 蓄電池，AM 用直流 125V 充電器及び AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器～直流母線電路は重大事故等対処設備として位置付ける。

可搬型直流電源設備による給電で使用する設備のうち、電源車，AM 用直流 125V 充電器，電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用直流 125V 充電器～直流母線電路，電源車～AM 用動力変圧器～AM 用直流 125V 充電器～直流母線電路，軽油タンク，軽油タンク出口ノズル・弁，ホース及びタンクローリ（4kL）は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料 1.14.1）

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設

備の故障で直流電源が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・電源車（荒浜側緊急用高圧母線に接続する場合）

容量が小さく、電路の耐震性は確保されていないが、建屋近傍以外の箇所に電源車を接続して直流電源を確保する手段として有効である。

- ・直流給電車

給電開始までに時間を要するが、給電が可能であれば重大事故等の対処に必要な直流電源を確保するための手段として有効である。

- ・号炉間連絡ケーブル

号炉間融通によって確保できる電源の容量は小さく、使用用途及び使用条件が限定されるが、直流電源の喪失が原因で非常用ディーゼル発電機を起動することができない場合において、非常用ディーゼル発電機の起動のために必要な直流電源（制御電源）を確保するための手段として有効である。

c. 代替所内電気設備による対応手段及び設備

(a) 代替所内電気設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備の機能が喪失し、必要な設備へ給電できない場合は、代替所内電

気設備にて電路を確保し，常設代替交流電源設備，第二代代替交流電源設備，号炉間電力融通電気設備又は可搬型代替交流電源設備から給電する手段がある。

なお，非常用所内電気設備及び代替所内電気設備は，重大事故等が発生した場合において，共通要因で同時に機能を喪失することなく，少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性を確保する設計とする。

代替所内電気設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1.14.2 図に示す。

- ・ 緊急用断路器
- ・ 荒浜側緊急用高圧母線
- ・ 大湊側緊急用高圧母線
- ・ 緊急用電源切替箱断路器
- ・ 緊急用電源切替箱接続装置
- ・ AM 用動力変圧器
- ・ AM 用 MCC
- ・ AM 用切替盤
- ・ AM 用操作盤
- ・ 非常用高圧母線 C 系
- ・ 非常用高圧母線 D 系

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

代替所内電気設備による給電で使用する設備のうち，緊急用断路器，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，AM 用動力変圧器，AM 用 MCC，AM 用切替盤，AM 用

操作盤，非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料 1.14.1)

以上の重大事故等対処設備により，設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が機能喪失した場合においても，炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・ 荒浜側緊急用高圧母線を経由する電路，大湊側緊急用高圧母線を経由する電路

耐震性は確保されていないが，健全性が確認できた場合は第一ガスタービン発電機と同等の機能を有する第二ガスタービン発電機を使用した給電が可能となることから，重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

d. 燃料補給のための対応手段及び設備

(a) 燃料補給設備による給油

重大事故等の対処で使用する設備を必要な期間継続して運転させるため，燃料補給設備により給油する手段があ

る。

燃料補給設備による給油で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 軽油タンク
- ・ 軽油タンク出口ノズル・弁
- ・ ホース
- ・ タンクローリ（16kL）
- ・ タンクローリ（4kL）

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

燃料補給設備による給油で使用する設備うち、軽油タンク、軽油タンク出口ノズル・弁、ホース、タンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料 1.14.1）

以上の重大事故等対処設備により、重大事故等の対処で使用する設備の燃料を確保し、必要な期間運転を継続することができる。

e. 手順等

上記「a. 代替電源（交流）による対応手段及び設備」、
「b. 代替電源（直流）による対応手段及び設備」、
「c. 代替所内電気設備による対応手段及び設備」及び「d. 燃料

補給のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転操作手順書（徴候ベース）（以下「EOP」という。），事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）（以下「停止時 EOP」という。），AM 設備別操作手順書及び多様なハザード対応手順に定める（第 1.14.1 表）。

また，重大事故等時に監視が必要となる計器についても整理する（第 1.14.2 表）。

さらに，他の条文にて選定した重大事故等対処設備と本条文にて選定した給電手段との関連性についても整理する。

（添付資料 1.14.4）

1.14.2 重大事故等時の手順

1.14.2.1 代替電源（交流）による対応手順

(1) 代替交流電源設備による給電

- a. 第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電

送電線及び開閉所が破損又は破損する可能性のある大規模自然災害が発生した場合，並びに外部電源及び非常用ディーゼル発電機による給電が見込めない場合に，発電用原子炉及び使用済燃料プールの冷却，原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要な非常用高圧母線 D 系（以下「M/C D 系」という。）の電源を復旧する。原子炉圧力容器への注水に必要な負荷への給電は，M/C D 系を受電することにより電源が供給されるため，M/C D 系受電後は原子炉圧力容器への注水を優先させ，その後に非常用高圧母線 C 系（以下「M/C C 系」という。）へ給電する。M/C C 系受電操作完了後，直流 125V 充電器盤及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。

第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機の起動操作を並行で行い，第一ガスタービン発電機による給電を行う。第一ガスタービン発電機による給電ができない場合は，第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用高圧母線（以下「荒浜側緊急用 M/C」という。）経由）による給電を行う。第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経由）による給電ができない場合は，第二ガスタービン発電機の起動状態が正常で大湊側緊急用高圧母線（以下「大湊側緊急用 M/C」という。）を經由した電路が健全であれば，第二ガスタービン発電機

(大湊側緊急用 M/C 経由) による給電を行う。第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機による給電ができず、号炉間電力融通ケーブルを使用した電力融通ができない場合は、荒浜側緊急用 M/C を経由した電路が健全であれば、電源車(荒浜側緊急用 M/C 経由)による給電を行う。

代替交流電源設備による M/C C 系及び M/C D 系への給電の優先順位は以下のとおり。

1. 第一ガスタービン発電機
2. 第二ガスタービン発電機(荒浜側緊急用 M/C 経由)
3. 第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用 M/C 経由)
4. 号炉間電力融通ケーブル(常設)
5. 号炉間電力融通ケーブル(可搬型)
6. 電源車(荒浜側緊急用 M/C 経由)
7. 電源車(P/C C 系動力変圧器の一次側に接続)
8. 電源車(緊急用電源切替箱接続装置に接続)

なお、優先 4 及び優先 5 の手順については「c. 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C C 系又は M/C D 系受電」にて、優先 7 及び優先 8 の手順については「b. 電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電」にて整備する。

また、上記給電を継続するために第一ガスタービン発電機用燃料タンク、第二ガスタービン発電機用燃料タンク及び電源車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については、「1.14.2.4 燃料の補給手順」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

[第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機の起動並びに M/C C 系及び M/C D 系受電準備開始の判断基準]

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により M/C C 系及び M/C D 系へ給電できない場合。

[第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）による給電の判断基準]

外部電源，非常用ディーゼル発電機及び第一ガスタービン発電機による給電ができない状況において，第二ガスタービン発電機の起動状態が正常であるが，荒浜側緊急用 M/C を経由した電路が使用できない場合。

[電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）による給電の判断基準]

外部電源，非常用ディーゼル発電機，第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブルによる給電ができない状況において，荒浜側緊急用 M/C を経由した電路が健全である場合。

(b) 操作手順

第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.14.5 図及び第 1.14.6 図に，概要図を第 1.14.7 図に，タイムチャートを第 1.14.8 図から第 1.14.11 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に第一ガスタービン発電機による給電準備開始及び M/C D 系、AM 用 MCC 及び M/C C 系受電準備開始を指示する。
- ②緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員に第二ガスタービン発電機による給電準備開始を指示する。
- ③中央制御室運転員 A は、給電準備として第一ガスタービン発電機を起動し、当直副長に報告する。
- ④緊急時対策要員は、第二ガスタービン発電機設置場所及び荒浜側緊急用 M/C 設置場所に到着後、外観点検により第二ガスタービン発電機及び電路の健全性を確認し、給電のための電路を構成する。
- ⑤^a 第一ガスタービン発電機による M/C C 系及び M/C D 系受電の場合
- 中央制御室運転員 B は、受電前準備として M/C D 系、P/C D 系及び AM 用 MCC の負荷の遮断器を「切」とし、動的機器の自動起動防止のためコントロールスイッチ（以下「CS」という。）を「切」又は「切保持」とする。
- ⑤^{b~d} 第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電の場合
- 中央制御室運転員 A 及び B は、受電前準備として M/C D 系、P/C D 系、AM 用 MCC、M/C C 系及び P/C C 系の負荷の遮断器を「切」とし、動的機器の自動起動防止のため CS を「切」又は「切保持」とする。

⑥^a 第一ガスタービン発電機による M/C C 系及び M/C D 系
受電の場合

現場運転員 C 及び D は、M/C D 系及び P/C D 系の受電前
準備として、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器
を「切」とする。

⑥^{b~d} 第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系
及び M/C D 系受電の場合

現場運転員 C 及び D は、M/C D 系、P/C D 系及び AM 用
MCC の負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外
の遮断器を「切」とし、当直副長に M/C D 系の受電準備
完了を報告する。

⑦^a 第一ガスタービン発電機による M/C C 系及び M/C D 系
受電の場合

現場運転員 E 及び F は、M/C D 系及び P/C D 系の機器作
動防止のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断
器を「切」とし、当直副長に M/C D 系の受電準備完了を
報告する。

⑦^{b~d} 第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系
及び M/C D 系受電の場合

現場運転員 E 及び F は、M/C C 系、P/C C 系の負荷抑制
のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を
「切」とし、当直副長に M/C C 系の受電準備完了を報告
する。

⑧ 緊急時対策要員は、第二ガスタービン発電機を起動
後、給電準備完了を緊急時対策本部に報告する。

⑨ 当直副長は、被災状況を確認し、第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機のどちらで給電するかを判断する。

[優先 1. 第一ガスタービン発電機による M/C C 系及び M/C D 系受電の場合]

⑩^a 当直副長は、運転員に第一ガスタービン発電機による給電開始を指示する。

⑪^a 中央制御室運転員 A は、第一ガスタービン発電機から給電するための遮断器を「入」とし、第一ガスタービン発電機から給電が開始されたことを当直副長に報告する。

⑫^a 当直副長は、運転員に M/C D 系の受電開始を指示する。

⑬^a 現場運転員 C 及び D は、M/C D 系緊急用電源母線連絡の遮断器を「入」とし、M/C D 系、P/C D 系、MCC D 系及び AM 用 MCC の受電操作を実施する。

⑭^a 現場運転員 C 及び D は、外観点検により M/C D 系、P/C D 系、MCC D 系及び AM 用 MCC の受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告する。

⑮^a 中央制御室運転員 B は、受電前準備として M/C C 系及び P/C C 系の負荷の遮断器を「切」とし、動的機器の自動起動防止のため CS を「切」又は「切保持」とする。

⑯^a 現場運転員 E 及び F は、M/C C 系、P/C C 系の負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を

「切」とし、当直副長に M/C C 系の受電準備完了を報告する。

⑰^a 当直副長は、運転員に M/C C 系の受電開始を指示する。

⑱^a 現場運転員 E 及び F は、M/C C 系緊急用電源母線連絡の遮断器を「入」とし、M/C C 系、P/C C 系及び MCC C 系の受電操作を実施する。

⑲^a 現場運転員 E 及び F は、外観点検により M/C C 系、P/C C 系及び MCC C 系の受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告し、直流 125V 充電器盤及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。

操作手順については、「1.14.2.2(1)a. 所内蓄電式直流電源設備による給電」の操作手順⑬^a～と同様である。

[優先 2. 第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経由）による M/C C 系及び M/C D 系受電の場合]

⑩^b 当直副長は、運転員に第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経由）による M/C D 系への給電のための電路を構成するよう指示する。

⑪^b 現場運転員 C 及び D は、受電前準備として緊急用電源切替箱断路器にて、M/C D 系への給電のための電路を構成し、当直副長に M/C D 系の受電準備完了を報告する。

⑫^b 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経

由)による M/C D 系への給電を依頼する。

⑬^b 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経由）による給電開始を指示する。

⑭^b 緊急時対策要員は、第二ガスタービン発電機から給電するための遮断器を「入」とし、第二ガスタービン発電機から給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

⑮^b 当直副長は、運転員に M/C D 系の受電開始を指示する。

⑯^b 現場運転員 C 及び D は、M/C D 系緊急用電源母線連絡の遮断器を「入」とし、M/C D 系、P/C D 系、MCC D 系及び AM 用 MCC の受電操作を実施する。

⑰^b 現場運転員 C 及び D は、外観点検により M/C D 系、P/C D 系、MCC D 系及び AM 用 MCC の受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告し、M/C C 系受電準備を開始する。

M/C C 系受電操作手順については、「優先 1. 第一ガスタービン発電機による M/C C 系及び M/C D 系受電の場合」の操作手順⑰^a～⑲^aと同様である。

[優先 3. 第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）による M/C C 系及び M/C D 系受電の場合]

⑩^c 当直副長は、運転員に第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）による M/C D 系への給電のための電

路を構成するよう指示する。

⑪° 現場運転員 C 及び D は，受電前準備として緊急用電源切替箱断路器及び緊急用電源切替箱接続装置 B にて，M/C C 系及び M/C D 系への給電のための電路を構成し，当直副長に M/C C 系及び M/C D 系の受電準備完了を報告する。

⑫° 緊急時対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，緊急時対策要員に第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）による給電準備開始を指示する。

⑬° 緊急時対策要員は，第二ガスタービン発電機設置場所に到着後，外観点検により第二ガスタービン発電機及び電路の健全性を確認し，大湊側緊急用 M/C への給電のための電路を構成する。

⑭° 緊急時対策要員は，大湊側緊急用 M/C 設置場所に到着後，外観点検により大湊側緊急用 M/C 電路の健全性を確認し，第二ガスタービン発電機による給電のための電路を構成し、給電準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。

⑮° 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）による M/C D 系への給電を依頼する。

⑯° 緊急時対策本部は，緊急時対策要員に第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）による給電開始を指示する。

⑰° 緊急時対策要員は，第二ガスタービン発電機から給電

するための遮断器を「入」とし、第二ガスタービン発電機から給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

⑱[°] 当直副長は、運転員に M/C D 系の受電開始を指示する。

⑲[°] 現場運転員 C 及び D は、M/C D 系緊急用電源母線連絡の遮断器を「入」とし、M/C D 系、P/C D 系、MCC D 系及び AM 用 MCC の受電操作を実施する。

⑳[°] 現場運転員 C 及び D は、外観点検により M/C D 系、P/C D 系、MCC D 系及び AM 用 MCC の受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告し、M/C C 系受電準備を開始する。

M/C C 系受電操作手順については、「優先 1. 第一ガスタービン発電機による M/C C 系及び M/C D 系受電の場合」の操作手順⑰^a～⑲^aと同様である。

[優先 6. 電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）による M/C C 系及び M/C D 系受電の場合]

⑩^d 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に M/C D 系受電準備開始を指示する。

⑪^d 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）による M/C D 系への給電準備開始を依頼する。

⑫^d 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）による M/C D 系給電準備開始を指示す

る。

⑬^d 緊急時対策要員は，荒浜側緊急用 M/C 設置場所にて，外観点検により電源車及び電路の健全性を確認し，給電のための電路を構成する。

⑭^d 当直副長は，運転員に電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）による M/C D 系への給電のための電路を構成するよう指示する。

⑮^d 現場運転員 C 及び D は，受電前準備として緊急用電源切替箱断路器にて，M/C D 系への給電のための電路を構成し，当直副長に M/C D 系の受電準備完了を報告する。

⑯^d 緊急時対策要員は，電源車を起動し，給電準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。

⑰^d 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）による M/C D 系への給電を依頼する。

⑱^d 緊急時対策本部は，緊急時対策要員に電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）による給電開始を指示する。

⑲^d 緊急時対策要員は，電源車から給電するための遮断器を「入」とし，電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）から給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

⑳^d 当直副長は，運転員に M/C D 系の受電開始を指示する。

㉑^d 現場運転員 C 及び D は，M/C D 系緊急用電源母線連絡の遮断器を「入」とし，M/C D 系，P/C D 系，MCC D 系及び AM 用 MCC の受電操作を実施する。

⑳^d現場運転員 C 及び D は、外観点検により M/C D 系、P/C D 系、MCC D 系及び AM 用 MCC の受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告し、M/C C 系受電準備を開始する。

M/C C 系受電操作手順については、「優先 1. 第一ガスタービン発電機による M/C C 系及び M/C D 系受電の場合」の操作手順⑰^a～⑲^aと同様である。

(c) 操作の成立性

優先 1 の第一ガスタービン発電機による M/C C 系及び M/C D 系受電操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）及び現場運転員 4 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・第一ガスタービン発電機による給電開始まで 15 分以内で可能である。
- ・第一ガスタービン発電機による M/C D 系受電完了まで 20 分以内で可能である。
- ・第一ガスタービン発電機による M/C C 系受電完了まで 50 分以内で可能である。

また、6 号及び 7 号炉がプラント停止中の運転員の体制においては、当直副長の指揮のもと 1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・第一ガスタービン発電機による給電開始まで 25 分以内

で可能である。

- ・第一ガスタービン発電機による M/C D 系受電完了まで 30 分以内で可能である。
- ・第一ガスタービン発電機による M/C C 系受電完了まで 60 分以内で可能である。

優先 2 の第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経由）による M/C C 系及び M/C D 系受電操作は，1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者），現場運転員 4 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経由）による M/C D 系受電完了まで約 75 分で可能である。
- ・第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経由）による M/C C 系受電完了まで約 80 分で可能である。

優先 3 の第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）による M/C C 系及び M/C D 系受電操作は，1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者），現場運転員 4 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）による M/C D 系受電完了まで約 85 分で可能である。
- ・第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）による M/C C 系受電完了まで約 90 分で可能である。

優先 6 の電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）による M/C C 系及び M/C D 系受電操作は，1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者），現場運転員 4 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）による M/C D 系受電完了まで約 95 分で可能である。
- ・電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）による M/C C 系受電完了まで約 100 分で可能である。

なお，プラント停止中の運転員の体制においては，中央制御室対応は当直副長の指揮のもと中央制御室運転員 1 名にて作業を実施する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

（添付資料 1.14.2-1）

b. 電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電

外部電源，非常用ディーゼル発電機，第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル及び電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）による M/C C 系及び M/C D 系への給電が見込めない場合，電源車を P/C C 系の動力変圧器の一次側又は緊急用電源切替箱接続装置に接続して P/C D 系を受電し，発電用原子炉及び使用済燃料プールの冷却，原子

炉格納容器内の冷却及び除熱に必要なとなる設備の電源を確保する。P/C D系の受電完了後，P/C C系の受電操作を実施し，直流 125V 充電器盤及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。

また，上記給電を継続するために電源車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については，「1.14.2.4 燃料の補給手順」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

外部電源，非常用ディーゼル発電機，第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル及び電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）による給電ができない場合。

(b) 操作手順

電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.14.5 図及び第 1.14.6 図に，概要図を第 1.14.12 図に，タイムチャートを第 1.14.13 図及び第 1.14.14 図に示す。

[優先 7. 電源車（P/C C 系動力変圧器の一次側に接続）による P/C C 系及び P/C D 系受電の場合]

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電準備開始を指示する。

②当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策

本部に電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電準備開始を依頼する。

- ③緊急時対策本部は，緊急時対策要員に電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電準備開始を指示する。
- ④緊急時対策要員は，電源車を原子炉建屋近傍に配置し，電源車から P/C C 系動力変圧器の一次側までの間に電源車のケーブルを敷設する。
- ⑤中央制御室運転員 A 及び B は，受電前準備として M/C D 系，P/C D 系，AM 用 MCC，M/C C 系及び P/C C 系の負荷の遮断器を「切」とし，動的機器の自動起動防止のため CS を「切」又は「切保持」とする。
- ⑥現場運転員 C 及び D は，受電前準備として緊急用電源切替箱断路器にて，電源車による P/C C 系及び P/C D 系への給電のための電路を構成し，M/C D 系，P/C D 系，AM 用 MCC，M/C C 系及び P/C C 系負荷抑制のため，あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を「切」とし，当直副長に P/C C 系及び P/C D 系の受電準備完了を報告する。
- ⑦緊急時対策要員は電源車のケーブルを P/C C 系動力変圧器の一次側に接続するとともに，絶縁抵抗測定により電源車から P/C C 系動力変圧器の一次側までの間の電路の健全性を確認し，受電準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑧緊急時対策本部は，当直長に電源車による給電開始を連絡し，緊急時対策要員に給電開始を指示する。

- ⑨緊急時対策要員は、電源車を起動し、P/C C系動力変圧器の一次側へ給電を開始するとともに、給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑩当直副長は、運転員にM/C C系の受電開始を指示する。
- ⑪中央制御室運転員A及びBは、P/C動力変圧器フィーダ遮断器を「入」とし、M/C C系を受電する。
- ⑫現場運転員C及びDは、外観点検によりM/C C系の受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告する。
- ⑬当直副長は、運転員にM/C D系の受電開始を指示する。
- ⑭現場運転員C及びDは、M/C C系緊急用電源母線連絡の遮断器及びM/C D系緊急用電源母線連絡の遮断器を「入」とし、M/C D系、P/C D系、MCC D系及びAM用MCCの受電操作を実施する。
- ⑮現場運転員C及びDは、外観点検によりM/C D系、P/C D系、MCC D系及びAM用MCCの受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告する。
- ⑯当直副長は、運転員にP/C C系の受電開始を指示する。
- ⑰中央制御室運転員A及びBは、P/C C系受電遮断器を「入」とし、P/C C系及びMCC C系の受電操作を実施する。
- ⑱現場運転員C及びDは、外観点検によりP/C C系及びMCC C系の受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告する。

[優先 8. 電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）による P/C C 系及び P/C D 系受電の場合]

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電準備開始を指示する。
- ②当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電準備開始を依頼する。
- ③緊急時対策本部は，緊急時対策要員に電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電準備開始を指示する。
- ④緊急時対策要員は，電源車を原子炉建屋近傍に配置し，電源車から緊急用電源切替箱接続装置までの間に電源車のケーブルを敷設する。
- ⑤中央制御室運転員 A 及び B は，受電前準備として M/C D 系，P/C D 系，AM 用 MCC，M/C C 系及び P/C C 系の負荷の遮断器を「切」とし，動的機器の自動起動防止のため CS を「切」又は「切保持」とする。
- ⑥現場運転員 C 及び D は，受電前準備として緊急用電源切替箱断路器にて，電源車による P/C C 系及び P/C D 系への給電のための電路を構成し，M/C D 系，P/C D 系，AM 用 MCC，M/C C 系及び P/C C 系負荷抑制のため，あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を「切」とし，当直副長に P/C C 系及び P/C D 系の受電準備完了を報告する。
- ⑦緊急時対策要員は電源車のケーブルを緊急用電源切替

箱接続装置（非常用 M/C 連絡側）に接続するとともに、絶縁抵抗測定により電源車から緊急用電源切替箱接続装置（非常用 M/C 連絡側）までの間の電路の健全性を確認し、受電準備完了を緊急時対策本部に報告する。

⑧緊急時対策本部は、当直長に電源車による給電開始を連絡し、緊急時対策要員に給電開始を指示する。

⑨緊急時対策要員は、電源車を起動し、緊急用電源切替箱接続装置（非常用 M/C 連絡側）へ給電を開始するとともに、給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

⑩当直副長は、運転員に M/C D 系の受電開始を指示する。

⑪現場運転員 C 及び D は、M/C D 系緊急用電源母線連絡の遮断器を「入」とし、M/C D 系、P/C D 系、MCC D 系及び AM 用 MCC の受電操作を実施する。

⑫現場運転員 C 及び D は、外観点検により M/C D 系、P/C D 系、MCC D 系及び AM 用 MCC の受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告する。

⑬当直副長は、運転員に M/C C 系の受電開始を指示する。

⑭現場運転員 C 及び D は、M/C C 系緊急用電源母線連絡の遮断器を「入」とし、M/C C 系、P/C C 系及び MCC C 系の受電操作を実施する。

⑮現場運転員 C 及び D は、外観点検により M/C C 系、P/C C 系及び MCC C 系の受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

優先 7 の電源車（P/C C 系動力変圧器の一次側に接続）による P/C C 系及び P/C D 系受電操作は，1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者），現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから電源車（P/C C 系動力変圧器の一次側に接続）による P/C C 系及び P/C D 系受電完了まで約 5 時間 40 分で可能である。

優先 8 の電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）による P/C C 系及び P/C D 系受電操作は，1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者），現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）による P/C C 系及び P/C D 系受電完了まで約 4 時間 45 分で可能である。

電源車から非常用電源盤間に敷設する電源車のケーブルのうち，原子炉建屋内に敷設する電源車のケーブルは，原子炉建屋内の位置的分散を図った 2 箇所にも常設配備されており，一方の電源車のケーブルが使用不能である場合においても他方の電源車のケーブルを使用して敷設することが可能である。

このうち 1 つの電源車のケーブルについては，原子炉建屋内の電源車配置位置近傍から非常用電源盤室内まで常時敷設されており，円滑に電源車から非常用電源盤間に敷設することが可能である。

また、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備するとともに、暗闇でも視認性が向上するように操作対象遮断器の識別表示を行う。室温は通常運転時と同程度である。

電源車はプラント監視機能等を維持する上で必要な最低限度の電力を供給する。プラントの被災状況に応じて使用可能な設備の電源を供給する。

(添付資料 1.14.2-2)

c. 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C C 系又は M/C D 系受電

当該号炉で外部電源、非常用ディーゼル発電機、第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機による給電ができない場合において、号炉間電力融通ケーブル（常設）又は号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用して他号炉の緊急用電源切替箱断路器から当該号炉の M/C C 系又は M/C D 系までの電路を構成し、他号炉から給電することにより、発電用原子炉及び使用済燃料プールの冷却、原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要となる設備の電源を復旧する。

また、他号炉で全交流動力電源が喪失し、当該号炉の電源が確保されている場合は、同様の手段により当該号炉から他号炉へ給電することが可能である。

なお、コントロール建屋内に配備する号炉間電力融通ケーブル（常設）が使用できない場合は、荒浜側高台保管場所に配備する号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用して電力

融通を行う。

(a) 手順着手の判断基準

当該号炉で外部電源，非常用ディーゼル発電機，第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機による給電ができない状況において，他号炉の非常用ディーゼル発電機 A 系又は非常用ディーゼル発電機 B 系が健全で電力融通が可能な場合。

(b) 操作手順

号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C C 系又は M/C D 系受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.14.5 図及び第 1.14.6 図に，概要図を第 1.14.15 図に，タイムチャートを第 1.14.16 図に示す。

[優先 4. 号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した M/C C 系又は M/C D 系受電の場合]

[優先 5. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した M/C C 系又は M/C D 系受電の場合]

（本手順は，当該号炉で全交流動力電源が喪失した状況において，他号炉の非常用ディーゼル発電機 A 系から号炉間電力融通ケーブルを使用して当該号炉の M/C C 系又は M/C D 系へ給電する操作手順を示す。）

①^{ab} 当該号炉の当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，当該号炉及び他号炉の運転員に号炉間電力融通ケーブルを使用した他号炉の非常用ディーゼル発電機 A 系

による当該号炉の M/C C 系又は M/C D 系の受電準備開始を指示する。

- ②^{ab} 当直長は、当該号炉の当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に号炉間電力融通ケーブルの敷設及び電路構成を依頼する。
- ③^{ab} 緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員及び当直長に号炉間電力融通ケーブルを使用した非常用ディーゼル発電機 A 系からの電力融通の準備開始を指示する。
- ④^{ab} 他号炉の中央制御室運転員 a 及び b は、非常用ディーゼル発電機 A 系の負荷の切替え及び非常用ディーゼル発電機 A 系の運転継続に不要な負荷の停止操作を実施し、他号炉の当直副長に給電準備完了を報告する。
- ⑤^{ab} 他号炉の現場運転員 c 及び d は非管理区域にて、他号炉の現場運転員 e 及び f は管理区域にて、非常用ディーゼル発電機 A 系の負荷の切替え及び非常用ディーゼル発電機 A 系の運転継続に不要な負荷の停止操作を実施後、他号炉の現場運転員 c 及び d は緊急用電源切替箱断路器にて号炉間電力融通ケーブル接続のための電路構成を実施し、他号炉の当直副長に給電準備完了を報告する。
- ⑥^{ab} 当該号炉の中央制御室運転員 A 及び B 並びに当該号炉の現場運転員 C 及び D は、M/C C 系又は M/C D 系受電前準備として関連遮断器の「切」又は「切確認」を実施し、当該号炉の当直副長に受電準備完了を報告する。

- ⑦^a 号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用する場合
- 緊急時対策要員は，当該号炉及び他号炉の緊急用電源切替箱断路器間に号炉間電力融通ケーブル（常設）を敷設する。
- ⑦^b 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用する場合
- 緊急時対策要員は，当該号炉及び他号炉の緊急用電源切替箱断路器間に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を敷設する。
- ⑧^{ab} 緊急時対策要員は，当該号炉及び他号炉の緊急用電源切替箱内の断路器が全て開放されていることを確認し，断路器（第一ガスタービン発電機側）に接続されたケーブルを解線する。
- ⑨^{ab} 緊急時対策要員は，当該号炉及び他号炉の緊急用電源切替箱断路器（第一ガスタービン発電機側）に号炉間電力融通ケーブルを接続するとともに，絶縁抵抗測定により電路の健全性を確認する。
- ⑩^{ab} 緊急時対策要員は，当該号炉及び他号炉の緊急用電源切替箱断路器にて号炉間電力融通のための電路を構成する。
- ⑪^{ab} 緊急時対策要員は，号炉間電力融通ケーブルによる電力融通の準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。また，緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑫^{ab} 当該号炉の当直副長は，当該号炉及び他号炉の運転員に号炉間電力融通ケーブルを使用した非常用ディーゼル発電機 A 系による M/C C 系又は M/C D 系の受電開始を

指示する。

⑬^{ab} 他号炉の現場運転員 c 及び d は，他号炉の M/C C 系緊急用電源母線連絡の遮断器「入」にて当該号炉への給電を開始する。

⑭^{ab} 当該号炉の当直副長は，当該号炉の運転員に非常用ディーゼル発電機 A 系からの M/C C 系又は M/C D 系の受電開始を指示する。

M/C C 系又は M/C D 系受電手順については，「a. 第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電」の操作手順⑫^a～と同様である。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，当該号炉及び他号炉の中央制御室運転員各 2 名（操作者及び確認者）の計 4 名，当該号炉の現場運転員 2 名，他号炉の現場運転員 4 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・優先 4 のコントロール建屋（緊急用電源切替箱断路器近傍）の号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用する場合，M/C C 系又は M/C D 系の受電完了まで約 1 時間 55 分で可能である。
- ・優先 5 の屋外（荒浜側高台保管場所）の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用する場合，M/C C 系又は M/C D 系の受電完了まで約 4 時間 5 分で可能である。

なお、号炉間電力融通ケーブルについては、コントロール建屋（緊急用電源切替箱断路器近傍）と屋外（荒浜側高台保管場所）に配備されており、円滑に6号及び7号炉間にケーブルを敷設することが可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

（添付資料 1.14.2-3）

1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順

(1) 代替直流電源設備による給電

a. 所内蓄電式直流電源設備による給電

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル及び電源車による交流電源の復旧ができない場合、直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池から、24時間以上にわたり直流母線へ給電する。

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失後、充電器を経由した直流母線（直流125V主母線盤）への給電から、直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池B、直流125V蓄電池C及び直流125V蓄電池Dによる直流母線（直流125V主母線盤）への給電に自動で切り替わることを確認する。全交流動力電源喪失から8時間経過するまでに、直流125V蓄電池Aから直流125V蓄電池A-2による給電に切り替え、その後、直流125V蓄電池Aの延命のため、直流125V主母線盤の不要な負荷の切離しを実施する。さらに全交流動力電源喪失から19時間経過

するまでに、直流 125V 蓄電池 A-2 から AM 用直流 125V 蓄電池による給電に切り替えることで、24 時間以上にわたり直流母線へ給電する。

所内蓄電式直流電源設備から直流母線へ給電している 24 時間以内に、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車により P/C C 系及び P/C D 系を受電し、その後、直流 125V 充電器盤 A、直流 125V 充電器盤 B、直流 125V 充電器盤 A-2、AM 用 125V 充電器盤を受電して直流電源の機能を回復させる。なお、蓄電池を充電する際は水素ガスが発生するため、蓄電池室の換気を確保した上で蓄電池の回復充電を実施する。また、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C C 系及び P/C D 系の受電完了後は、中央制御室監視計器 C 系及び D 系の復旧を行う。

(a) 手順着手の判断基準

[直流 125V 蓄電池 A、直流 125V 蓄電池 B、直流 125V 蓄電池 C 及び直流 125V 蓄電池 D による給電の判断基準]

全交流動力電源喪失により、直流 125V 充電器 A、直流 125V 充電器 B、直流 125V 充電器 C 及び直流 125V 充電器 D の交流入力電源の喪失が発生した場合。

[直流 125V 蓄電池 A から直流 125V 蓄電池 A-2 への切替えの判断基準]

全交流動力電源喪失後、8 時間以内に第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケー

ブル若しくは電源車による給電操作が完了する見込みがない場合又は直流 125V 蓄電池 A の電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合。

[直流 125V 蓄電池 A-2 から AM 用直流 125V 蓄電池への切替えの判断基準]

全交流動力電源喪失後，19 時間以内に第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル若しくは電源車による給電操作が完了する見込みがない場合又は直流 125V 蓄電池 A-2 の電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合。

[直流 125V 充電器盤 A，B，A-2，AM 用直流 125V 充電器盤の受電及び中央制御室監視計器 C 系及び D 系の復旧の判断基準]

全交流動力電源喪失時に，第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による給電により，P/C C 系及び P/C D 系の受電が完了している場合。

(b) 操作手順

所内蓄電式直流電源設備による給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.14.5 図及び第 1.14.6 図に，概要図を第 1.14.17 図から第 1.14.20 図に，タイムチャートを第 1.14.21 図から第 1.14.26 図に示す。なお，直流 125V 蓄電池 B，直流 125V 蓄電池 C 及び直流 125V 蓄電池 D による給電手順については，「1.14.2.5(2) 非常用直流電源

設備による給電」にて整備する。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に直流 125V 蓄電池 A による給電が開始されたことの確認を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、直流 125V 充電器 A による給電が停止したことを M/C C 系電圧にて確認し、直流 125V 蓄電池 A による給電が開始され、直流 125V 主母線盤 A 電圧指示値が規定電圧であることを確認する。
- ③当直副長は、全交流動力電源喪失から 8 時間経過するまでに切替えを完了するよう、運転員に直流 125V 蓄電池 A から直流 125V 蓄電池 A-2 への切替えを指示する。なお、直流 125V 蓄電池 A の電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合は、経過時間によらず、直流 125V 蓄電池 A から直流 125V 蓄電池 A-2 への切替えを指示する。
- ④中央制御室運転員 A 及び B は、切替え操作の時間的裕度を確保するため、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位高（レベル 8）近傍まで上昇させた後、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- ⑤現場運転員 C 及び D は、全交流動力電源喪失から 8 時間経過するまでに、直流 125V 蓄電池 A による給電から直流 125V 蓄電池 A-2 による給電への切替え操作を実施後、コントロール建屋地下 1 階計測制御電源盤区分 I 室（非管理区域）の直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧指示値が規定電圧であることを確認し、切替え完了を当

直副長に報告する。

- ⑥中央制御室運転員 A 及び B は，原子炉隔離時冷却系を再起動する。
- ⑦現場運転員 C 及び D は，直流 125V 蓄電池 A の延命処置として炉心監視及び直流照明を除く直流負荷の切離しを実施する。
- ⑧当直副長は，全交流動力電源喪失から 19 時間経過するまでに切替えを完了するよう，運転員に直流 125V 蓄電池 A-2 から AM 用直流 125V 蓄電池への切替えを指示する。なお，直流 125V 蓄電池 A-2 電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合は，経過時間によらず，直流 125V 蓄電池 A-2 から AM 用直流 125V 蓄電池への切替えを指示する。
- ⑨中央制御室運転員 A 及び B は，切替え操作の時間的裕度を確保するため，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位高（レベル 8）近傍まで上昇させた後，原子炉隔離時冷却系を停止する。
- ⑩現場運転員 C 及び D は，全交流動力電源喪失から 19 時間経過するまでに，AM 用直流 125V 充電器盤内の遮断器を「入」操作し，直流 125V 蓄電池 A-2 による給電から AM 用直流 125V 蓄電池による給電への切替え操作を実施する。原子炉建屋地上 4 階北側通路（非管理区域）の AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧指示値が規定電圧であることを確認し，切替え完了を当直副長に報告する。

⑪ 中央制御室運転員 A 及び B は，原子炉隔離時冷却系を再起動する。

⑫ 当直副長は，蓄電池による給電開始から 24 時間経過するまでに第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C C 系及び P/C D 系の受電が完了したことを確認し，運転員に交流電源による直流 125V 充電器盤の受電開始を指示する。

⑬^a 直流 125V 充電器盤 A 受電の場合

当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，他号炉の非常用ディーゼル発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し，C/B 計測制御電源盤区域(A)排風機及び直流 125V 充電器盤 A が使用可能か確認する。

⑭^a 現場運転員 C 及び D は，直流 125V 充電器盤 A 及び C/B 計測制御電源盤区域(A)排風機の復旧のため，MCC C 系の受電操作を実施する。

⑮^a 中央制御室運転員 A 及び B は，直流 125V 充電器盤 A バッテリー室において，蓄電池充電時の水素ガス滞留防止のため，C/B 計測制御電源盤区域(A)排風機を起動し，バッテリー室の換気を実施する。

⑯^a 当直副長は，運転員に直流 125V 充電器盤 A の受電開始を指示する。

⑰^a 現場運転員 C 及び D は，直流 125V 充電器盤 A の充電器

運転開閉器を「入」操作し，コントロール建屋地下1階計測制御電源盤区分I室（非管理区域）の直流125V充電器盤A充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認する。

⑱^a 中央制御室運転員Bは，直流125V充電器盤Aの運転が開始されたことを直流125V主母線盤A電圧指示値が規定電圧であることにより確認するとともに，当直副長に報告する。

⑲^a 中央制御室監視計器C系及びD系の復旧

当直副長は，P/C C系及びP/C D系復旧完了後，運転員に中央制御室監視計器の復旧開始を指示する。

⑳^a 現場運転員C及びDは，MCC C系の受電操作又は受電確認を実施し，中央制御室監視計器電源が復旧されたことを確認する。

㉑^a 現場運転員C及びDは，MCC D系の受電操作又は受電確認を実施し，中央制御室監視計器電源が復旧されたことを確認する。

㉒^a 中央制御室運転員A及びBは，中央制御室にて中央制御室監視計器が復旧されたことを状態表示にて確認し，中央制御室裏盤（制御盤）異常表示ランプのリセット操作を実施する。

⑬^b 直流125V充電器盤B受電の場合

当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発

電機，他号炉の非常用ディーゼル発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し，C/B 計測制御電源盤区域(B)排風機及び直流 125V 充電器盤 B が使用可能か確認する。

⑭^b 現場運転員 C 及び D は，直流 125V 充電器盤 B 及び C/B 計測制御電源盤区域(B)排風機の復旧のため，MCC D 系の受電操作又は受電確認を実施する。

⑮^b 中央制御室運転員 A 及び B は，直流 125V 充電器盤 B バッテリー室において蓄電池充電時の水素ガス滞留防止のため，C/B 計測制御電源盤区域(B)排風機を起動し，バッテリー室の換気を実施する。

⑯^b 当直副長は，運転員に直流 125V 充電器盤 B の受電開始を指示する。

⑰^b 現場運転員 C 及び D は直流 125V 充電器盤 B の充電器運転開閉器を「入」操作し，コントロール建屋地下 1 階計測制御電源盤区分Ⅱ室（非管理区域）の直流 125V 充電器盤 B 充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認する。

⑱^b 中央制御室運転員 B は，直流 125V 充電器盤 B の運転が開始され，直流 125V 主母線盤 B 電圧指示値が規定電圧であることを確認する。

直流 125V 充電器盤 B 受電完了後，中央制御室監視計器の復旧操作を実施する。

操作手順については，「直流 125V 充電器盤 A 受電の場合」の操作手順⑲^a～⑳^aと同様である。

⑬° 直流 125V 充電器盤 A-2 受電の場合

当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、他号炉の非常用ディーゼル発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し、C/B 計測制御電源盤区域(A)排風機及び直流 125V 充電器盤 A-2 が使用可能か確認する。

⑭° 現場運転員 C 及び D は、直流 125V 充電器盤 A-2 及び C/B 計測制御電源盤区域(A)排風機の復旧のため、MCC C 系の受電操作を実施する。

⑮° 中央制御室運転員 A 及び B は、直流 125V 充電器盤 A-2 バッテリー室において蓄電池充電時の水素ガス滞留防止のため、C/B 計測制御電源盤区域(A)排風機を起動し、バッテリー室の換気を実施する。

⑯° 当直副長は、運転員に直流 125V 充電器盤 A-2 の受電開始を指示する。

⑰° 現場運転員 C 及び D は、直流 125V 充電器盤 A-2 の充電器運転開閉器を「入」操作し、コントロール建屋地下 1 階計測制御電源盤区分 I 室（非管理区域）の直流 125V 充電器盤 A-2 充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認する。

直流 125V 充電器盤 A-2 受電完了後、中央制御室監視計器の復旧操作を実施する。

操作手順については、「直流 125V 充電器盤 A 受電の場合」の操作手順⑲^a～⑳^aと同様である。

⑬^d AM用直流 125V 充電器盤受電の場合

当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，他号炉の非常用ディーゼル発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し，D/G(A)/Z 排風機及び AM 用直流 125V 充電器盤が使用可能か確認する。

⑭^d 現場運転員 C 及び D は，AM 用直流 125V 充電器盤及び D/G(A)/Z 排風機の復旧のため，MCC C 系の受電操作を実施する。

⑮^d 中央制御室運転員 A 及び B は，AM 用直流 125V 充電器盤バッテリー室において蓄電池充電時の水素ガス滞留防止のため，D/G(A)/Z 排風機を起動し，バッテリー室の換気を実施する。

⑯^d 当直副長は，運転員に AM 用直流 125V 充電器盤の受電開始を指示する。

⑰^d 現場運転員 C 及び D は，AM 用直流 125V 充電器盤の充電器運転開閉器を「入」操作し，原子炉建屋地上 4 階北側通路（非管理区域）の AM 用直流 125V 充電器盤充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認する。

AM 用直流 125V 充電器盤受電完了後，中央制御室監視計器の復旧操作を実施する。

操作手順については，「直流 125V 充電器盤 A 受電の場合」の操作手順⑲^a～⑳^aと同様である。

(c) 操作の成立性

直流 125V 蓄電池による給電は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名にて直流母線（直流 125V 主母線盤）へ自動で給電されることを確認する。中央制御室での電圧確認であるため、速やかに対応できる。

所内蓄電式直流電源設備による給電操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・ 直流 125V 蓄電池 A から直流 125V 蓄電池 A-2 受電切替え完了まで 20 分以内、不要負荷切離し操作は約 60 分で可能である。
- ・ 直流 125V 蓄電池 A-2 から AM 用直流 125V 蓄電池受電切替え完了は 25 分以内で可能である。
- ・ 直流 125V 充電器盤 A 受電完了まで約 40 分で可能である。
- ・ 直流 125V 充電器盤 B 受電完了まで約 40 分で可能である。
- ・ 直流 125V 充電器盤 A-2 受電完了まで約 40 分で可能である。
- ・ AM 用直流 125V 充電器盤受電完了まで約 35 分で可能である。
- ・ 中央制御室監視計器 C 系及び D 系復旧まで約 50 分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、

照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料 1.14.2-4)

b. 可搬型直流電源設備による給電

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時に、所内蓄電式直流電源設備による給電ができない場合に、可搬型直流電源設備（電源車及び AM 用直流 125V 充電器）により直流電源を必要な機器に給電する。

可搬型直流電源設備による給電（電源車による AM 用 MCC 及び AM 用直流 125V 充電器盤への給電）の優先順位は以下のとおり。

1. 電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）
2. 電源車（AM 用動力変圧器に接続）
3. 電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）

また、上記給電を継続するために電源車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については、「1.14.2.4 燃料の補給手順」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失後、24 時間以内に第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車による給電操作が完了する見込みがない場合。

(b) 操作手順

可搬型直流電源設備による給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.14.5 図及び第 1.14.6 図に、概要図を第 1.14.27 図及び第 1.14.28 図に、タイムチャートを第 1.14.29 図から第 1.14.31 図に示す。

なお、電源車による AM 用 MCC 受電の操作手順については「1.14.2.3(1)a. 第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機, 号炉間電力融通ケーブル又は電源車による AM 用 MCC 受電」の操作手順と同様であるため、当該手順を実施後、本手順の操作を開始する。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に電源車による AM 用直流 125V 充電器盤への給電準備開始を指示する。
- ②緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員に電源車による AM 用直流 125V 充電器盤への給電準備開始を指示する。
- ③運転員及び緊急時対策要員は、AM 用直流 125V 充電器盤の受電に先立ち、「1.14.2.3(1)a. 第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機, 号炉間電力融通ケーブル又は電源車による AM 用 MCC 受電」の操作手順にて AM 用 MCC の受電を実施する。
- ④現場運転員 C 及び D は、仮設ケーブル接続のため AM 用 MCC の負荷「AM 用直流 125V 充電器盤電源切替盤」の遮断器を「切」とする。
- ⑤緊急時対策要員は、AM 用直流 125V 充電器盤電源切替盤から D/G(A)/Z 排風機に仮設ケーブルを敷設する。

- ⑥緊急時対策要員は，AM用直流125V充電器盤電源切替盤からD/G(A)/Z排風機に仮設ケーブルを接続するとともに，絶縁抵抗測定によりAM用MCCからD/G(A)/Z排風機までの間の電路の健全性を確認し，仮設ケーブル接続完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑦現場運転員C及びDは，AM用MCCの負荷「AM用直流125V充電器盤電源切替盤」の遮断器を「入」とした後，AM用切替盤(DC)にて「AM用発電機」及び「AM用MCC」の遮断器を「入」とし，D/G(A)/Z排風機を起動し，AM用直流125V蓄電池室が換気されたことを確認する。
- ⑧現場運転員C及びDは，AM用直流125V充電器盤にて充電器運転開閉器を「切」操作し，「MCC C系」から「AM用MCC」へ受電切替えを実施する。
- ⑨当直副長は，運転員にAM用MCCからAM用直流125V充電器盤への給電開始を指示する。
- ⑩現場運転員C及びDは，AM用直流125V充電器盤の充電器運転開閉器を「入」操作し，原子炉建屋地上4階北側通路（非管理区域）のAM用直流125V充電器盤充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者），現場運転員2名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから

の所要時間は以下のとおり。

優先 1 の電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）による AM 用直流 125V 充電器盤の受電完了まで約 3 時間 55 分で可能である。

優先 2 の電源車（AM 用動力変圧器に接続）による AM 用直流 125V 充電器盤の受電完了まで約 7 時間 35 分で可能である。

優先 3 の電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）による AM 用直流 125V 充電器盤の受電完了まで約 6 時間 50 分で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

（添付資料 1.14.2-5）

c. 直流給電車による直流 125V 主母線盤 A への給電

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時，所内蓄電式直流電源設備が機能喪失した場合で，かつ可搬型直流電源設備（電源車，AM 用直流 125V 充電器）による直流電源の給電ができない場合に，直流給電車を直流 125V 主母線盤 A に接続し，直流電源を給電する。

また，上記給電を継続するために電源車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については，「1.14.2.4 燃料の補給手順」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失後，24 時間以内に第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による給電操作が完了する見込みがない場合において，可搬型直流電源設備による給電ができない場合。

(b) 操作手順

直流給電車による直流 125V 主母線盤 A への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.14.5 図及び第 1.14.6 図に，概要図を第 1.14.32 図に，タイムチャートを第 1.14.33 図に示す。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に直流給電車による直流 125V 主母線盤 A への給電準備開始を指示する。
- ②当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に直流給電車による直流 125V 主母線盤 A への給電準備開始を依頼する。
- ③緊急時対策本部は，緊急時対策要員に直流給電車による非常用直流母線（直流 125V 主母線盤 A）への給電開始を指示する。
- ④現場運転員 C 及び D は，直流給電車による直流 125V 主母線盤 A への給電前準備のため非常用直流母線（直流 125V 主母線盤 A）の負荷の遮断器を「切」とし，当直副長に非常用直流母線（直流 125V 主母線盤 A）への給電前準備完了を報告する。

- ⑤緊急時対策要員は，コントロール建屋に到着後，電路の健全性確認を行う。
- ⑥緊急時対策要員は，直流給電車による非常用直流母線（直流 125V 主母線盤 A）への給電準備として直流電路の回路構成，電源車及び直流給電車の起動準備を行い，緊急時対策本部に起動準備完了を報告する。
- ⑦緊急時対策本部は，当直長に直流給電車による非常用直流母線（直流 125V 主母線盤 A）への給電開始を連絡し，緊急時対策要員に電源車の起動及び直流給電車による非常用直流母線（直流 125V 主母線盤 A）への給電開始を指示する。
- ⑧緊急時対策要員は，電源車の起動後，直流給電車による非常用直流母線（直流 125V 主母線盤 A）への給電操作を実施する。
- ⑨現場運転員 C 及び D は，外観点検により非常用直流母線（直流 125V 主母線盤 A）への給電状態に異常がないことを確認後，当直副長に報告する。
- ⑩中央制御室運転員 B は，非常用直流母線（直流 125V 主母線盤 A）への給電が開始されたことを直流 125V 主母線盤 A 電圧指示値の上昇により確認するとともに，当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した

場合，作業開始を判断してから直流給電車による直流 125V 主母線盤 A への給電完了まで約 12 時間 10 分で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料 1.14.2-6)

(2) 常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保

a. AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時に，M/C C 系への給電のため，AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A への給電を実施し，M/C C 系緊急用電源母線連絡の遮断器の制御電源を確保する。

(a) 手順着手の判断基準

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時，AM 用直流 125V 蓄電池の電圧が規定電圧である場合で，第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による M/C C 系への給電が可能となった場合。

(b) 操作手順

AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.14.5 図及び第 1.14.6 図に，概要図を第 1.14.34 図に，タイムチャートを第 1.14.35 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電準備開始を指示する。
- ②現場運転員 C 及び D は、直流 125V 主母線盤 A の負荷抑制として、直流 125V 主母線盤 A にて M/C C 系遮断器制御電源以外の負荷の MCCB を「切」とする。
- ③現場運転員 C 及び D は、AM 用直流 125V 蓄電池から直流 125V 蓄電池 A へ放電させないために、直流 125V 蓄電池 A の遮断器を開放する。
- ④当直副長は、運転員に AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A の受電開始を指示する。
- ⑤現場運転員 C 及び D は、125V 同時投入防止用切替盤にて直流 125V 主母線盤 A の MCCB を「入」とし、直流 125V 主母線盤 A 受電を実施する。
- ⑥現場運転員 C 及び D は、原子炉建屋地上 4 階北側通路（非管理区域）の AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧指示値を確認する。
- ⑦中央制御室運転員 B は、受電操作に異常のないことを直流 125V 主母線盤 A 電圧により確認する。
- ⑧当直副長は、運転員に M/C C 系の受電操作開始を指示する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判

断してから直流 125V 主母線盤 A 受電完了まで 25 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料 1.14.2-7)

b. 常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 B 受電

外部電源，非常用ディーゼル発電機及び常設直流電源喪失後，第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による給電が可能な場合，M/C D 系を受電後，直流 125V 充電器盤 B から直流 125V 主母線盤 B へ給電し，遮断器の制御電源を確保する。

なお，M/C D 系の受電時は，緊急用電源母線連絡の遮断器の制御電源が喪失していることから，手動にて遮断器を投入後，受電操作を実施する。

なお，給電手段，電路構成及び M/C D 系受電前準備については「1.14.2.1(1)a. 第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電」，「1.14.2.1(1)b. 電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電」及び「1.14.2.1(1)c. 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C C 系又は M/C D 系受電」と同様である。

代替交流電源設備による M/C D 系への給電の優先順位は以下のとおり。

1. 第一ガスタービン発電機
2. 第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経由）

3. 第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）
4. 号炉間電力融通ケーブル（常設）
5. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）
6. 電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）
7. 電源車（P/C C 系動力変圧器の一次側に接続）
8. 電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）

優先 7 による直流 125V 主母線盤 B 受電操作の場合は M/C C 系から M/C D 系へ給電するため、M/C C 系の遮断器の制御電源を確保し、電路構成を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

直流 125V 主母線盤 B の電圧が喪失した場合で、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車のいずれかの手段による M/C D 系への給電のための電路構成、M/C D 系受電前準備及び起動操作が完了している場合。

(b) 操作手順

常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 B 受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.14.5 図及び第 1.14.6 図に、概要図を第 1.14.36 図及び第 1.14.37 図に、タイムチャートを第 1.14.38 図から第 1.14.42 図に示す。

なお、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車のいずれかの手段

による M/C D 系への給電のための電路構成，M/C D 系受電前準備及び起動操作については「1.14.2.1(1)a. 第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電」，「1.14.2.1(1)b. 電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電」又は「1.14.2.1(1)c. 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C C 系又は M/C D 系受電」の操作手順にて実施し，その後，本手順を実施する。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に直流 125V 主母線盤 B 受電準備開始を指示する。
- ②現場運転員 C 及び D は，バッテリー室換気のための空調機電源が確保できないため，直流 125V 蓄電池 B の遮断器を開放する。
- ③現場運転員 C 及び D は，M/C D 系受電操作前に M/C D 系緊急用電源母線連絡の遮断器を手動操作にて「入」とし，当直副長に M/C D 系の受電準備完了を報告する。

[優先 1. 第一ガスタービン発電機による直流 125V 主母線盤 B 受電の場合]

- ④^a 当直副長は，第一ガスタービン発電機による給電が可能な場合は，運転員に M/C D 系への給電開始を指示する。
- ⑤^a 中央制御室運転員 A 及び B は，第一ガスタービン発電機から M/C D 系へ給電するための遮断器を「入」とし，第一ガスタービン発電機から給電が開始されたことを当直副長に報告する。

⑥^a 現場運転員 C 及び D は、外観点検により M/C D 系、P/C D 系、MCC D 系及び AM 用 MCC の受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告する。

⑦^a 現場運転員 C 及び D は、直流 125V 充電器盤 B を受電するための MCC を「入」とし、直流 125V 充電器盤 B の運転を開始する。

⑧^a 中央制御室運転員 B は、直流 125V 主母線盤 B が受電されたことを直流 125V 主母線盤 B 電圧指示値が規定電圧であることにより確認する。

[優先 2. 第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経由）による直流 125V 主母線盤 B 受電の場合]

④^b 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経由）による給電が可能な場合は、緊急時対策本部に M/C D 系への給電開始を依頼する。

⑤^b 緊急時対策要員は、第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経由）から M/C D 系へ給電するための遮断器を「入」とし、第二ガスタービン発電機から給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

⑥^b 現場運転員 C 及び D は、外観点検により M/C D 系、P/C D 系、MCC D 系及び AM 用 MCC の受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告する。

⑦^b 現場運転員 C 及び D は、直流 125V 充電器盤 B を受電するための MCC を「入」とし、直流 125V 充電器盤 B の運転

を開始する。

- ⑧^b 中央制御室運転員 B は、直流 125V 主母線盤 B が受電されたことを直流 125V 主母線盤 B 電圧指示値が規定電圧であることにより確認する。

[優先 3. 第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）による直流 125V 主母線盤 B 受電の場合]

- ④^c 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）による給電が可能な場合は、緊急時対策本部に M/C D 系への給電開始を依頼する。

- ⑤^c 緊急時対策要員は、第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）から M/C D 系へ給電するための遮断器を「入」とし、第二ガスタービン発電機から給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

- ⑥^c 現場運転員 C 及び D は、外観点検により M/C D 系、P/C D 系、MCC D 系及び AM 用 MCC の受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告する。

- ⑦^c 現場運転員 C 及び D は、直流 125V 充電器盤 B を受電するための MCC を「入」とし、直流 125V 充電器盤 B の運転を開始する。

- ⑧^c 中央制御室運転員 B は、直流 125V 主母線盤 B が受電されたことを直流 125V 主母線盤 B 電圧指示値が規定電圧であることにより確認する。

[優先 4. 号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した直流 125V 主母線盤 B 受電の場合]

- ④^d 当該号炉の当直副長は，号炉間電力融通ケーブル（常設）による電力融通が可能な場合は，当該号炉及び他号炉の運転員に M/C D 系への電力融通開始を指示する。
- ⑤^d 他号炉の現場運転員 c 及び d は，M/C D 系緊急用電源母線連絡の遮断器を「入」とし，号炉間電力融通ケーブル（常設）による電力融通を開始する。
- ⑥^d 当該号炉の現場運転員 C 及び D は，外観点検により M/C D 系，P/C D 系，MCC D 系及び AM 用 MCC の受電状態に異常がないことを確認後，当該号炉の当直副長に報告する。
- ⑦^d 当該号炉の現場運転員 C 及び D は，直流 125V 充電器盤 B を受電するための MCC を「入」とし，直流 125V 充電器盤 B の運転を開始する。
- ⑧^d 当該号炉の中央制御室運転員 B は，直流 125V 主母線盤 B が受電されたことを直流 125V 主母線盤 B 電圧指示値が規定電圧であることにより確認する。

[優先 5. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した直流 125V 主母線盤 B 受電の場合]

- ④^e 当該号炉の当直副長は，号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による電力融通が可能な場合は，当該号炉及び他号炉の運転員に M/C D 系への電力融通開始を指示する。

- ⑤^e 他号炉の現場運転員 c 及び d は，M/C D 系緊急用電源母線連絡の遮断器を「入」とし，号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による電力融通を開始する。
- ⑥^e 当該号炉の現場運転員 C 及び D は，外観点検により M/C D 系，P/C D 系，MCC D 系及び AM 用 MCC の受電状態に異常がないことを確認後，当該号炉の当直副長に報告する。
- ⑦^e 当該号炉の現場運転員 C 及び D は，直流 125V 充電器盤 B を受電するための MCC を「入」とし，直流 125V 充電器盤 B の運転を開始する。
- ⑧^e 当該号炉の中央制御室運転員 B は，直流 125V 主母線盤 B が受電されたことを直流 125V 主母線盤 B 電圧指示値が規定電圧であることにより確認する。

[優先 6. 電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）による直流 125V 主母線盤 B 受電の場合]

- ④^f 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）による給電が可能な場合は，緊急時対策本部に M/C D 系への給電開始を依頼する。
- ⑤^f 緊急時対策要員は，電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）から M/C D 系へ給電するための遮断器を「入」とし，電源車から給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑥^f 現場運転員 C 及び D は，外観点検により M/C D 系，P/C D 系，MCC D 系及び AM 用 MCC の受電状態に異常がないこ

とを確認後，当直副長に報告する。

⑦^f 現場運転員 C 及び D は，直流 125V 充電器盤 B を受電するための MCC を「入」とし，直流 125V 充電器盤 B の運転を開始する。

⑧^f 中央制御室運転員 B は，直流 125V 主母線盤 B が受電されたことを直流 125V 主母線盤 B 電圧指示値が規定電圧であることにより確認する。

[優先 7. 電源車 (P/C C 系動力変圧器の一次側に接続) による直流 125V 主母線盤 B 受電の場合]

④^g 当直副長は，M/C C 系の遮断器の制御電源を確保するため，運転員に直流 125V 主母線盤 A の受電操作開始を指示する。

直流 125V 主母線盤 A の受電操作手順については，「a. AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電」の操作手順と同様である。

⑤^g 当直副長は，運転員に電源車 (P/C C 系動力変圧器の一次側に接続) による M/C D 系受電前の電路を構成するよう指示する。

⑥^g 中央制御室運転員 A 及び B は，M/C D 系受電前の電路を構成し，当直副長に M/C D 系受電準備完了を報告する。

⑦^g 現場運転員 C 及び D は，M/C D 系受電前の電路を構成し，当直副長に M/C D 系受電準備完了を報告する。

⑧^g 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，電源車

(P/C C系動力変圧器の一次側に接続)による給電が可能な場合は、緊急時対策本部にM/C D系の受電開始を依頼する。

⑨^g 緊急時対策要員は、電源車（P/C C系動力変圧器の一次側に接続）からM/C D系へ給電するための遮断器を「入」とし、電源車から給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

⑩^g 現場運転員C及びDは、外観点検によりM/C D系、P/C D系、MCC D系及びAM用MCCの受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告する。

⑪^g 現場運転員C及びDは、直流125V充電器盤Bを受電するためのMCCを「入」とし、直流125V充電器盤Bの運転を開始する。

⑫^g 中央制御室運転員Bは、直流125V主母線盤Bが受電されたことを直流125V主母線盤B電圧指示値が規定電圧であることにより確認する。

[優先 8. 電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）による直流125V主母線盤B受電の場合]

④^h 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）による給電が可能な場合は、緊急時対策本部にM/C D系の給電開始を依頼する。

⑤^h 緊急時対策要員は、電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）からM/C D系へ給電するための遮断器を

「入」とし、電源車から給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

⑥^h 現場運転員 C 及び D は、外観点検により M/C D 系、P/C D 系、MCC D 系及び AM 用 MCC の受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告する。

⑦^h 現場運転員 C 及び D は、直流 125V 充電器盤 B を受電するための MCC を「入」とし、直流 125V 充電器盤 B の運転を開始する。

⑧^h 中央制御室運転員 B は、直流 125V 主母線盤 B が受電されたことを直流 125V 主母線盤 B 電圧指示値が規定電圧であることにより確認する。

(c) 操作の成立性

上記優先 1 の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから第一ガスタービン発電機による直流 125V 主母線盤 B 受電完了まで約 40 分で可能である。

上記優先 2, 3, 6, 8 の操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経由）、第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）、電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）又は電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）による直流 125V 主母線盤 B 受電完了まで約 40 分で可

能である。

上記優先 4, 5 の操作は, 当該号炉の中央制御室運転員 1 名, 当該号炉の現場運転員 2 名及び他号炉の現場運転員 2 名にて作業を実施した場合, 作業開始を判断してから号炉間電力融通ケーブル (常設) 又は号炉間電力融通ケーブル (可搬型) を使用した直流 125V 主母線盤 B 受電完了まで約 40 分で可能である。

上記優先 7 の操作は, 1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名 (操作者及び確認者), 現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合, 作業開始を判断してから電源車 (P/C C 系動力変圧器の一次側に接続) による直流 125V 主母線盤 B 受電完了まで約 1 時間 20 分で可能である。

円滑に作業できるように, 移動経路を確保し, 防護具, 照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料 1.14.2-8)

(3) 号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保

- a. 号炉間連絡ケーブルを使用した直流 125V 主母線盤 A 又は直流 125V 主母線盤 B 受電

当該号炉で外部電源喪失並びに常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備の機能喪失により非常用ディーゼル発電機の起動に必要な直流電源 (制御電源) を確保できない場合において, 他号炉の MCC から号炉間連絡ケーブルを使用して当該号炉の直流 125V 主母線盤 A 又は直流 125V 主母線盤 B を受電し, 非常用ディーゼル発電機の起動に必要な直流電源 (制

御電源)を確保する。

また、他号炉で外部電源喪失並びに常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備が機能喪失し、当該号炉の電源が確保されている場合は、同様の手段により当該号炉から他号炉へ給電することが可能である。

(a) 手順着手の判断基準

直流電源の喪失により非常用ディーゼル発電機が起動できず、外部電源、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル及び電源車による給電が不可能な状況において、他号炉の P/C C 系又は P/C D 系の電圧が正常で他号炉の MCC C 系又は MCC D 系からの給電が可能である場合。

(b) 操作手順

号炉間連絡ケーブルを使用した直流 125V 主母線盤 A 又は直流 125V 主母線盤 B 受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.14.5 図及び第 1.14.6 図に、概要図を第 1.14.43 図に、タイムチャートを第 1.14.44 図に示す。

(本手順は、当該号炉で外部電源喪失並びに常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備が機能喪失した状況において、他号炉の MCC C 系又は MCC D 系から号炉間連絡ケーブルを使用して当該号炉の直流 125V 主母線盤 A 又は直流 125V 主母線盤 B を受電する操作手順を示す。)

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に

他号炉の MCC C 系又は MCC D 系を經由した当該号炉の直流 125V 主母線盤 A 又は直流 125V 主母線盤 B の受電準備を指示する。

②現場運転員 C 及び D は、バッテリー室換気のための空調機電源が確保できないため、直流 125V 蓄電池 A 又は直流 125V 蓄電池 B の遮断器を開放する。

③現場運転員 C 及び D は、当該号炉の MCC C 系及び直流 125V 主母線盤 A の受電前準備、又は MCC D 系及び直流 125V 主母線盤 B の受電前準備として関連遮断器の「切」又は「切」確認を実施し、MCC C 系又は MCC D 系の負荷抑制のためにあらかじめ定められた負荷の遮断器を「切」とし、当直副長に受電準備完了を報告する。

④当直副長は、運転員に他号炉の MCC C 系又は MCC D 系から当該号炉の MCC C 系又は MCC D 系の受電開始を指示する。

⑤現場運転員 C 及び D は、当該号炉の MCC C 系又は MCC D 系と他号炉の MCC C 系又は MCC D 系の母線連絡ラインの遮断器を「入」とし当該号炉への給電を開始する。

⑥当直副長は、当該号炉の MCC C 系又は MCC D 系の受電完了後、運転員に交流電源による直流 125V 充電器盤 A 又は直流 125V 充電器盤 B の受電開始を指示する。

⑦現場運転員 C 及び D は、直流 125V 充電器盤 A 又は直流 125V 充電器盤 B の充電器へ給電するための遮断器を「入」とし、コントロール建屋地下 1 階計測制御電源盤

区分Ⅰ室（非管理区域）の直流 125V 充電器盤 A 充電器電圧指示値又はコントロール建屋地下 1 階計測制御電源盤区分Ⅱ室（非管理区域）の直流 125V 充電器盤 B 充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認する。

- ⑧中央制御室運転員 B は、直流 125V 充電器盤 A 又は直流 125V 充電器盤 B の運転が開始されたことを直流 125V 主母線盤 A 電圧指示値又は直流 125V 主母線盤 B 電圧指示値が規定電圧であることにより確認するとともに、当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから他号炉の MCC による当該号炉の直流 125V 主母線盤 A 又は直流 125V 主母線盤 B 受電完了まで約 55 分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料 1.14.2-9)

1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順

(1) 代替所内電気設備による給電

- a. 第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機, 号炉間電力融通ケーブル又は電源車による AM 用 MCC 受電

非常用所内電気設備である M/C C 系及び M/C D 系が機能喪失した場合に、第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン

発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車から代替所内電気設備へ給電することで，発電用原子炉の冷却，原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要なとなる設備の電源を復旧する。

代替交流電源設備による AM 用 MCC への給電の優先順位は以下のとおり。

1. 第一ガスタービン発電機
2. 第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経由）
3. 第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）
4. 号炉間電力融通ケーブル（常設）
5. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）
6. 電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）
7. 電源車（AM 用動力変圧器に接続）
8. 電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）

また，上記給電を継続するために第一ガスタービン発電機用燃料タンク，第二ガスタービン発電機用燃料タンク及び電源車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については，「1.14.2.4 燃料の補給手順」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

非常用所内電気設備である M/C D 系が機能喪失した場合で，第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車から AM 用 MCC へ給電が可能な場合。

(b) 操作手順

第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による AM 用 MCC 受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.14.5 図及び第 1.14.6 図に，概要図を第 1.14.45 図に，タイムチャートを第 1.14.46 図から第 1.14.52 図に示す。

[優先 1. 第一ガスタービン発電機による AM 用 MCC 受電の場合]

- ①^a 当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に AM 用 MCC 受電準備開始を指示する。
- ②^a 中央制御室運転員 A 及び B は，第一ガスタービン発電機を起動後，AM 用 MCC への給電準備完了を報告する。
- ③^a 中央制御室運転員 A 及び B は，受電時の急激な負荷上昇防止のため，AM 用 MCC 負荷の動的機器である復水移送ポンプの CS を「切保持」とする。
- ④^a 当直副長は，運転員に第一ガスタービン発電機から AM 用 MCC へ給電するための電路を構成するよう指示する。
- ⑤^a 現場運転員 C 及び D は，緊急用電源切替箱断路器にて，AM 用 MCC へ給電するための電路を構成し，当直副長に AM 用 MCC の受電準備完了を報告する。
- ⑥^a 当直副長は，運転員に第一ガスタービン発電機による AM 用 MCC への給電開始を指示する。
- ⑦^a 中央制御室運転員 A 及び B は，第一ガスタービン発電機から給電するための遮断器を「入」とし，第一ガス

タービン発電機から給電が開始されたことを当直副長に報告する。

- ⑧^a 当直副長は，運転員に AM 用 MCC の受電開始を指示する。
- ⑨^a 中央制御室運転員 A 及び B は，AM 用 MCC の受電電源を「AM 用動力変圧器側」へ切り替える。
- ⑩^a 現場運転員 C 及び D は，AM 用 MCC にて必要な負荷の MCC を投入し AM 用切替盤にて各電動弁電源を「AM 用 MCC 側」へ切り替える。
- ⑪^a 中央制御室運転員 A 及び B は，電動弁の電源が復旧したことを状態表示ランプにて確認する。
- ⑫^a 現場運転員 C 及び D は，電動弁操作盤にて電動弁の電源が復旧したことを状態表示ランプにて確認する。

[優先 2. 第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経由）による AM 用 MCC 受電の場合]

- ①^b 当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に AM 用 MCC 受電準備開始を指示する。
- ②^b 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経由）による AM 用 MCC への給電を依頼する。
- ③^b 中央制御室運転員 A 及び B は，受電時の急激な負荷上昇防止のため，AM 用 MCC 負荷の動的機器である復水移送ポンプの CS を「切保持」とする。
- ④^b 緊急時対策本部は，緊急時対策要員に第二ガスタービ

ン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経由）による AM 用 MCC への給電準備開始を指示する。

⑥^b 緊急時対策要員は，第二ガスタービン発電機設置場所及び荒浜側緊急用 M/C 設置場所に到着後，外観点検により第二ガスタービン発電機及び電路の健全性を確認し，給電のための電路を構成する。

⑥^b 緊急時対策要員は，第二ガスタービン発電機を起動後，給電準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。

⑦^b 当直副長は，運転員に第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経由）から AM 用 MCC へ給電するための電路を構成するよう指示する。

⑧^b 現場運転員 C 及び D は，緊急用電源切替箱断路器にて，AM 用 MCC へ給電するための電路を構成し，当直副長に AM 用 MCC の受電準備完了を報告する。

⑨^b 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経由）による AM 用 MCC への給電を依頼する。

⑩^b 緊急時対策本部は，緊急時対策要員に第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経由）による給電開始を指示する。

⑪^b 緊急時対策要員は，第二ガスタービン発電機から給電するための遮断器を「入」とし，第二ガスタービン発電機から給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

AM 用 MCC 受電操作手順については、「優先 1. 第一ガスタービン発電機による AM 用 MCC 受電の場合」の操作手順⑧^a～⑫^aと同様である。

[優先 3. 第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）による AM 用 MCC 給電の場合]

- ①° 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に AM 用 MCC 受電準備開始を指示する。
- ②° 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）による AM 用 MCC への給電を依頼する。
- ③° 中央制御室運転員 A 及び B は、受電時の急激な負荷上昇防止のため、AM 用 MCC 負荷の動的機器である復水移送ポンプの CS を「切保持」とする。
- ④° 緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員に第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）による給電準備開始を指示する。
- ⑤° 緊急時対策要員は、第二ガスタービン発電機設置場所に到着後、外観点検により第二ガスタービン発電機及び電路の健全性を確認し、大湊側緊急用 M/C への給電のための電路を構成する。
- ⑥° 緊急時対策要員は、外観点検により大湊側緊急用 M/C 電路の健全性を確認し、第二ガスタービン発電機による給電のため電路を構成する。
- ⑦° 緊急時対策要員は、第二ガスタービン発電機を起動

し、給電準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。

⑧° 当直副長は、運転員に第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）から AM 用 MCC へ給電するための電路を構成するよう指示する。

⑨° 現場運転員 C 及び D は、緊急用電源切替箱断路器及び緊急用電源切替箱接続装置 B にて、AM 用 MCC へ給電するための電路を構成し、当直副長に AM 用 MCC の受電準備完了を報告する。

⑩° 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）による AM 用 MCC への給電を依頼する。

⑪° 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）による給電開始を指示する。

⑫° 緊急時対策要員は、第二ガスタービン発電機から給電するための遮断器を「入」とし、第二ガスタービン発電機から給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

AM 用 MCC 受電操作手順については、「優先 1. 第一ガスタービン発電機による AM 用 MCC 受電の場合」の操作手順⑧^a～⑫^aと同様である。

[優先 4. 号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した AM 用 MCC 受電の場合]

[優先 5. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した
AM 用 MCC 受電の場合]

（本手順は，当該号炉で全交流動力電源が喪失し，他号炉の非常用ディーゼル発電機 A 系から号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用して当該号炉の AM 用 MCC へ給電する操作手順を示す。）

- ①^{de} 当該号炉の当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，当該号炉及び他号炉の運転員に号炉間電力融通ケーブルを使用した他号炉の非常用ディーゼル発電機 A 系による当該号炉の AM 用 MCC の受電準備開始を指示する。
- ②^{de} 当直長は，当該号炉の当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に号炉間電力融通ケーブルの敷設及び電路構成を依頼する。
- ③^{de} 緊急時対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，緊急時対策要員及び当直長に号炉間電力融通ケーブルを使用した非常用ディーゼル発電機 A 系からの電力融通の準備開始を指示する。
- ④^{de} 他号炉の中央制御室運転員 a 及び b は，非常用ディーゼル発電機 A 系の負荷の切替え及び非常用ディーゼル発電機 A 系の運転継続に不要な負荷の停止操作を実施し，他号炉の当直副長に給電準備完了を報告する。
- ⑤^{de} 他号炉の現場運転員 c 及び d は非管理区域にて，他号炉の現場運転員 e 及び f は管理区域にて，非常用ディーゼル発電機 A 系の負荷の切替え及び非常用ディーゼル発

電機 A 系の運転継続に不要な負荷の停止操作を実施後、他号炉の現場運転員 c 及び d は緊急用電源切替箱断路器にて号炉間電力融通ケーブル接続のための電路構成を実施し、他号炉の当直副長に給電準備完了を報告する。

⑥^{de} 当該号炉の中央制御室運転員 A 及び B は、受電時の急激な負荷上昇防止のため、AM 用 MCC 負荷の動的機器である復水移送ポンプの CS を「切保持」とする。

⑦^d 号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用する場合
緊急時対策要員は、当該号炉及び他号炉の緊急用電源切替箱断路器間に号炉間電力融通ケーブル（常設）を敷設する。

⑦^e 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用する場合
緊急時対策要員は、当該号炉及び他号炉の緊急用電源切替箱断路器間に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を敷設する。

⑧^{de} 緊急時対策要員は、当該号炉及び他号炉の緊急用電源切替箱内の断路器が全て開放されていることを確認し、断路器（第一ガスタービン発電機側）に接続されたケーブルを解線する。

⑨^{de} 緊急時対策要員は、当該号炉及び他号炉の緊急用電源切替箱断路器（第一ガスタービン発電機側）に号炉間電力融通ケーブルを接続するとともに、絶縁抵抗測定により電路の健全性を確認する。

⑩^{de} 緊急時対策要員は、当該号炉の緊急用電源切替箱断

路器にて号炉間電力融通のための電路を構成する。

⑪^{de} 緊急時対策要員は，号炉間電力融通ケーブルによる電力融通の準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。また，緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑫^{de} 緊急時対策要員は，当該号炉及び他号炉の緊急用電源切替箱断路器にて号炉間電力融通のための電路を構成する。

⑬^{de} 当該号炉の当直副長は，当該号炉及び他号炉の運転員に号炉間電力融通ケーブルを使用した非常用ディーゼル発電機 A 系による AM 用 MCC の受電開始を指示する。

⑭^{de} 他号炉の現場運転員 c 及び d は，他号炉 M/C C 系緊急用電源母線連絡の遮断器「入」にて当該号炉への給電を開始する。

⑮^{de} 当該号炉の当直副長は，当該号炉の運転員に非常用ディーゼル発電機 A 系からの AM 用 MCC の受電開始を指示する。

AM 用 MCC 受電操作手順については，「優先 1. 第一ガスタービン発電機による AM 用 MCC 受電の場合」の操作手順⑨^a～⑫^aと同様である。

[優先 6. 電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）による AM 用 MCC 受電の場合]

①^f 当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に AM 用 MCC 受電準備開始を指示する。

- ②^f 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）による AM 用 MCC への給電を依頼する。
- ③^f 中央制御室運転員 A 及び B は、受電時の急激な負荷上昇防止のため、AM 用 MCC 負荷の動的機器である復水移送ポンプの CS を「切保持」とする。
- ④^f 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）による AM 用 MCC への給電準備開始を指示する。
- ⑤^f 緊急時対策要員は、荒浜側緊急用 M/C 設置場所に到着後、外観点検により電源車及び電路の健全性を確認し、給電のための電路を構成する。
- ⑥^f 緊急時対策要員は、電源車を起動し、給電準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑦^f 当直副長は、運転員に電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）から AM 用 MCC へ給電するための電路を構成するよう指示する。
- ⑧^f 現場運転員 C 及び D は、緊急用電源切替箱断路器にて、AM 用 MCC へ給電するための電路を構成し、当直副長に AM 用 MCC の受電準備完了を報告する。
- ⑨^f 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）による AM 用 MCC への給電を依頼する。
- ⑩^f 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）による給電開始を指示する。

⑪^f 緊急時対策要員は、電源車から給電するための遮断器を「入」とし、電源車から給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

AM 用 MCC 受電操作手順については、「優先 1. 第一ガスタービン発電機による AM 用 MCC 受電の場合」の操作手順⑧^a～⑫^aと同様である。

[優先 7. 電源車（AM 用動力変圧器に接続）による AM 用 MCC 受電の場合]

①^g 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に AM 用 MCC 受電準備開始を指示する。

②^g 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に電源車（AM 用動力変圧器に接続）による AM 用 MCC への給電を依頼する。

③^g 中央制御室運転員 A 及び B は、受電時の急激な負荷上昇防止のため、AM 用 MCC 負荷の動的機器である復水移送ポンプの CS を「切保持」とする。

④^g 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に電源車（AM 用動力変圧器に接続）による AM 用 MCC への給電準備開始を指示する。

⑤^g 現場運転員 C 及び D は、緊急用電源切替箱断路器にて、AM 用 MCC への給電準備のため電路を構成し、電路構成完了を報告する。

⑥^g 緊急時対策要員は、電源車を原子炉建屋近傍に配置し、電源車から AM 用動力変圧器までの間に電源車のケ

ケーブルを敷設する。

- ⑦^g 緊急時対策要員は、電源車のケーブルを AM 用動力変圧器に接続するとともに、絶縁抵抗測定により電源車から AM 用動力変圧器間の電路の健全性を確認し、電源車起動後、受電準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑧^g 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に電源車（AM 用動力変圧器に接続）による AM 用 MCC への給電を依頼する。
- ⑨^g 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に電源車（AM 用動力変圧器に接続）による給電開始を指示する。
- ⑩^g 緊急時対策要員は、電源車から給電するための遮断器を「入」とし、電源車から給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑪^g 緊急時対策本部は、緊急時対策要員により、電源車から給電が開始されたことを当直長に連絡する。

AM 用 MCC 受電操作手順については、「優先 1. 第一ガスタービン発電機による AM 用 MCC 受電の場合」の操作手順

⑧^a～⑫^aと同様である。

[優先 8. 電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）による AM 用 MCC 受電の場合]

- ①^h 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に AM 用 MCC 受電準備開始を指示する。
- ②^h 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）に

よる AM 用 MCC への給電を依頼する。

- ③^h 中央制御室運転員 A 及び B は，受電時の急激な負荷上昇防止のため，AM 用 MCC 負荷の動的機器である復水移送ポンプの CS を「切保持」とする。
- ④^h 緊急時対策本部は，緊急時対策要員に電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）による AM 用 MCC への給電準備開始を指示する。
- ⑤^h 現場運転員 C 及び D は，緊急用電源切替箱断路器及び緊急用電源切替箱接続装置にて，AM 用 MCC への給電準備のため電路を構成し，電路構成完了を報告する。
- ⑥^h 緊急時対策要員は，電源車を原子炉建屋近傍に配置し，電源車から緊急用電源切替箱接続装置までの間に電源車のケーブルを敷設する。
- ⑦^h 緊急時対策要員は電源車のケーブルを緊急用電源切替箱接続装置（非常用 M/C 連絡側）に接続するとともに，絶縁抵抗測定により電源車から緊急用電源切替箱接続装置（非常用 M/C 連絡側）までの間の電路の健全性を確認し，電源車起動後，給電準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑧^h 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）による AM 用 MCC への給電を依頼する。
- ⑨^h 緊急時対策本部は，緊急時対策要員に電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）による給電開始を指示する。

⑩^h 緊急時対策要員は，電源車から給電するための遮断器を「入」とし，電源車から給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

⑪^h 緊急時対策本部は，緊急時対策要員により，電源車から給電が開始されたことを当直長に連絡する。

AM 用 MCC 受電操作手順については，「優先 1. 第一ガスタービン発電機による AM 用 MCC 受電の場合」の操作手順⑧^a～⑫^aと同様である。

(c) 操作の成立性

優先 1 の第一ガスタービン発電機による AM 用 MCC 受電操作は，1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから第一ガスタービン発電機による AM 用 MCC 受電完了まで約 25 分で可能である。

優先 2 の第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経由）による AM 用 MCC 受電操作は，1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者），現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経由）による AM 用 MCC 受電完了まで約 70 分で可能である。

優先 3 の第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）による AM 用 MCC 受電操作は，1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者），現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合，作業開始を

判断してから第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）による AM 用 MCC 受電完了まで約 100 分で可能である。

優先 4. の号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した AM 用 MCC 受電操作は，当該号炉及び他号炉の中央制御室運転員各 2 名（操作者及び確認者）の計 4 名，他号炉の現場運転員 4 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した AM 用 MCC 受電完了まで約 110 分で可能である。

優先 5. の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した AM 用 MCC 受電操作は，当該号炉及び他号炉の中央制御室運転員各 2 名（操作者及び確認者）の計 4 名，他号炉の現場運転員 4 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した AM 用 MCC 受電完了まで約 4 時間で可能である。

優先 6 の電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）による AM 用 MCC 受電操作は，1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者），現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）による AM 用 MCC 受電完了まで約 95 分で可能である。

優先 7 の電源車（AM 用動力変圧器に接続）による AM 用 MCC 受電操作は，1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者），現場運転員 2 名及び緊急時対策要

員 6 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから電源車（AM 用動力変圧器に接続）による AM 用 MCC 受電完了まで約 5 時間 15 分で可能である。

優先 8 の電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）による AM 用 MCC 受電操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）、現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）による AM 用 MCC 受電完了まで約 4 時間 30 分で可能である。

なお、号炉間電力融通ケーブルについては、コントロール建屋内（緊急用電源切替箱断路器近傍）と屋外（荒浜側高台保管場所）に配備されており、円滑に 6 号及び 7 号炉間にケーブルを敷設することが可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

（添付資料 1.14.2-10）

1.14.2.4 燃料の補給手順

(1) 軽油タンクからタンクローリへの補給

重大事故等の対処に必要な第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、電源車、大容量送水車（熱交換器ユニット用、原子炉建屋放水設備用及び海水取水用）可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備、モニタリング・ポスト用発電機、ディーゼル駆動消火ポンプ及び仮設発電

機に給油する。

上記設備に給油するため、軽油タンクとタンクローリ（16kL）及び（4kL）を仮設ホースで接続し、タンクローリへ軽油の補給を行う。

なお、補給する軽油は、復旧が見込めない非常用ディーゼル発電機が接続されている軽油タンクの軽油を使用する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等の対処に必要な第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，電源車，大容量送水車（熱交換器ユニット用，原子炉建屋放水設備用及び海水取水用），可搬型代替注水ポンプ（A-1級），可搬型代替注水ポンプ（A-2級），5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備，モニタリング・ポスト用発電機，ディーゼル駆動消火ポンプ又は仮設発電機を使用する場合。

b. 操作手順

軽油タンクからタンクローリへの補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.14.53 図に，タイムチャートを第 1.14.54 図に示す。

①緊急時対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，緊急時対策要員に復旧が見込めない非常用ディーゼル発電機が接続されている軽油タンクからタンクローリ（16kL）及び（4kL）へ軽油の補給開始を指示する。

②緊急時対策要員は，補給活動に必要な装備品・資機材

を準備し，車両保管場所へ移動し，タンクローリの健全性を確認する。

③緊急時対策要員は，補給先に指定された軽油タンクへ移動し，軽油タンク出口弁の閉止フランジを取り外し，仮設フランジ及び給排用バルブ付アタッチメントを取り付ける。

④緊急時対策要員は，タンクローリのタンク底部の給排用ノズルへアタッチメントを取り付けた後，移送用ホースを接続する。

⑤緊急時対策要員は，タンクローリに接続した移送用ホースを軽油タンク出口弁に取り付けた仮設フランジへ接続する。

⑥緊急時対策要員は，軽油タンク出口弁を「開」操作する。

⑦緊急時対策要員は，タンクローリへ軽油を補給するため，車両付ポンプを作動させた後，タンクローリの各バルブを「開」操作し，軽油タンクからタンクローリへの補給を開始する。

⑧緊急時対策要員は，タンクローリの補給状態をタンク頂部のハッチから目視で確認し，満タンとなったことを確認後，タンクローリの各バルブ及び軽油タンク出口弁を「閉」操作し，タンクローリから移送用ホースを取り外した後（継続的に移送用ホースを使用する場合は，当該ホースを軽油タンク側に接続したままとする），軽油タンクからタンクローリへの補給が完了し

たことを緊急時対策本部に報告する。

- ⑨緊急時対策要員は、「(2) タンクローリから各機器等への給油」の操作手順にて給油した後、タンクローリの軽油の残量に応じて、上記操作手順④から⑧（⑤は軽油タンク側に移送用ホースを接続済みのため実施不要）を繰り返す。

c. 操作の成立性

上記の操作は、タンクローリ1台当たり緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからタンクローリへの補給完了までタンクローリ（4kL）にて105分以内、タンクローリ（16kL）にて120分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

（添付資料 1.14.2-11）

(2) タンクローリから各機器等への給油

重大事故等の対処に必要な第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、電源車、大容量送水車（熱交換器ユニット用、原子炉建屋放水設備用及び海水取水用）、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備、モニタリング・ポスト用発電機、ディーゼル駆動消火ポンプ及び仮設発電機に対して、タンクローリ（16kL）及び（4kL）を用いて給油する。

なお，第一ガスタービン発電機の場合は，第一ガスタービン発電機用燃料タンクへ給油する。第一ガスタービン発電機の運転に伴い燃料が消費されると，第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプが自動起動し，第一ガスタービン発電機用燃料タンクから燃料の補給が開始される。また，第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，燃料の補給完了後に自動停止する（第二ガスタービン発電機についても同様）。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等の対処に必要な第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，電源車，大容量送水車（熱交換器ユニット用，原子炉建屋放水設備用及び海水取水用），可搬型代替注水ポンプ（A-1 級），可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備，モニタリング・ポスト用発電機，ディーゼル駆動消火ポンプ又は仮設発電機を運転した場合において，各機器の燃料が規定油量以上あることを確認した上で運転開始後，燃料保有量及び燃費からあらかじめ算出した給油時間^{※1}となった場合。

※1: 給油間隔は以下のとおりであり，各設備の燃料が枯渇するまでに給油することを考慮して作業に着手する。ただし，以下の設備は代表例であり各設備の燃料保有量及び燃費から燃料が枯渇する前に給油することとし，同一箇所での作業が重複する際は適宜，給油間隔を考慮して作業を実施する。

- ・ 第一ガスタービン発電機 : 運転開始後約 16 時間
- ・ 電源車 : 運転開始後約 2 時間
- ・ 大容量送水車（熱交換器ユニット）
 - 取水ポンプ : 運転開始後約 7 時間
 - 送水ポンプ : 運転開始後約 3 時間
- ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）
 - : 運転開始後約 2 時間
- ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
 - : 運転開始後約 3 時間
- ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用
 - 可搬型電源設備 : 運転開始後約 20 時間
- ・ モニタリング・ポスト用発電機
 - : 運転開始後約 10 時間

b. 操作手順

タンクローリから各機器等への給油手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.14.55 図に，タイムチャートを第 1.14.56 図及び第 1.14.57 図に示す。

[タンクローリ（4kL）にて給油する場合]

- ① 緊急時対策本部は，緊急時対策要員にタンクローリ（4kL）による給油対象設備への給油を指示する。
- ② 緊急時対策要員は，給油対象設備の近傍まで移動し，タンクローリ（4kL）の給油前準備を行い，必要な距離分の給油ホースを引き出す。
- ③ 緊急時対策要員は，タンクローリ（4kL）の車両付ポン

プを作動させる。

- ④緊急時対策要員は，給油対象設備の燃料タンクの蓋を「開」とし，給油ノズルレバーを握り，タンクローリ（4kL）による給油対象設備への給油を開始する。
- ⑤緊急時対策要員は，給油対象設備の給油状態を目視で確認し，必要量の給油完了を確認後，給油ノズルレバーを開放し，タンクローリ（4kL）による給油対象設備への給油を完了する。
- ⑥緊急時対策要員は，定格負荷運転時の給油間隔を目安に，上記操作手順②から⑤を繰り返す。また，タンクローリの軽油の残量に応じて，「(1) 軽油タンクからタンクローリへの補給」の操作手順にてタンクローリ（4kL）へ軽油を補給する。

[タンクローリ（16kL）にて給油する場合]

第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油手順の概要は以下のとおり（第二ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油手順も同様）。

- ①緊急時対策本部は，緊急時対策要員にタンクローリ（16kL）による第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油を指示する。
- ②緊急時対策要員は，給油対象設備の第一ガスタービン発電機用燃料タンク近傍まで移動し，タンクローリ（16kL）の給油前準備を行い，給排口へ車載ホースを接続する。

- ③緊急時対策要員は、第一ガスタービン発電機用燃料タンクの給油口にホース接続用アタッチメントを取り付けた後、当該アタッチメントに車載ホースを接続する。
- ④緊急時対策要員は、タンクローリ（16kL）のタンク底部ハンドルが給油可能な状態であることを確認した後、各バルブを「開」操作し、タンクローリ（16kL）による第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油を開始する。
- ⑤緊急時対策要員は、第一ガスタービン発電機用燃料タンクの給油状態を油面レベルで確認し、必要量の給油完了を確認後、各バルブを「閉」操作し、タンクローリ（16kL）による第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油が完了したことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑥緊急時対策要員は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に、上記操作手順②から⑤を繰り返す。また、タンクローリの軽油の残量に応じて、「(1) 軽油タンクからタンクローリへの補給」の操作手順にてタンクローリ（16kL）へ軽油を補給する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、タンクローリ1台当たり緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・タンクローリ（4kL）による給油対象設備への給油は約15分（1台当たり）で可能である。
- ・タンクローリ（16kL）による第一ガスタービン発電機用燃料タンク又は第二ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油は約90分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

なお、各設備の燃料が枯渇しないよう以下の時間までに給油を実施する。

- ・第一ガスタービン発電機の燃費は、定格容量にて約1,000L/hであり、起動から枯渇までの時間は約50時間。
- ・電源車の燃費は、定格容量にて約110L/hであり、起動から枯渇までの時間は約2時間。
- ・大容量送水車（熱交換器ユニット）
取水ポンプの燃費は、定格容量にて約40L/hであり、起動から枯渇までの時間は約7時間。
送水ポンプの燃費は、定格容量にて約90L/hであり、起動から枯渇までの時間は約3時間。
- ・可搬型代替注水ポンプ（A-1級）の燃費は、定格容量にて約43L/hであり、起動から枯渇までの時間は約2時間。
- ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の燃費は、定格容量にて約21L/hであり、起動から枯渇までの時間は約3時間。
- ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃費は、定格容量にて約45L/hであり、起動から枯渇までの

時間は約 22 時間。

- ・モニタリング・ポスト用発電機の燃費は，定格容量にて約 9L/h であり，起動から枯渇までの時間は約 18 時間。

また，多くの給油対象設備が必要となる事象（崩壊熱除去機能喪失等）を想定した場合，事象発生後 7 日間，それらの設備（第一ガスタービン発電機，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び電源車等）の運転を継続するために必要な燃料（軽油）の燃料消費量は約 568kL である。また，6 号及び 7 号炉軽油タンク（2,040kL）からも燃料補給が可能であり，6 号及び 7 号炉軽油タンク 1 基当たり 510 kL 以上となるよう管理する。

（添付資料 1.4.2-12）

1.14.2.5 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 非常用交流電源設備による給電

非常用ディーゼル発電機が健全な場合は，自動起動信号（非常用高圧母線電圧低）による作動，又は中央制御室からの手動操作により非常用ディーゼル発電機を起動し，非常用高圧母線に給電する。

非常用ディーゼル発電機の運転により消費された燃料は，燃料ディタンクの油面が規定値以下まで低下すると燃料移送ポンプが自動起動し，軽油タンクから燃料ディタンクへの補給が開始される。その後燃料補給の完了に伴い，燃料移送ポンプが自動停止する。

a. 手順着手の判断基準

外部電源が喪失した場合又は非常用高圧母線の電圧がないことを確認した場合。

b. 操作手順

非常用交流電源設備による給電手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.14.58 図に示す。

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に非常用交流電源設備による給電開始を指示する。

②中央制御室運転員 A 及び B は，非常用ディーゼル発電機が自動起動信号（非常用高圧母線電圧低）により自動起動し，受電遮断器が投入されたことを確認する。あるいは，中央制御室からの手動操作により非常用ディーゼル発電機を起動し，受電遮断器を投入する。

③中央制御室運転員 A 及び B は，非常用高圧母線へ給電が開始されたことを M/C 電圧指示値の上昇及び非常用 D/G 電力指示値の上昇により確認し，当直副長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

(2) 非常用直流電源設備による給電

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失後，充電器を經由した直流母線（直流 125V 主母線盤）への給電から，直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 B，直流 125V 蓄電池 C 及び直流 125V 蓄電池 D による直流母線（直流 125V 主母線盤）への給電に自動で切り替わることを確認する。蓄電池による給電が開始されたことを確認後，直流 125V 蓄電池 B，直流 125V 蓄電池 C 及び直流 125V 蓄電池 D については，蓄電池の延命のため，直流 125V 主母線盤 B，直流 125V 主母線盤 C 及び直流 125V 主母線盤 D の不要な負荷の切離しを実施する。また，直流 125V 蓄電池 A については，外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失後 8 時間経過するまでに，直流 125V 蓄電池 A による給電から直流 125V 蓄電池 A-2 による給電に切り替え，その後，直流 125V 蓄電池 A の延命のため，直流 125V 主母線盤 A の不要な負荷の切離しを実施する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により，直流 125V 充電器 A，直流 125V 充電器 B，直流 125V 充電器 C 及び直流 125V 充電器 D の交流入力電源の喪失が発生した場合。

b. 操作手順

直流 125V 蓄電池 B，直流 125V 蓄電池 C 及び直流 125V 蓄電池 D による給電手順の概要は以下のとおり。概要図を第

1.14.59 図に示す。なお、直流 125V 蓄電池 A 及び直流 125V 蓄電池 A-2 による給電手順については、「1.14.2.2(1)a. 所内蓄電直流電源設備による給電」にて整理する。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に直流 125V 蓄電池 B、直流 125V 蓄電池 C 及び直流 125V 蓄電池 D からの給電が開始されたことの確認を指示する。

②中央制御室運転員 A は、直流 125V 充電器 B、直流 125V 充電器 C 及び直流 125V 充電器 D による給電が停止したことを M/C D 電圧、M/C E 電圧及び M/C C 電圧にて確認し、直流 125V 蓄電池 B、直流 125V 蓄電池 C 及び直流 125V 蓄電池 D による給電が開始され、直流 125V 主母線盤 B、直流 125V 主母線盤 C 及び直流 125V 主母線盤 D 電圧指示値が規定値であることを確認する。

③現場運転員 C 及び D は、直流 125V 蓄電池 B、直流 125V 蓄電池 C 及び直流 125V 蓄電池 D の延命処置として炉心監視及び直流照明を除く直流負荷の切離しを実施する。

c. 操作の成立性

直流 125V 蓄電池からの給電は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名にて直流母線（直流 125V 主母線盤）へ自動で給電されることを確認する。中央制御室での電圧確認であるため、速やかに対応できる。

不要な負荷の切離し操作は、1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業

開始を判断してから不要な負荷の切離し完了まで約 60 分で可能である。

(添付資料 1.4.2-13)

1.14.2.6 その他の手順項目について考慮する手順

可搬型代替交流電源設備による代替原子炉補機冷却系への給電手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

1.14.2.7 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.14.60 図に示す。

(1) 代替電源（交流）による対応手段

全交流動力電源喪失時に炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するための給電手段として、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機及び電源車による給電並びに号炉間電力融通ケーブルを使用した他号炉の非常用ディーゼル発電機からの電力融通による給電がある。

短期的には低圧代替注水で用いる復水補給水系への給電、中長期的には発電用原子炉及び原子炉格納容器の除熱で用いる残留熱除去系への給電が主な目的となることから、これらの必要な負荷を運転するための十分な容量があり、かつ短時間で給電

が可能である第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機による給電を優先する。

第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機を並行操作で起動した後，非常用所内電気設備又は代替所内電気設備の受電が短時間で可能である第一ガスタービン発電機（優先 1）から給電する。第一ガスタービン発電機から給電できない場合は，第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経由）（優先 2）から給電する。第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経由）から給電できない場合は，第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）（優先 3）から給電する。

第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機から給電できず他号炉の非常用ディーゼル発電機からの給電が可能な場合は，号炉間電力融通ケーブル（常設）（優先 4）を使用した電力融通，号炉間電力融通ケーブル（可搬型）（優先 5）を使用した電力融通を行う。なお，号炉間電力融通ケーブルを使用した電力融通を行う場合は，電源を供給する号炉の発電用原子炉の冷却状況，非常用ディーゼル発電機の運転状況及び電源を受電する号炉の受電体制を確認した上で実施する。

第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブルによる給電ができない場合は，電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）（優先 6）から給電する。

電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）から給電できない場合は，電源車を原子炉建屋近傍へ移動させ，複数ある接続口から給電ルートを選択して非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する。電源車から非常用所内電気設備へ給電する場合は，

電源車（P/C C系動力変圧器の一次側に接続）（優先7）、電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）（優先8）の順で電源車の給電ルートを選択する。また、電源車から代替所内電気設備へ給電する場合は、電源車（AM用動力変圧器に接続）（優先7）、電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）（優先8）の順で電源車の給電ルートを選択する。

上記の優先1から優先7までの手順を連続して実施した場合、直流125V充電器盤の受電完了まで約11時間50分（あらかじめ他号炉の非常用ディーゼル発電機からの電力融通ができないと判断した場合は約8時間35分）で実施可能であり、所内蓄電式直流電源設備から給電されている24時間以内に十分な余裕を持って給電を開始する。

(2) 代替電源（直流）による対応手段

全交流動力電源喪失時、直流母線への給電ができない場合の対応手段として、所内蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備及び直流給電車がある。

原子炉圧力容器への注水で用いる原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系、発電用原子炉の減圧で用いる自動減圧系、原子炉格納容器内の減圧及び除熱で用いる格納容器圧力逃がし装置への給電が主な目的となる。短時間で給電が可能であり、長期間にわたる運転を期待できる手段から優先して準備する。

全交流動力電源の喪失により直流125V充電器Aを経由した直流125V主母線盤Aへの給電ができない場合は、代替交流電源設備による給電を開始するまでの間、直流125V蓄電池A及び直流

125V 蓄電池 A-2 にて 19 時間, AM 用直流 125V 蓄電池を組み合わせて使用することで合計 24 時間にわたり原子炉隔離時冷却系の運転及び自動減圧系の作動等に必要な直流電源の供給を行う。なお, 蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合は, 経過時間によらず, 蓄電池の切替えを実施する。

全交流動力電源喪失後, 24 時間以内に代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合は, 可搬型直流電源設備又は直流給電車を用いて直流母線へ給電するが, 短時間で給電が可能な可搬型直流電源設備を優先して準備する。

代替交流電源設備により交流電源が復旧した場合は, 直流 125V 充電器盤 A を受電して直流電源の機能を回復させる。

全交流動力電源の喪失により直流 125V 充電器 B を経由した直流 125V 主母線盤 B への給電ができない場合は, 代替交流電源設備による給電を開始するまでの間, 直流 125V 蓄電池 B により自動減圧系の作動等に必要な直流電源の供給を行う。直流 125V 蓄電池 B が枯渇した場合は, 遮断器の制御電源が喪失しているため, 遮断器を手動で投入してから代替交流電源設備により交流電源を復旧し, 直流 125V 充電器盤 B を受電して直流電源の機能を回復させる。

第 1.14.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/4)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	-	非常用交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機 燃料デイトンク 非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線電路 原子炉補機冷却系 ※1 燃料移送ポンプ 非常用ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時微候ベース) 「交流/直流電源供給回復」
			軽油タンク		
		非常用直流電源設備による給電	直流 125V 蓄電池 C ※2 直流 125V 蓄電池 D ※2 直流 125V 充電器 C 直流 125V 充電器 D 直流 125V 蓄電池及び充電器 C～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 D～直流母線電路	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時微候ベース) 「交流/直流電源供給回復」
			直流 125V 蓄電池 A ※2 直流 125V 蓄電池 A-2 直流 125V 蓄電池 B ※2 直流 125V 充電器 A 直流 125V 充電器 A-2 直流 125V 充電器 B 直流 125V 蓄電池及び充電器 A～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 B～直流母線電路	重大事故等対処設備	

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:直流 125V 蓄電池 A, B, C 及び D からの給電は, 運転員による操作は不要である。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失)	常設代替交流電源設備による給電	第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁 第一ガスタービン発電機～非常用高圧母線 C系及びD系電路 第一ガスタービン発電機～AM用MCC電路 軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁 ホース タンクローリ (16kL)	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時微候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM設備別操作手順書 「第一ガスタービン発電機起動」 「M/C C・D受電」 「第一GTGからAM用MCCへの電路構成」 「AM用MCC受電」 多様なハザード対応手順 「非常用D/G軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」
		第一代替交流電源設備による給電	第二ガスタービン発電機 第二ガスタービン発電機用燃料タンク 第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 第二ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁 第二ガスタービン発電機～荒浜側緊急用高圧母線～非常用高圧母線C系及びD系電路 第二ガスタービン発電機～大湊側緊急用高圧母線～非常用高圧母線C系及びD系電路 第二ガスタービン発電機～荒浜側緊急用高圧母線～AM用MCC電路 第二ガスタービン発電機～大湊側緊急用高圧母線～AM用MCC電路 軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁 ホース タンクローリ (16kL)	自主対策設備 事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時微候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM設備別操作手順書 「緊急用M/CからM/C C・Dへの電路構成」 「大湊側緊急用M/CからM/C C・Dへの電路構成」 「M/C C・D受電」 「緊急用M/CからAM用MCCへの電路構成」 「大湊側緊急用M/CからAM用MCCへの電路構成」 「AM用MCC受電」 多様なハザード対応手順 「第二GTGによる荒浜側緊急用M/C受電」 「第二GTGによる大湊側緊急用M/C受電」 「非常用D/G軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」
		可搬型代替交流電源設備による給電	電源車 電源車～緊急用電源切替箱接続装置～非常用高圧母線C系及びD系電路 電源車～動力変圧器C系～非常用高圧母線C系及びD系電路 電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM用MCC電路 電源車～AM用動力変圧器～AM用MCC電路 電源車～代替原子炉補機冷却系電路 ※1 軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁 ホース タンクローリ (4kL)	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時微候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM設備別操作手順書 「緊急用M/CからM/C C・Dへの電路構成」 「電源車によるP/C C-1・D-1への電路構成」 「電源車 (緊急用電源切替箱A経由) によるM/C C・Dへの電路構成」 「M/C C・D受電」 「P/C C-1・D-1受電 (P/C動力変圧器～M/C C・D経由)」 「緊急用M/CからAM用MCCへの電路構成」 「電源車 (AM用動力変圧器) によるAM用MCCへの電路構成」
			電源車～荒浜側緊急用高圧母線～非常用高圧母線C系及びD系電路 電源車～荒浜側緊急用高圧母線～AM用MCC電路	自主対策設備 「電源車 (緊急用電源切替箱A経由) によるAM用MCCへの電路構成」 「AM用MCC受電」 多様なハザード対応手順 「電源車による荒浜側緊急用M/C受電」 「電源車による給電 (緊急用電源切替箱A接続)」 「電源車による給電 (動力変圧器C-1接続)」 「電源車による給電 (AM用動力変圧器接続)」 「非常用D/G軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:直流125V蓄電池A, B, C及びDからの給電は, 運転員による操作は不要である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3/4）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備 （全交流動力電源喪失）	号炉間電力融通電氣設備による給電	号炉間電力融通ケーブル（常設） 号炉間電力融通ケーブル（可搬型） 号炉間電力融通ケーブル（常設）～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書（微候ベース） 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） AM 設備別操作手順書 「他号炉 D/G による M/C C・D への電路構成（号炉間電力融通ケーブル使用）」 「DG(A)(B)による他号炉への電力融通」 多様なハザード対応手順 「号炉間電力融通ケーブルによる電力融通」
	非常用交流電源設備 （全交流動力電源喪失） 非常用直流電源設備 （蓄電池枯渇）		所内蓄電式直流電源設備による給電	直流 125V 蓄電池 A ※2 直流 125V 蓄電池 A-2 AM 用直流 125V 蓄電池 直流 125V 充電器 A 直流 125V 充電器 A-2 AM 用直流 125V 充電器 直流 125V 蓄電池及び充電器 A～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2～直流母線電路 AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器～直流母線電路
代替直流電源設備による給電	非常用交流電源設備 （全交流動力電源喪失） 非常用直流電源設備 （常設直流電源系統喪失）	常設代替直流電源設備による給電	AM 用直流 125V 蓄電池 AM 用直流 125V 充電器 AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器～直流母線電路	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電」
	非常用交流電源設備 （全交流動力電源喪失） 非常用直流電源設備 （蓄電池枯渇）	可搬型直流電源設備による給電	電源車 AM 用直流 125V 充電器 電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用直流 125V 充電器～直流母線電路 電源車～AM 用動力変圧器～AM 用直流 125V 充電器～直流母線電路 軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁 ホース タンクローリ（4kL）	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「電源車（AM 用動力変圧器）による AM 用 MCC への電路構成」 「電源車（緊急用電源切替箱 A 経由）による AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 「AM 用直流 125V 充電器盤受電」 多様なハザード対応手順 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「電源車による給電（緊急用電源切替箱 A 接続）」 「電源車による給電（AM 用動力変圧器接続）」 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」
	非常用交流電源設備 （全交流動力電源喪失） 非常用直流電源設備 （蓄電池枯渇）		直流給電車による給電	事故時運転操作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「直流給電車による直流 125V 主母線盤 A 給電」 多様なハザード対応手順 「直流給電車による直流 125V 主母線盤 A 給電」 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」
	非常用交流電源設備 （全交流動力電源喪失） 非常用直流電源設備 （蓄電池枯渇）	直流給電車による給電	電源車 電源車～荒浜側緊急用高圧母線～AM 用直流 125V 充電器～直流母線電路	自主対策設備 事故時運転操作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「直流給電車による直流 125V 主母線盤 A 給電」 多様なハザード対応手順 「直流給電車による直流 125V 主母線盤 A 給電」 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:直流 125V 蓄電池 A，B，C 及び D からの給電は，運転員による操作は不要である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4/4）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保	非常用交流電源設備 （全交流動力電源喪失） 非常用直流電源設備 （蓄電池枯渇）	号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保	号炉間連絡ケーブル	自主対策設備 事故時運転操作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」
代替所内電気設備による給電	非常用所内電気設備	代替所内電気設備による給電	緊急用断路器 緊急用電源切替箱断路器 緊急用電源切替箱接続装置 AM用動力変圧器 AM用MCC AM用切替盤 AM用操作盤 非常用高圧母線C系 非常用高圧母線D系	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 AM設備別操作手順書 「第一ガスタービン発電機起動」 「第一GTGからAM用MCCへの回路構成」 「緊急用M/CからAM用MCCへの回路構成」 「大湊側緊急用M/CからAM用MCCへの回路構成」 「他号炉D/GによるAM用MCCへの回路構成（号炉間電力融通ケーブル使用）」 「DG(A)(B)による他号炉への電力融通」 「電源車（AM用動力変圧器）によるAM用MCCへの回路構成」
			荒浜側緊急用高圧母線 大湊側緊急用高圧母線	自主対策設備 「電源車（緊急用電源切替箱A経由）によるAM用MCCへの回路構成」 「AM用MCC受電」 多様なハザード対応手順 「第二GTGによる荒浜側緊急用M/C受電」 「第二GTGによる大湊側緊急用M/C受電」 「号炉間電力融通ケーブルによる電力融通」 「電源車による荒浜側緊急用M/C受電」 「電源車による給電（AM用動力変圧器接続）」 「電源車による給電（緊急用電源切替箱A接続）」
燃料の補給	-	燃料補給設備による給油	軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁 ホース タンクローリ（16kL） タンクローリ（4kL）	重大事故等対処設備 多様なハザード対応手順 「非常用D/G軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:直流125V蓄電池A, B, C及びDからの給電は，運転員による操作は不要である。

第 1.14.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/8)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)
1.14.2.1 代替電源 (交流) による対応手順 (1) 代替交流電源設備による給電			
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「第一ガスタービン発電機起動」 「M/C C・D 受電」	判断基準	電源	500kV 母線電圧 M/C C 電圧 M/C D 電圧
	操作	第一 GTG 運転監視	第一 GTG 発電機電圧 第一 GTG 発電機周波数 第一 GTG 発電機電力
		電源	M/C C 電圧 P/C C-1 電圧 M/C D 電圧 P/C D-1 電圧
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「緊急用 M/C から M/C C・D への電路構成」 「M/C C・D 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による荒浜側緊急用 M/C 受電」	判断基準	電源	500kV 母線電圧 M/C C 電圧 M/C D 電圧
	操作	第二 GTG 運転監視	第二 GTG 発電機電圧 第二 GTG 発電機周波数 第二 GTG 発電機電力
		電源	荒浜側緊急用 M/C 電圧 M/C C 電圧 P/C C-1 電圧 M/C D 電圧 P/C D-1 電圧
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「大湊側緊急用 M/C から M/C C・D への電路構成」 「M/C C・D 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による大湊側緊急用 M/C 受電」	判断基準	電源	500kV 母線電圧 M/C C 電圧 M/C D 電圧 第二 GTG 発電機電圧
	操作	第二 GTG 運転監視	第二 GTG 発電機電圧 第二 GTG 発電機周波数 第二 GTG 発電機電力
		電源	大湊側緊急用 M/C 電圧 M/C C 電圧 P/C C-1 電圧 M/C D 電圧 P/C D-1 電圧

監視計器一覧 (2/8)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.14.2.1 代替電源 (交流) による対応手順 (1) 代替交流電源設備による給電		
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「緊急用 M/C から M/C C・D への電路構成」 「M/C C・D 受電」 多様なハザード対応手順 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」	判断基準	電源 500kV 母線電圧 M/C C 電圧 M/C D 電圧 第一 GTG 発電機電圧 第二 GTG 発電機電圧
	操作	電源車運転監視 電源車電圧 電源車周波数 電源 荒浜側緊急用 M/C 電圧 M/C C 電圧 P/C C-1 電圧 M/C D 電圧 P/C D-1 電圧
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「電源車による P/C C-1・D-1 への電路構成」 「電源車 (緊急用電源切替箱 A 経由) による M/C C・D への電路構成」 「M/C C・D 受電」 「P/C C-1・D-1 受電 (P/C 動力変圧器～M/C C・D 経由)」 多様なハザード対応手順 「電源車による給電 (緊急用電源切替箱 A 接続)」 「電源車による給電 (動力変圧器 C-1 接続)」	判断基準	電源 500kV 母線電圧 M/C C 電圧 M/C D 電圧 第一 GTG 発電機電圧 第二 GTG 発電機電圧 電源車電圧 (荒浜側緊急用 M/C 経由)
	操作	電源車運転監視 電源車電圧 電源車周波数 電源 M/C C 電圧 P/C C-1 電圧 M/C D 電圧 P/C D-1 電圧
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「他号炉 D/G による M/C C・D への電路構成 (号炉間電力融通ケーブル使用)」 「DG(A)(B) による他号炉への電力融通」 多様なハザード対応手順 「号炉間電力融通ケーブルによる電力融通」	判断基準	電源 500kV 母線電圧 M/C C 電圧 M/C D 電圧 第一 GTG 発電機電圧 第二 GTG 発電機電圧 非常用 D/G(A) 発電機電圧 (他号炉) 非常用 D/G(B) 発電機電圧 (他号炉) 非常用 D/G(A) 発電機電力 (他号炉) 非常用 D/G(B) 発電機電力 (他号炉) 非常用 D/G(A) 発電機周波数 (他号炉) 非常用 D/G(B) 発電機周波数 (他号炉)
	操作	電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 D/G 運転監視 (他号炉) 非常用 D/G(A) 発電機電圧 (他号炉) 非常用 D/G(B) 発電機電圧 (他号炉) 非常用 D/G(A) 発電機電力 (他号炉) 非常用 D/G(B) 発電機電力 (他号炉) 非常用 D/G(A) 発電機周波数 (他号炉) 非常用 D/G(B) 発電機周波数 (他号炉)

監視計器一覧 (3/8)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順 (1) 代替直流電源設備による給電			
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」	判断基準	電源	500kV 母線電圧 M/C C 電圧
	操作	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「直流 125V 蓄電池切替 (A, A-2, AM 用)」	判断基準	電源	500kV 母線電圧 M/C C 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧
		蓄電池放電継続時間	直流 125V 蓄電池 A の放電時間が 8 時間以上となるおそれ
	操作	電源	直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (SA)
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「直流 125V 蓄電池切替 (A, A-2, AM 用)」	判断基準	電源	500kV 母線電圧 M/C C 電圧 M/C D 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧
		蓄電池放電継続時間	直流 125V 蓄電池 A-2 の放電時間が 19 時間以上となるおそれ
	操作	電源	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (SA)
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「直流 125V 充電器盤 A 受電」	判断基準	電源	P/C C-1 電圧
	操作	電源	直流 125V 充電器盤 A 充電器電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「直流 125V 充電器盤 B 受電」	判断基準	電源	P/C D-1 電圧
	操作	電源	直流 125V 充電器盤 B 充電器電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「直流 125V 充電器盤 A-2 受電」	判断基準	電源	P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧
	操作	電源	直流 125V 充電器盤 A-2 充電器電圧

監視計器一覧 (4/8)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順 (1) 代替直流電源設備による給電			
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「AM 直流 125V 充電器盤受電」	判断基準	電源	P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧
	操作	電源	AM 用直流 125V 充電器盤充電器電圧
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「中操監視計器類復旧 (C 系)」 「中操監視計器類復旧 (D 系)」	判断基準	電源	P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧
	操作	-	-
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「電源車 (AM 用動力変圧器) による AM 用 MCC への電路構成」 「電源車 (緊急用電源切替箱 A 経由) による AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 「AM 用直流 125V 充電器盤受電」 多様なハザード対応手順 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「電源車による給電 (緊急用電源切替箱 A 接続)」 「電源車による給電 (AM 用動力変圧器接続)」	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧
	操作	電源車運転監視	電源車電圧 電源車周波数
	操作	電源	AM 用直流 125V 充電器盤充電器電圧
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「直流給電車による直流 125V 主母線盤 A 給電」 多様なハザード対応手順 「直流給電車による直流 125V 主母線盤 A 給電」	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧 電源車電圧
	操作	直流給電車運転監視	直流給電車電圧
	操作	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧

監視計器一覧 (5/8)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順 (2) 常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保		
事故時運転転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電」	判断基準	電源 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧
	操作	電源 直流 125V 主母線盤 A 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧
事故時運転転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「第一ガスタービン発電機起動」 「緊急用 M/C から M/C C・D への電路構成」 「大湊緊急用 M/C から M/C C・D への電路構成」 「他号炉 D/G による M/C C・D への電路構成 (号炉間電力融通ケーブル使用)」 「DG(A)(B)による他号炉への電力融通」 「電源車による P/C C-1・D-1 への電路構成」 「電源車 (緊急用電源切替箱 A 経由) による M/C C・D への電路構成」 「M/C C・D 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「第二 GTG による大湊側緊急用 M/C 受電」 「号炉間電力融通ケーブルによる電力融通」 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「電源車による給電 (緊急用電源切替箱 A 接続)」 「電源車による給電 (動力変圧器 C-1 接続)」	判断基準	電源 直流 125V 主母線盤 B 電圧
	操作	電源 直流 125V 充電器盤 B 充電器電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 M/C D 電圧 P/C D-1 電圧
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順 (3) 号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保		
事故時運転転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」	判断基準	電源 500kV 母線電圧 M/C C 電圧 M/C D 電圧 第一 GTG 発電機電圧 第二 GTG 発電機電圧 電源車電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 P/C C-1 電圧 (他号炉) P/C D-1 電圧 (他号炉) 非常用 D/G(A) 発電機電力 (他号炉) 非常用 D/G(B) 発電機電力 (他号炉) 非常用 D/G(A) 発電機周波数 (他号炉) 非常用 D/G(B) 発電機周波数 (他号炉)
	操作	電源 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 P/C C-1 電圧 (他号炉) P/C D-1 電圧 (他号炉)

監視計器一覧 (6/8)

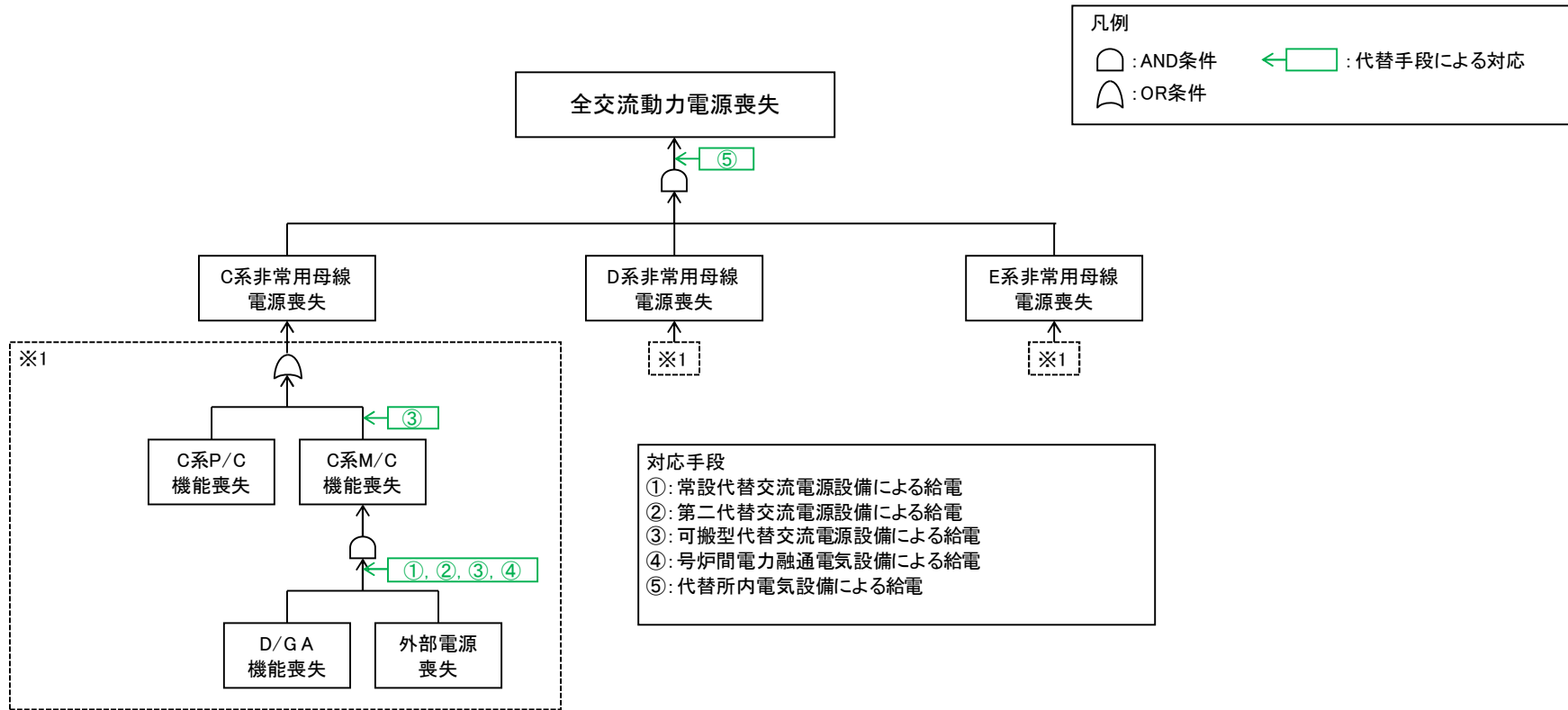
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)
1. 14. 2. 3 代替所内電気設備による対応手順 (1) 代替所内電気設備による給電			
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「第一ガスタービン発電機起動」 「第一 GTG から AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」	判断基準	電源	第一 GTG 発電機電圧 第一 GTG 発電機周波数 M/C D 電圧 P/C D-1 電圧
	操作	第一 GTG 運転監視	第一 GTG 発電機電圧 第一 GTG 発電機周波数 第一 GTG 発電機電力
		電源	AM 用 MCC B 電圧
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による荒浜側緊急用 M/C 受電」	判断基準	電源	第二 GTG 発電機電圧 第二 GTG 発電機周波数 荒浜側緊急用 M/C 電圧 M/C D 電圧 P/C D-1 電圧
	操作	第二 GTG 運転監視	第二 GTG 発電機電圧 第二 GTG 発電機周波数 第二 GTG 発電機電力
		電源	荒浜側緊急用 M/C 電圧 AM 用 MCC B 電圧
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「大湊側緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による大湊側緊急用 M/C 受電」	判断基準	電源	第二 GTG 発電機電圧 第二 GTG 発電機周波数 大湊側緊急用 M/C 電圧 M/C D 電圧 P/C D-1 電圧
	操作	第二 GTG 運転監視	第二 GTG 発電機電圧 第二 GTG 発電機周波数 第二 GTG 発電機電力
		電源	大湊側緊急用 M/C 電圧 AM 用 MCC B 電圧
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「他号炉 D/G による AM 用 MCC への電路構成 (号炉間電力融通ケーブル使用)」 「DG (A) (B) による他号炉への電力融通」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「号炉間電力融通ケーブルによる電力融通」	判断基準	電源	M/C D 電圧 P/C D-1 電圧 非常用 D/G (A) 発電機電圧 (他号炉) 非常用 D/G (B) 発電機電圧 (他号炉) 非常用 D/G (A) 発電機電力 (他号炉) 非常用 D/G (B) 発電機電力 (他号炉) 非常用 D/G (A) 発電機周波数 (他号炉) 非常用 D/G (B) 発電機周波数 (他号炉)
	操作	電源	AM 用 MCC B 電圧
		D/G 運転監視 (他号炉)	非常用 D/G (A) 発電機電圧 (他号炉) 非常用 D/G (B) 発電機電圧 (他号炉) 非常用 D/G (A) 発電機電力 (他号炉) 非常用 D/G (B) 発電機電力 (他号炉) 非常用 D/G (A) 発電機周波数 (他号炉) 非常用 D/G (B) 発電機周波数 (他号炉)

監視計器一覧 (7/8)

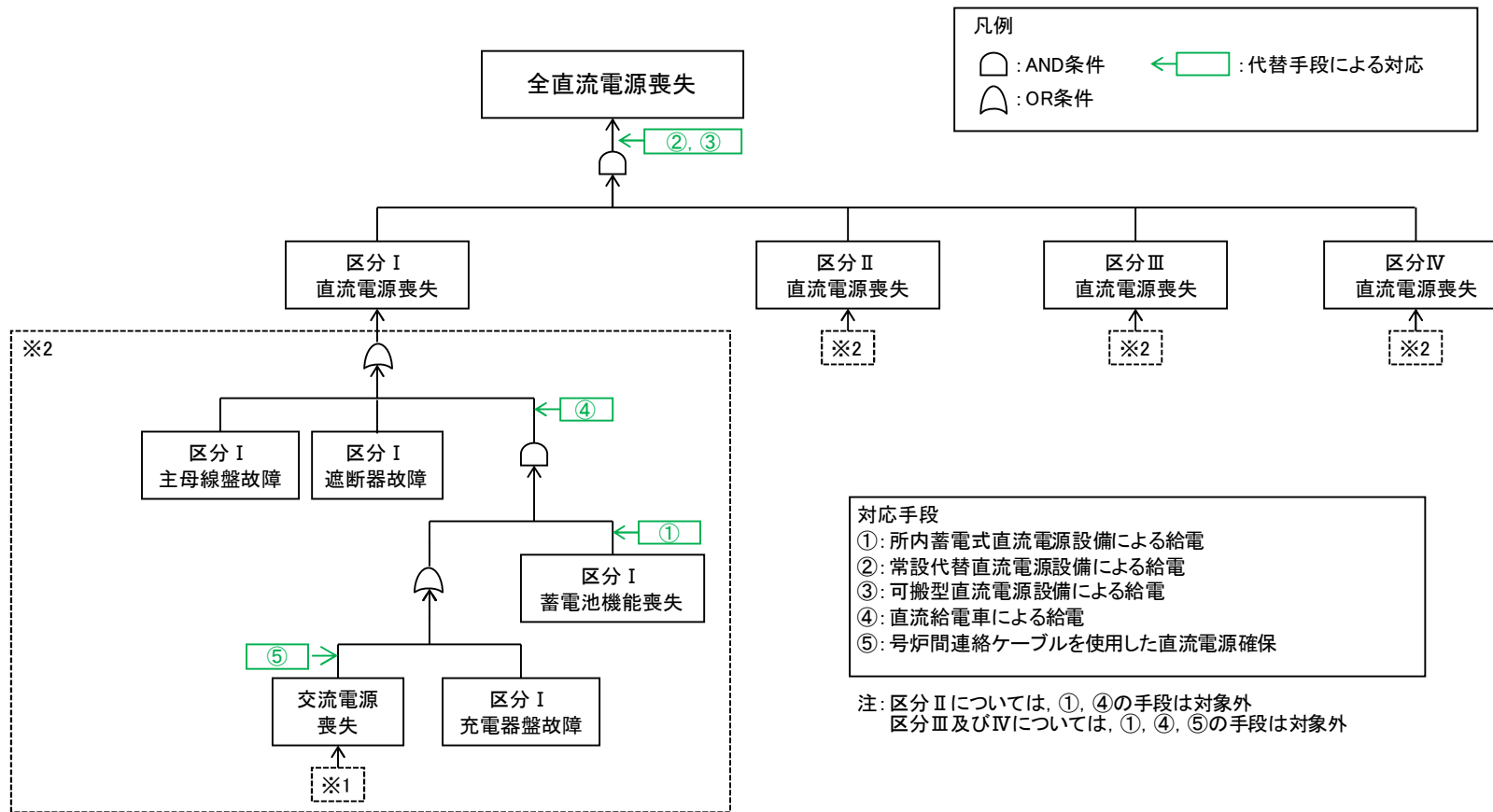
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順 (1)代替所内電気設備による給電		
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」	判断基準	電源 電源車電圧 電源車周波数 荒浜側緊急用 M/C 電圧 M/C D 電圧 P/C D-1 電圧
	操作	電源車運転監視 電源車電圧 電源車周波数
		電源 荒浜側緊急用 M/C 電圧 AM 用 MCC B 電圧
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「電源車 (AM 用動力変圧器) による AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「電源車による給電 (AM 用動力変圧器接続)」	判断基準	電源 電源車電圧 電源車周波数 M/C D 電圧 P/C D-1 電圧
	操作	電源 AM 用 MCC B 電圧
		電源車運転監視 電源車電圧 電源車周波数
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「電源車 (緊急用電源切替箱 A 経由) による AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「電源車による給電 (緊急用電源切替箱 A 接続)」	判断基準	電源 電源車電圧 電源車周波数 M/C D 電圧 P/C D-1 電圧
	操作	電源 AM 用 MCC B 電圧
		電源車運転監視 電源車電圧 電源車周波数
1.14.2.4 燃料の補給手順 (1)軽油タンクからタンクローリへの補給		
多様なハザード対応手順 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」	判断基準	補機監視機能 軽油タンク (A) 油面 軽油タンク (B) 油面 タンクローリ油タンクレベル
	操作	補機監視機能 軽油タンク (A) 油面 軽油タンク (B) 油面 タンクローリ油タンクレベル
1.14.2.4 燃料の補給手順 (2)タンクローリから各機器等への給油		
多様なハザード対応手順 「タンクローリから各機器等への給油」	判断基準	補機監視機能 タンクローリ油タンクレベル 各機器油タンクレベル
	操作	補機監視機能 タンクローリ油タンクレベル 各機器油タンクレベル

監視計器一覧 (8/8)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)
1. 14. 2. 5 重大事故等対処設備(設計基準拡張)の対応手順 (1)非常用交流電源設備による給電			
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」	判断基準	電源	500kV 母線電圧 M/C C 電圧 M/C D 電圧 M/C E 電圧
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 M/C E 電圧
	操作	D/G 運転監視	非常用 D/G(A) 発電機電圧 非常用 D/G(B) 発電機電圧 非常用 D/G(C) 発電機電圧 非常用 D/G(A) 発電機電力 非常用 D/G(B) 発電機電力 非常用 D/G(C) 発電機電力 非常用 D/G(A) 発電機周波数 非常用 D/G(B) 発電機周波数 非常用 D/G(C) 発電機周波数
補機監視機能		燃料デイトンク (A) 油面 燃料デイトンク (B) 油面 燃料デイトンク (C) 油面 軽油タンク (A) 油面 軽油タンク (B) 油面 原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (C) 系統流量 原子炉補機冷却水系熱交換器 (A) 出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器 (B) 出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器 (C) 出口冷却水温度	
1. 14. 2. 5 重大事故等対処設備(設計基準拡張)の対応手順 (2)非常用直流電源設備による給電			
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」	判断基準	電源	500kV 母線電圧 M/C C 電圧 M/C D 電圧 M/C E 電圧
		操作	電源



第 1.14.1 図 機能喪失原因対策分析 (1/2)



第 1.14.1 図 機能喪失原因対策分析 (2/2)

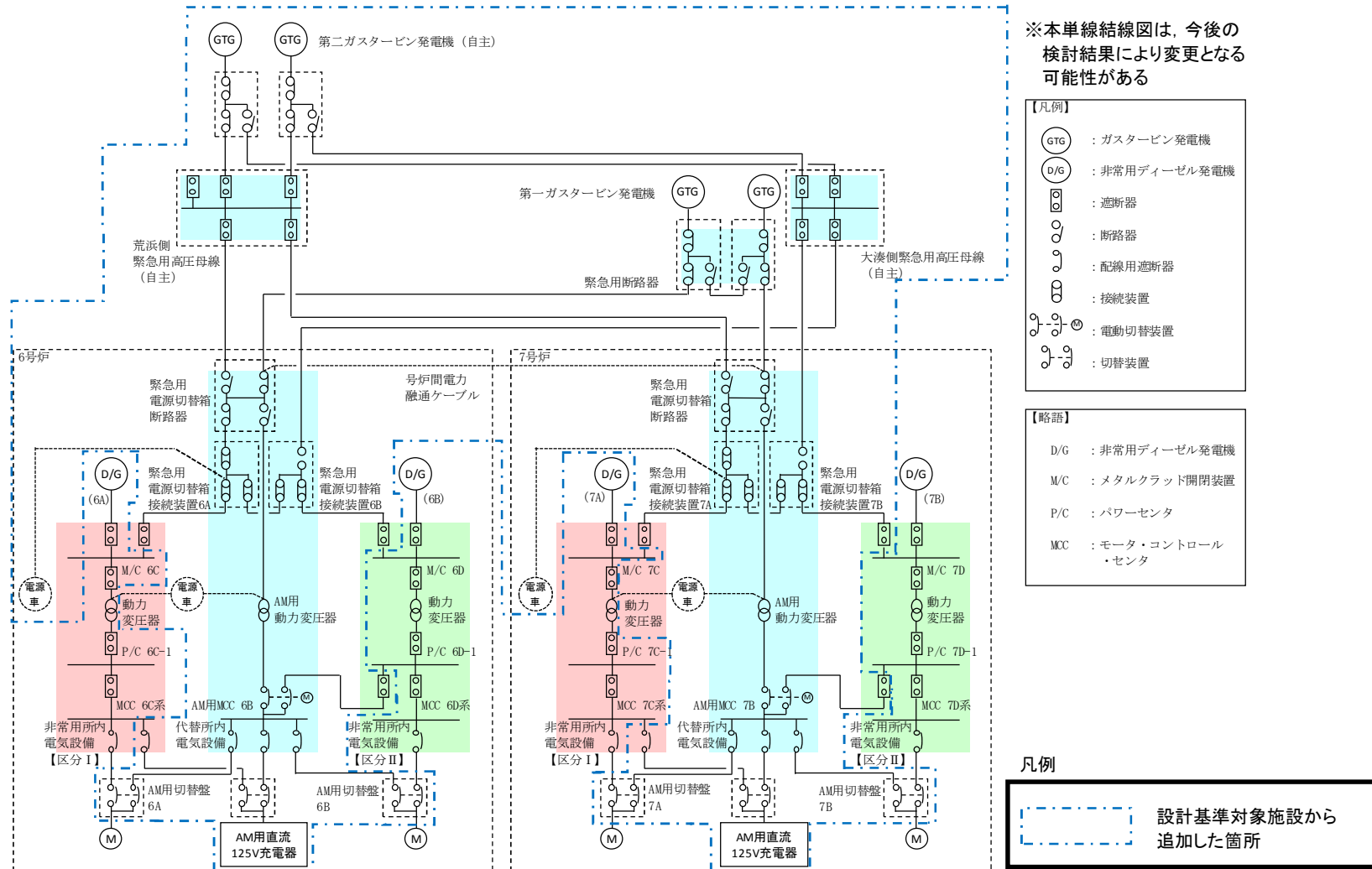
凡例: フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり

フロントライン系, サポート系の整理, 故障の想定・対応手段

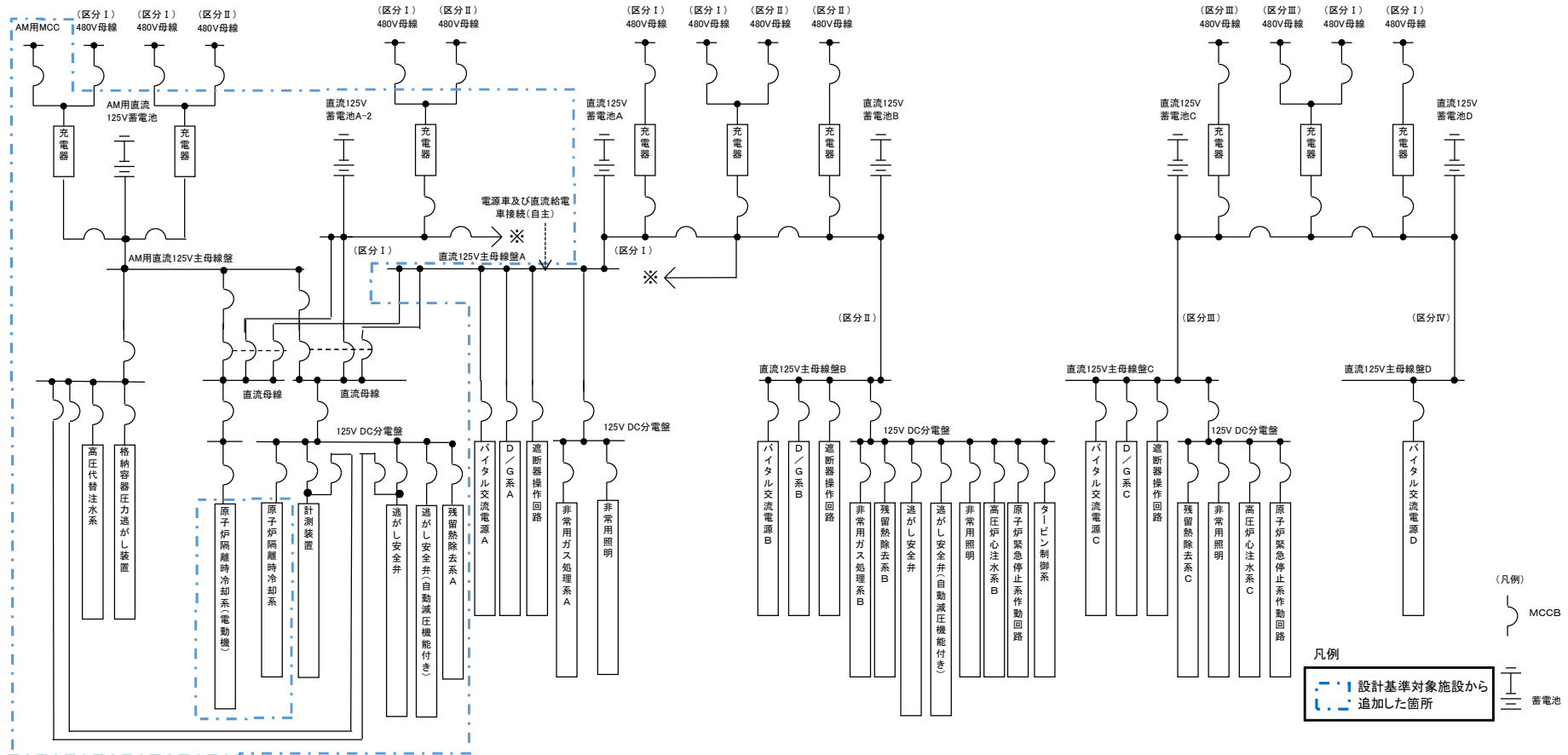
故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8
全交流動力電源喪失	C系非常用母線電源喪失	C系P/C機能喪失	D/G A機能喪失					
		C系M/C機能喪失	外部電源喪失					
	D系非常用母線電源喪失	D系P/C機能喪失	D/G B機能喪失					
		D系M/C機能喪失	外部電源喪失					
	E系非常用母線電源喪失	E系P/C機能喪失						
		E系M/C機能喪失	D/G C機能喪失					
全直流電源喪失	区分I 主母線盤故障							
	区分I 断路器故障							
	区分I 直流供給源の喪失	区分I 蓄電池機能喪失						
		区分I 直流給電機能喪失	区分I 充電器盤故障					
			交流電源喪失					
	区分II 主母線盤故障							
	区分II 断路器故障							
	区分II 直流供給源の喪失	区分II 蓄電池機能喪失						
		区分II 直流給電機能喪失	区分II 充電器盤故障					
			交流電源喪失					
	区分III 主母線盤故障							
	区分III 断路器故障							
	区分III 直流供給源の喪失	区分III 蓄電池機能喪失						
		区分III 直流給電機能喪失	区分III 充電器盤故障					
			交流電源喪失					
	区分IV 主母線盤故障							
区分IV 断路器故障								
区分IV 直流供給源の喪失	区分IV 蓄電池機能喪失							
	区分IV 直流給電機能喪失	区分IV 充電器盤故障						
		交流電源喪失						

※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」をもとに、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND 条件、OR 条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

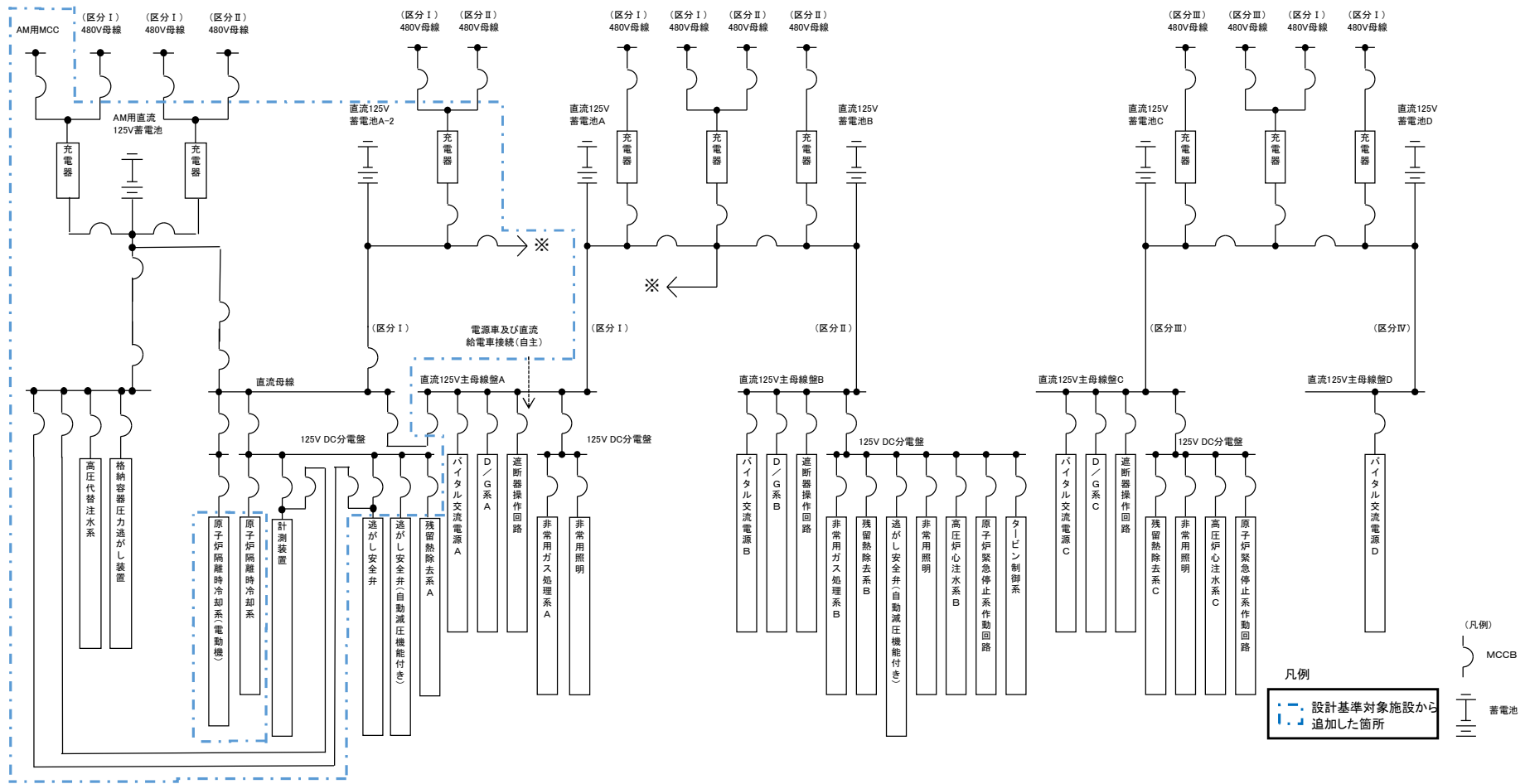
第 1.14.1 図 機能喪失原因対策分析 (補足)



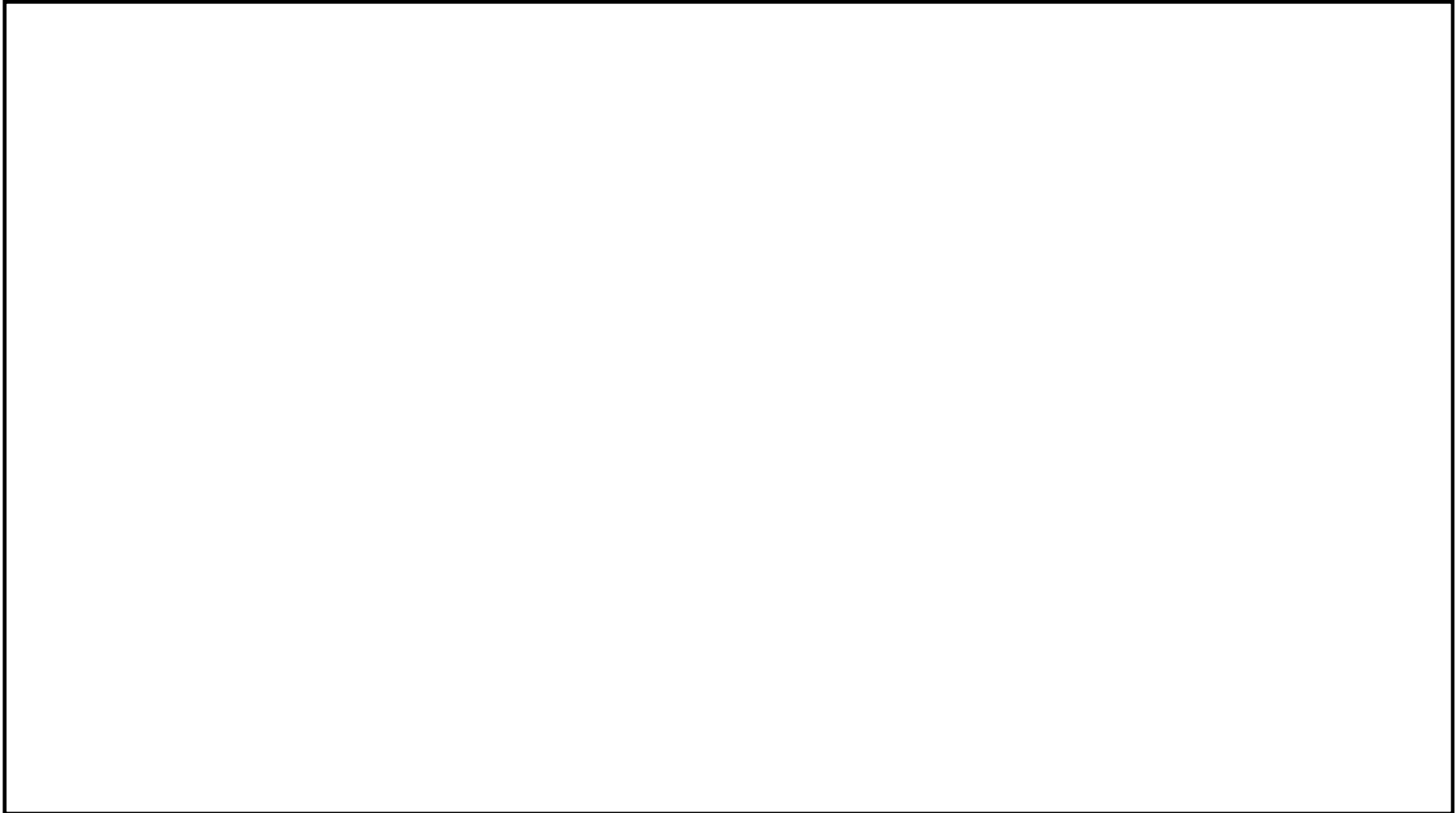
第 1.14.2 図 交流電源単線結線図 (6号及び7号炉)



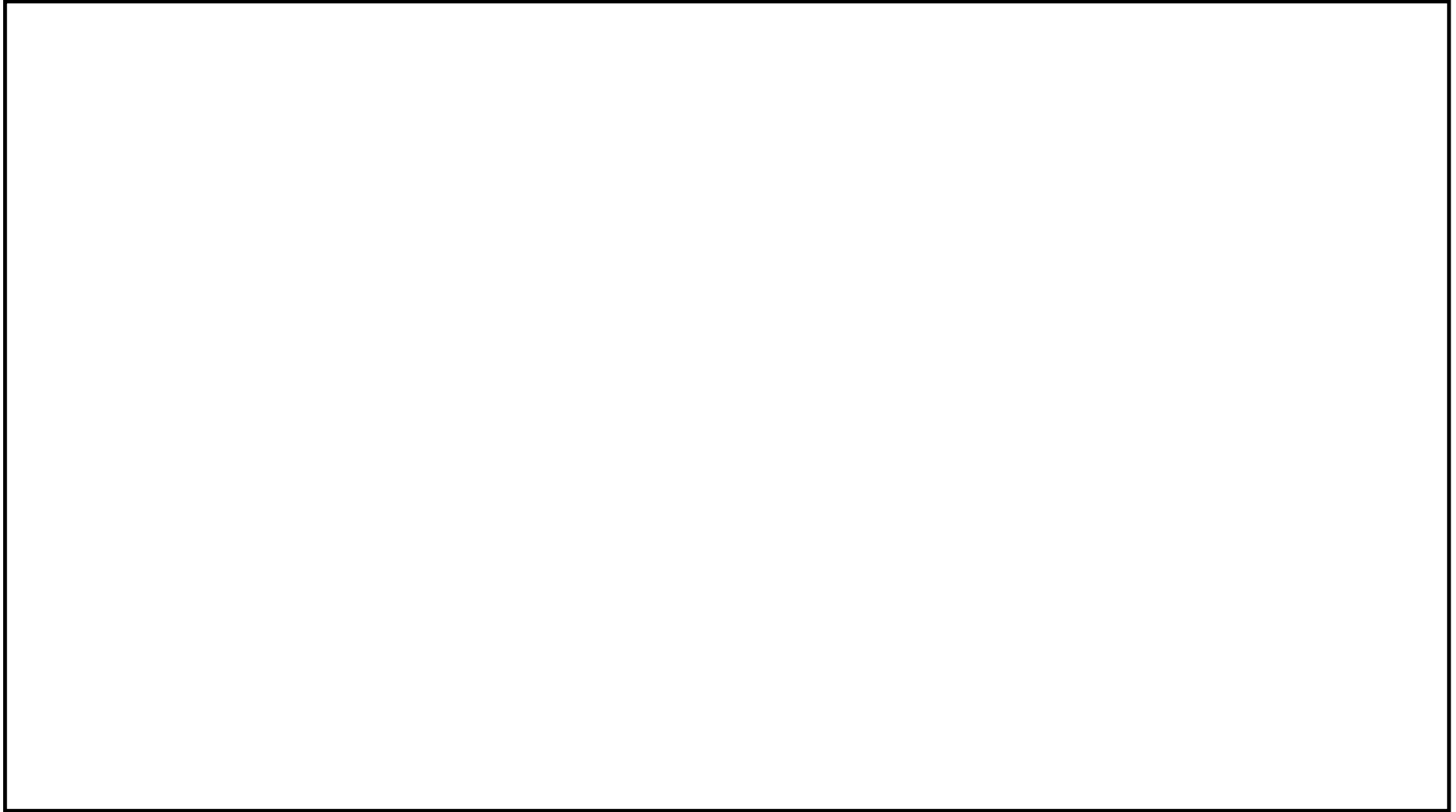
第 1.14.3 図 直流電源単線結線図 (6号炉)



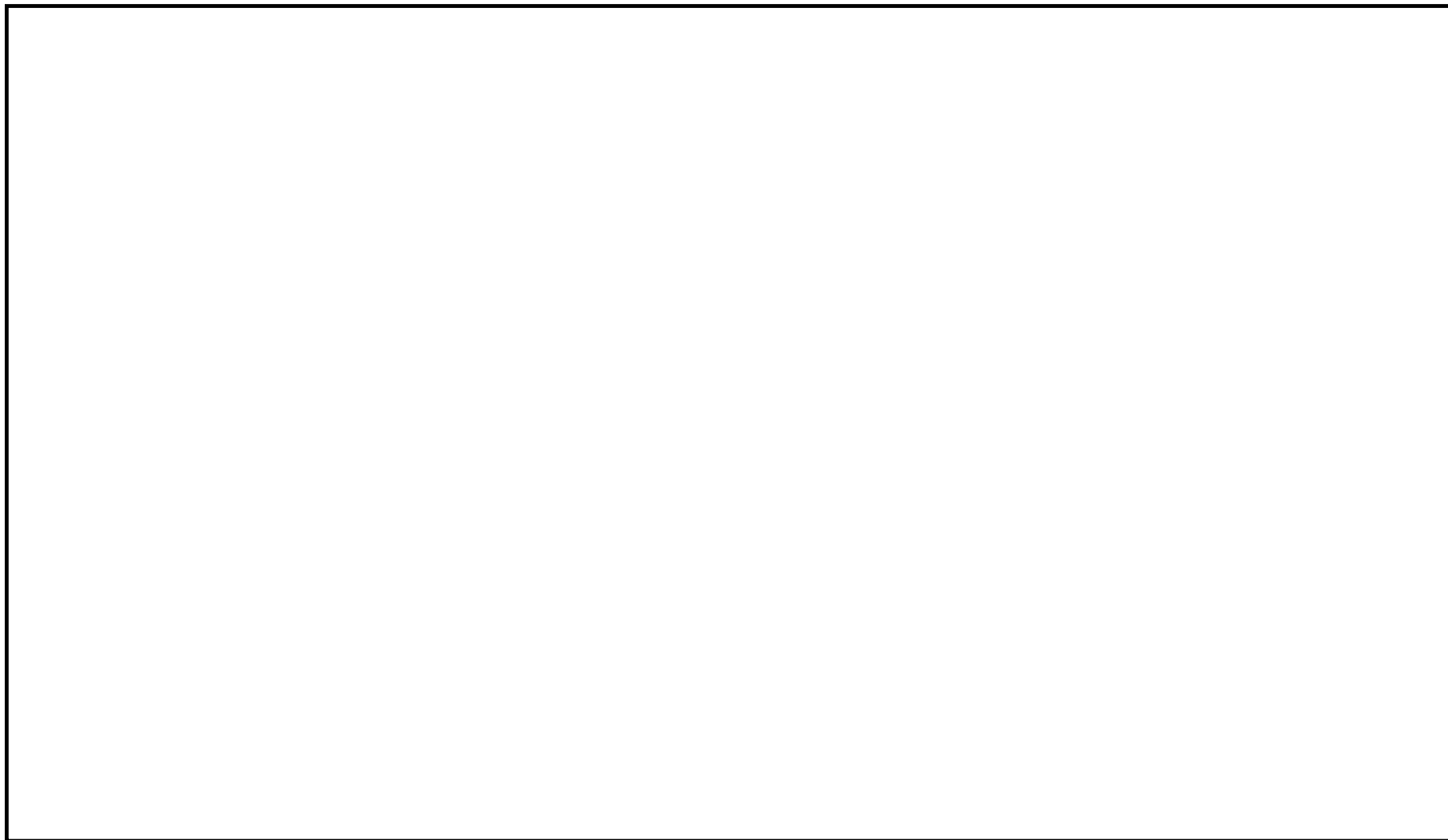
第 1.14.4 図 直流電源単線結線図 (7号炉)



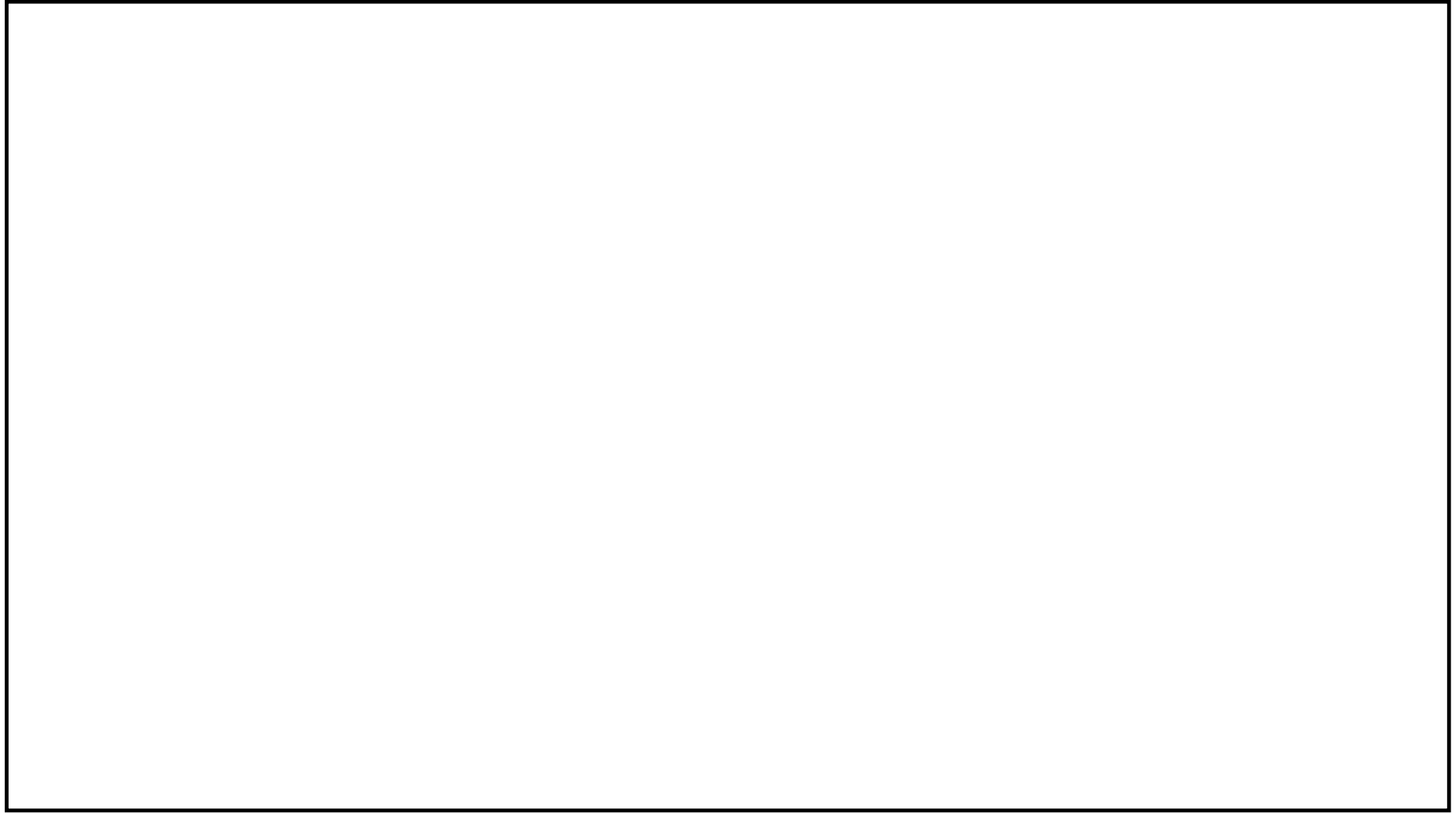
第 1.14.5 図 EOP「交流/直流電源供給回復」における対応フロー (1/2)



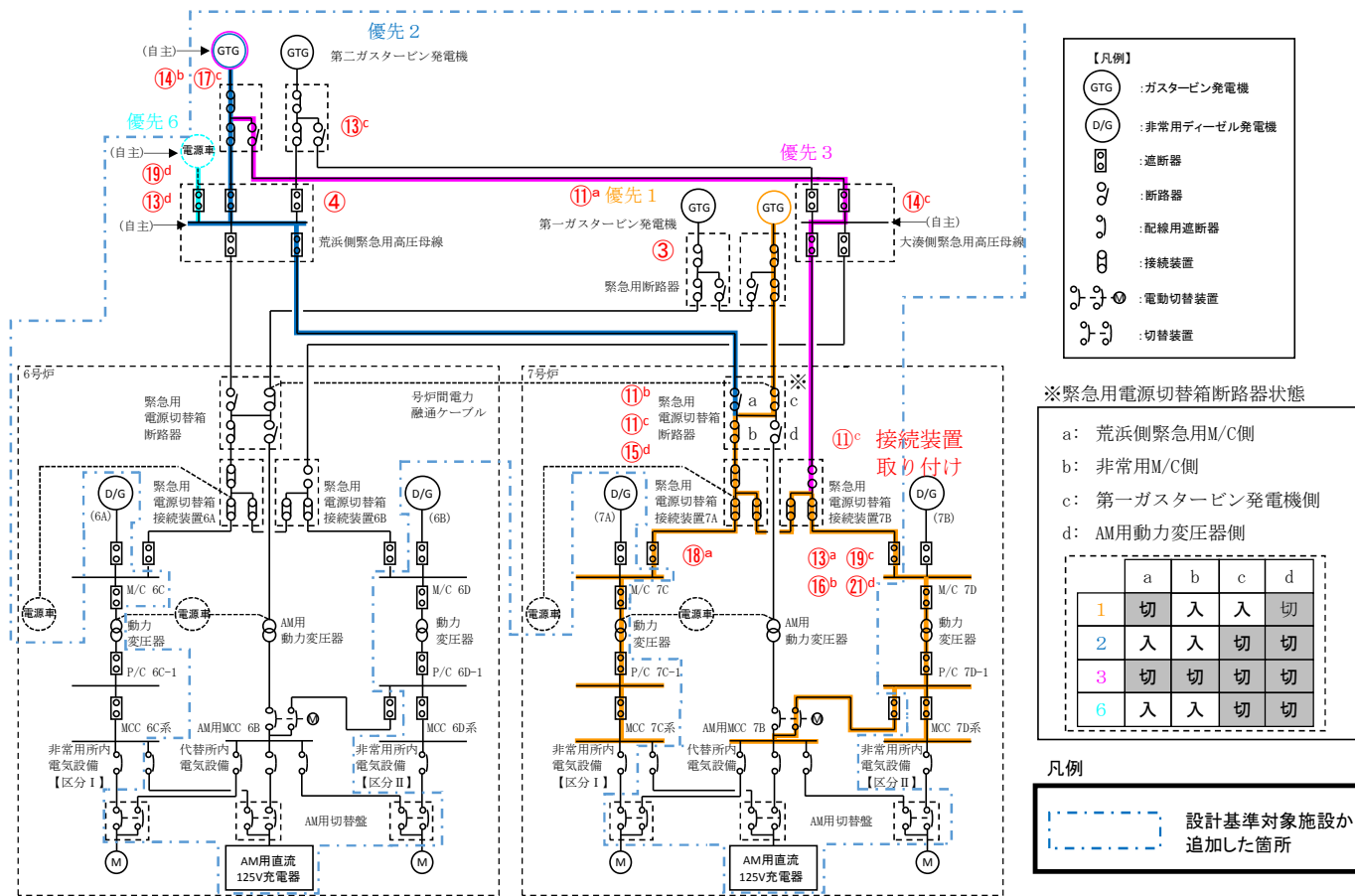
第 1.14.5 図 EOP「交流/直流電源供給回復」における対応フロー (2/2)



第 1.14.6 図 停止時 EOP「交流/直流電源供給回復」における対応フロー (1/2)



第 1.14.6 図 停止時 EOP「交流/直流電源供給回復」における対応フロー (2/2)



操作手順	名称	操作場所
⑪ ^c	緊急用電源切替箱接続装置(大湊側)	原子炉建屋地下1階(非管理区域)

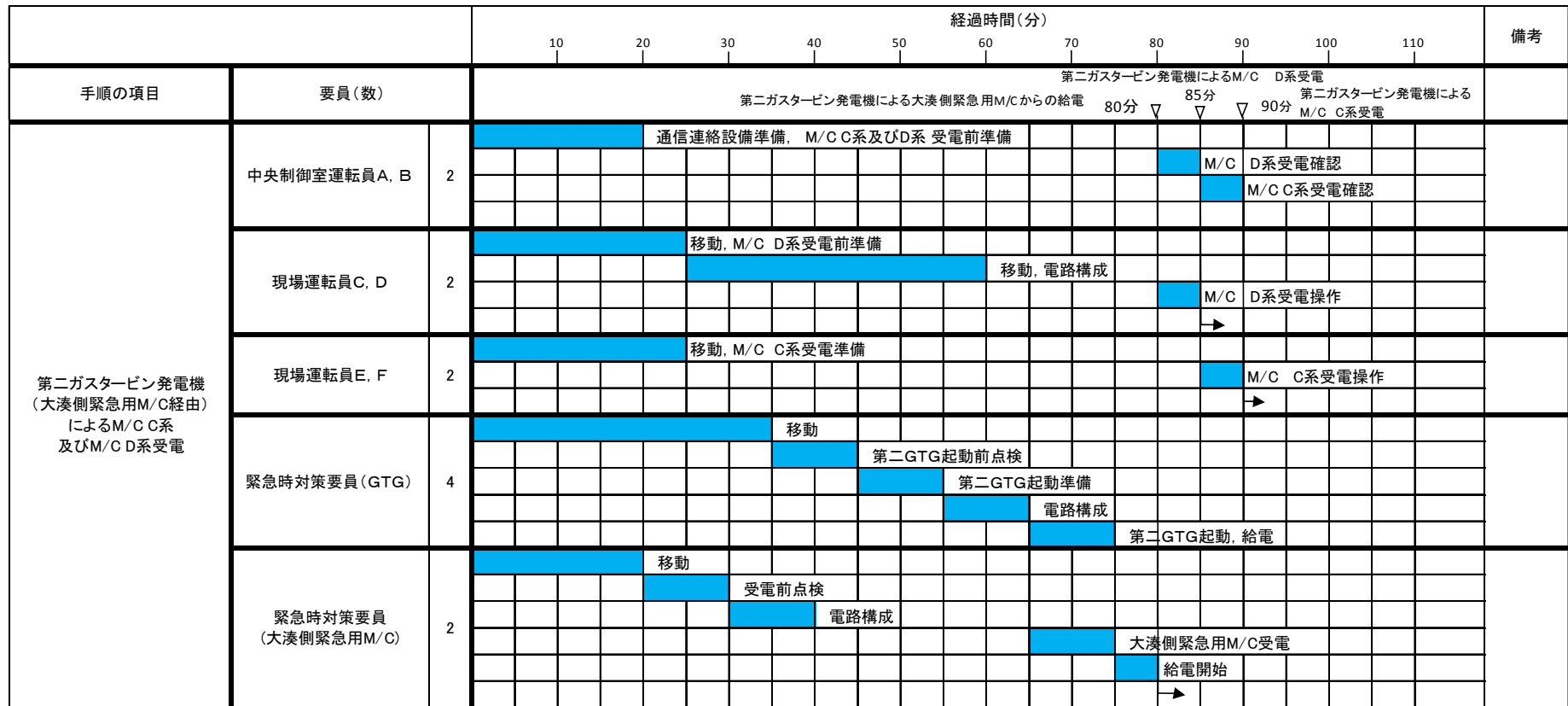
第 1.14.7 図 第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電概要図

		経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60						
手順の項目	要員(数)	第一ガスタービン発電機によるM/C D系受電 20分										50分 第一ガスタービン発電機によるM/C C系受電	
第一ガスタービン発電機 によるM/C C系及び M/C D系受電	中央制御室運転員A	1	第一GTG起動										
			給電										
	中央制御室運転員B	1	M/C D系受電前準備, 通信連絡設備準備										
			M/C D系受電確認										
			M/C C系受電前準備			M/C C系受電確認							
	現場運転員C, D (R/B)	2	移動, M/C D系受電前準備										
			M/C D系受電操作										
	現場運転員E, F (C/B⇒R/B)	2	移動, M/C D系受電前準備										
移動, M/C C系受電前準備													
M/C C系受電操作													

第 1.14.8 図 第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電
(第一ガスタービン発電機による M/C C 系及び M/C D 系受電の場合)
タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90					
第二ガスタービン発電機 (荒浜側緊急用M/C経由) によるM/C C系 及びM/C D系受電	中央制御室運転員A, B	2	第二ガスタービン発電機によるM/C D系受電 75分												
			第二ガスタービンによる荒浜側緊急用M/C受電 70分 ▽ ▽ ▽ 80分 によるM/C C系受電												
		通信連絡設備準備, M/C C系及びD系受電前準備													
		M/C D系受電確認													
	現場運転員C, D	2	移動, M/C D系受電前準備												
			移動, 電路構成												
		M/C D系受電操作													
		→													
	現場運転員E, F	2	M/C C系受電前準備												
			M/C C系受電操作												
	緊急時対策要員	6	移動												
			第二GTG起動前点検												
			第二GTG起動準備												
			第二GTG起動												
			給電												
			→												

第 1.14.9 図 第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電
(第二ガスタービン発電機 (荒浜側緊急用 M/C 経由) による M/C C 系及び M/C D 系受電の場合)
タイムチャート



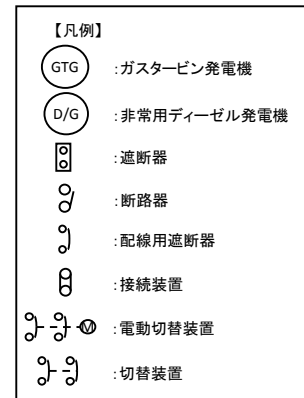
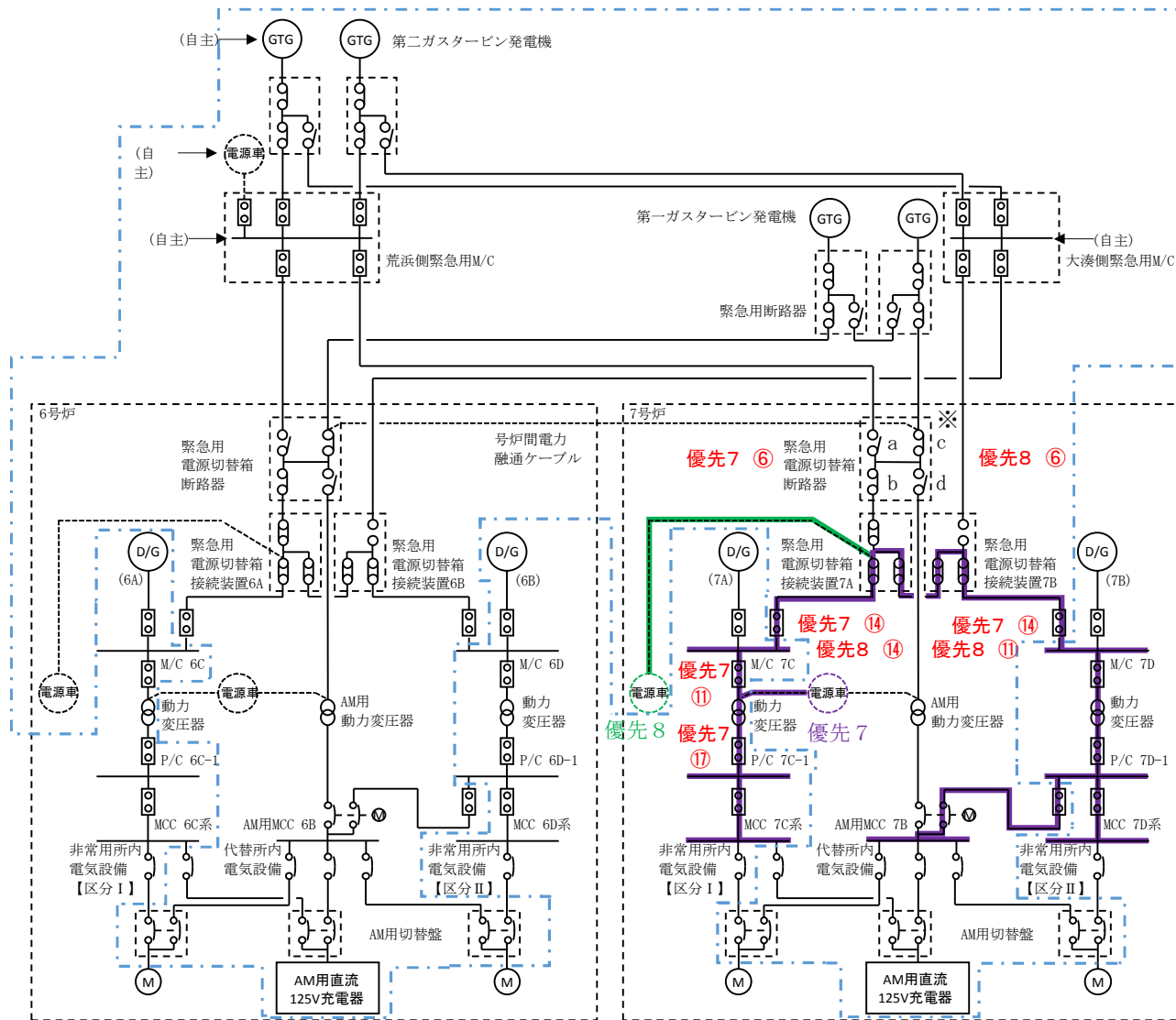
第 1.14.10 図 第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電
(第二ガスタービン発電機 (大湊側緊急用 M/C 経由) による M/C C 系及び M/C D 系受電の場合)
タイムチャート

		経過時間(分)												備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120			
電源車(荒浜側緊急用M/C経由)によるM/C C系及びM/C D系受電	手順の項目	電源車による荒浜側緊急用M/C受電 90分※2 ▽ 95分※2 ▽ 100分※2 ▽ 電源車によるM/C D系受電 100分※2 電源車によるM/C C系受電														
	要員(数)															
	中央制御室運転員A, B	2	通信連絡設備準備, M/C C系及びD系 受電前準備												M/C D系受電確認	
	現場運転員C, D	2	移動, M/C D系受電前準備				移動, 電路構成								M/C C系受電確認	
	現場運転員E, F	2	M/C C系受電前準備												M/C D系受電操作	
緊急時対策要員	6	移動※1		電源車起動前点検				電源車 起動準備						M/C C系受電操作		
														電源車起動, 給電		

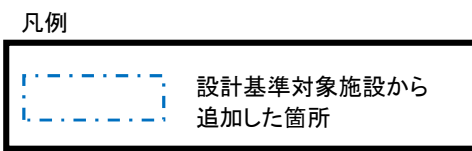
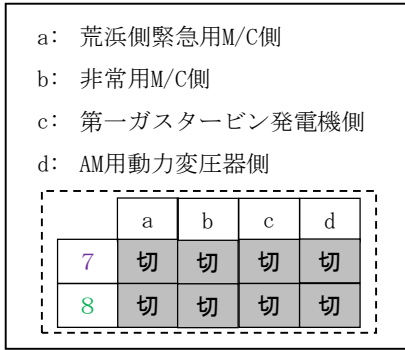
※2 大湊側高台保管場所の電源車を使用する場合は、電源車による給電開始まで約80分、M/C D系受電完了まで約85分、M/C C系受電完了まで約90分で可能である。

第 1.14.11 図 第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電 (電源車 (荒浜側緊急用 M/C 経由) による M/C C 系及び M/C D 系受電の場合) タイムチャート

※1 大湊側高台保管場所の電源車を使用する場合は、20分と想定する。



※緊急用電源切替箱断路器状態



第 1.14.12 図 電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(時)								備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8		
電源車(P/C C系動力変圧器の一次側に接続)によるP/C C系及びP/C D系受電	中央制御室運転員A, B	2	ケーブル敷設, 接続, 電源車起動 5時間10分※2					5時間30分※2 電源車によるP/C D系受電			
			通信連絡設備準備, 電源接続前準備					5時間40分※2 電源車によるP/C C系受電			
	現場運転員C, D	2	移動, 電源接続前準備					M/C C系受電			
								M/C D系及びP/C D系受電確認			
								P/C C系受電			
	緊急時対策要員	6	電源車移動 ※1					M/C C系受電確認, 操作, 移動, M/C D系受電操作, 確認			
			ケーブル準備					移動, P/C C系受電確認			
			ケーブル接続								
			電源車起動, 給電								

※2 大湊側高台保管場所の電源車を使用する場合は、電源車による給電開始まで約5時間、P/C D系受電完了まで約5時間20分、P/C C系受電完了まで約5時間30分で可能である。

第 1.14.13 図 電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電

(電源車 (P/C C 系動力変圧器の一次側に接続) による P/C C 系及び P/C D 系受電の場合)

タイムチャート

※1 大湊側高台保管場所の電源車を使用する場合は、30分と想定する。

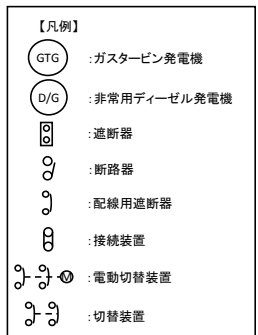
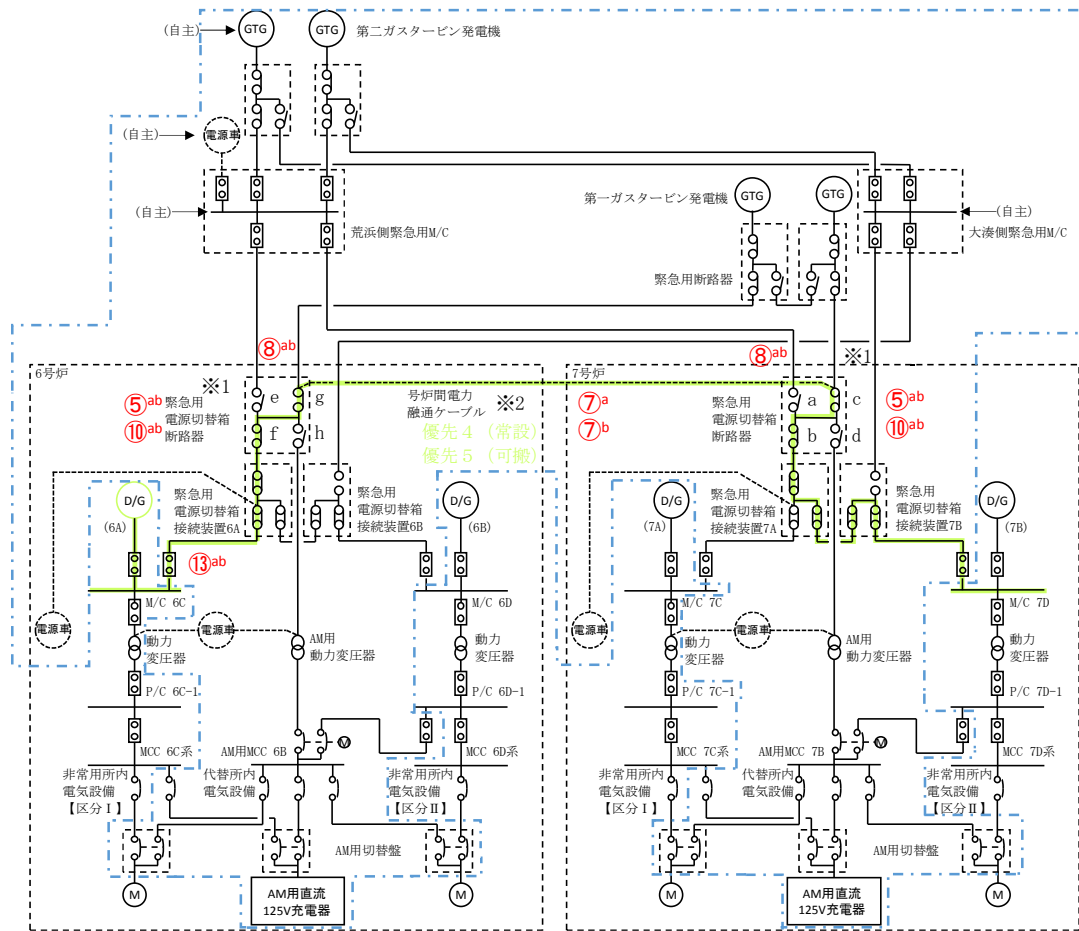
		経過時間(時)								備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8		
電源車(緊急用電源切替箱接続装置に接続)によるP/C C系及びP/C D系受電	手順の項目	ケーブル敷設, 接続, 電源車起動 4時間25分※2									
	要員(数)	4時間35分※2 電源車によるP/C D系受電									
	中央制御室運転員A, B	2	通信連絡設備準備, 電源接続前準備				▽▽▽	M/C D系及びP/C D系受電確認			
	現場運転員C, D	2	移動, 電源接続前準備				▽▽▽	M/C C系及びP/C C系受電確認			
緊急時対策要員	6	電源車移動 ※1		ケーブル準備	ケーブル接続	電源車起動, 給電					
※1 大湊側高台保管場所の電源車を使用する場合は, 30分と想定する。 ※2 大湊側高台保管場所の電源車を使用する場合は, 電源車による給電開始まで約4時間15分, P/C D系受電完了まで約4時間25分, P/C C系受電完了まで約4時間35分で可能である。											

1.14-145

第 1.14.14 図 電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電

(電源車 (緊急用電源切替箱接続装置に接続) による P/C C 系及び P/C D 系受電の場合)

タイムチャート



※1 緊急用電源切替箱断路器状態

7号炉

a: 荒浜側緊急用M/C側
b: 非常用M/C側
c: 第一ガスタービン発電機側
d: AM用動力変圧器側

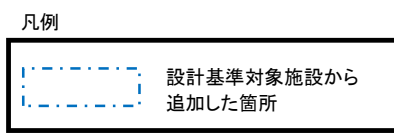
	a	b	c	d
4	切	入	入	切
5	切	入	入	切

6号炉

e: 荒浜側緊急用M/C側
f: 非常用M/C側
g: 第一ガスタービン発電機側
h: AM用動力変圧器側

	e	f	g	h
4	切	入	入	切
5	切	入	入	切

※2 号炉間電力融通ケーブル（常設）は、あらかじめ号炉間にケーブルを敷設し、端部をケーブルの収納盤に収納して使用する際に手で接続する。また、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は、使用する際に運搬して敷設し、手で接続する。

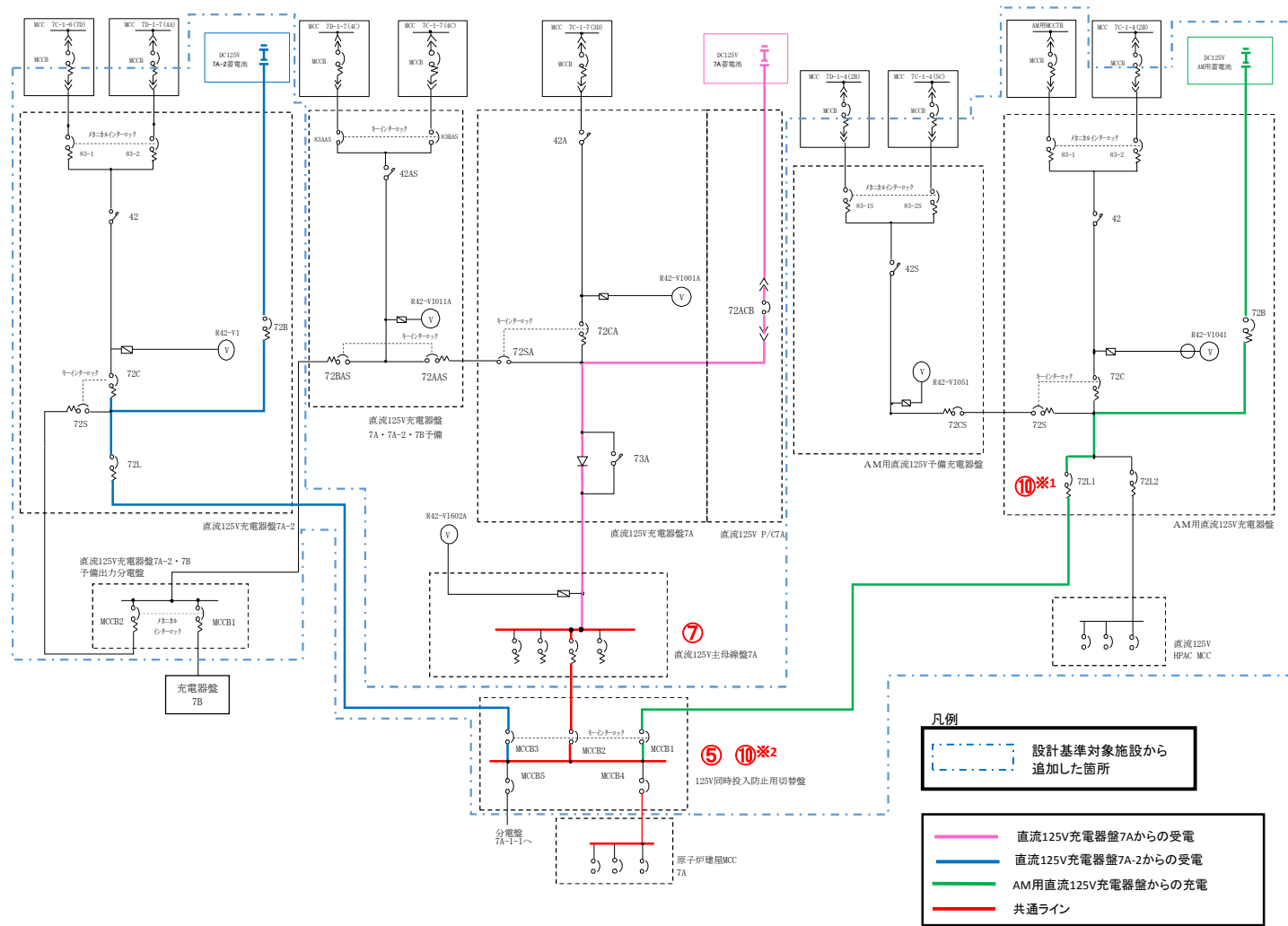


第 1. 14. 15 図 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C C 系又は M/C D 系受電 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考	
		30	60	90	120	150	180	210	240	270					
		負荷切替え、非常用ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系給電準備 1時間25分 電力融通 (屋外保管の号炉間電力融通ケーブル(可搬型)使用の場合) 4時間5分※3													
号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C C系又はM/C D系受電 (屋外保管の号炉間電力融通ケーブル(可搬型)使用の場合)	中央制御室運転員A, B (当該号炉)	2	通信連絡設備準備, M/C C系又はM/C D系受電前準備										M/C C系又はM/C D系受電確認		
	中央制御室運転員a, b (他号炉)	2	M/C C系又はM/C D系給電前準備												
	現場運転員c, d (他号炉)	2	負荷停止, 負荷切替												
			移動, 電路構成												
			M/C C系又はM/C D系給電操作												
	現場運転員e, f (他号炉)	2	負荷停止, 負荷切替え												
現場運転員C, D (当該号炉)	2	受電前準備													
緊急時対策要員	6	移動, ケーブル接続前準備 ※1												※1 コントロール建屋内の号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用する場合は、20分と想定する。	
		ケーブル敷設※2												※2 コントロール建屋内の号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用する場合は、50分と想定する。	
		ケーブル接続													

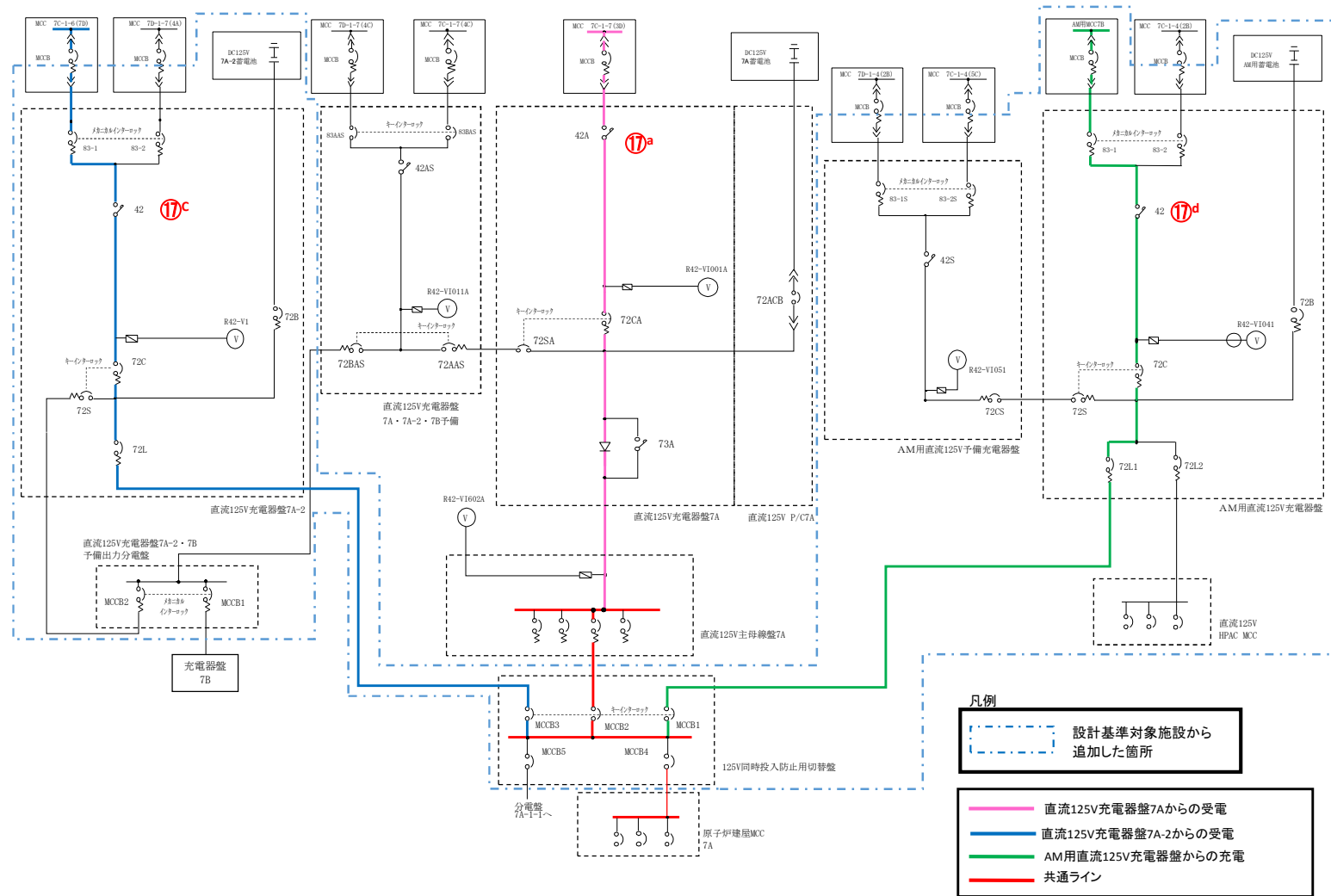
※3 コントロール建屋内の号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用する場合は、約1時間55分で可能である。

第 1.14.16 図 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C C 系又は M/C D 系受電 タイムチャート



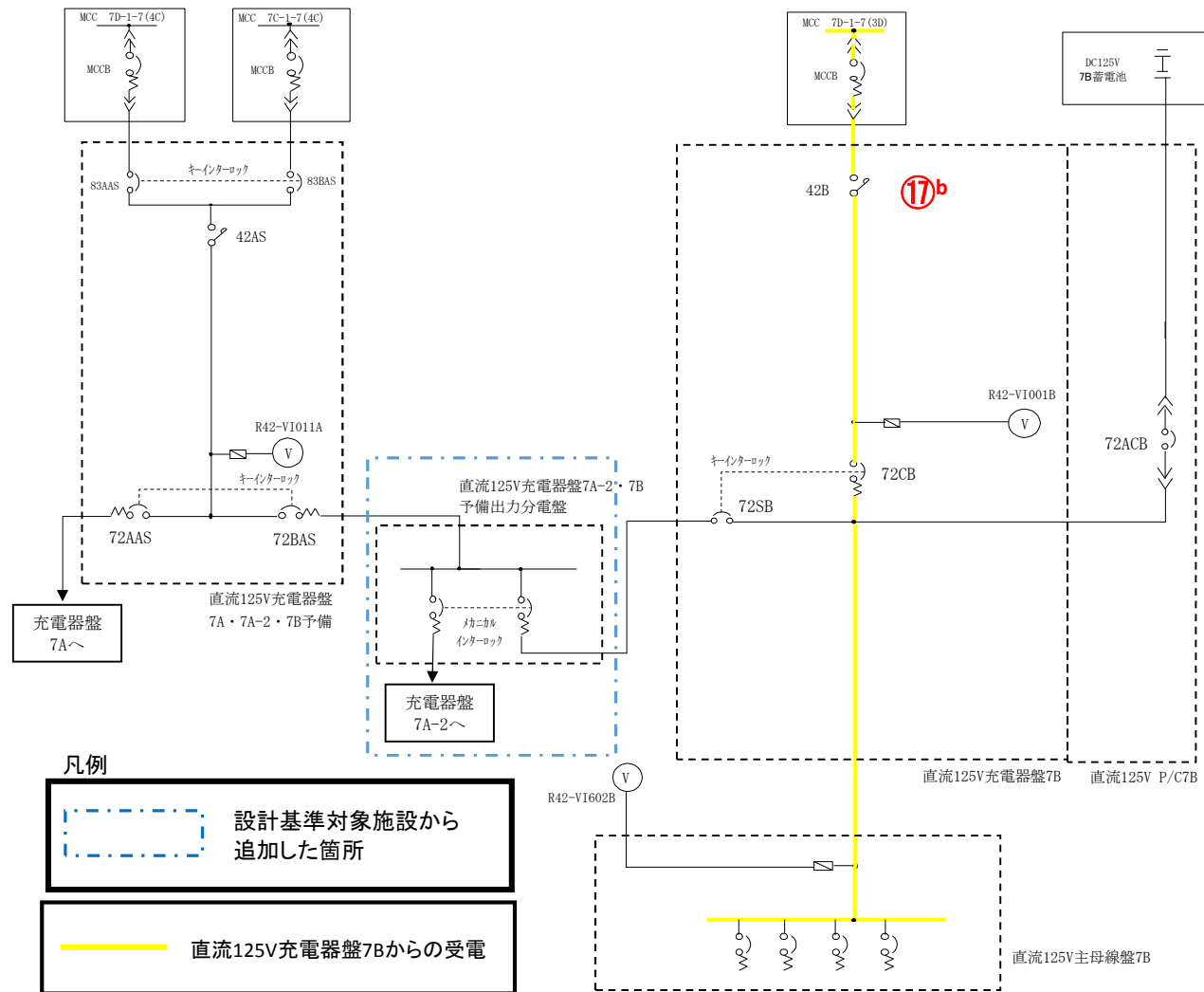
第 1.14.17 図 所内蓄電式直流電源設備による給電

(直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄電池 A-2, AM 用直流 125V 蓄電池切替え) 概要図

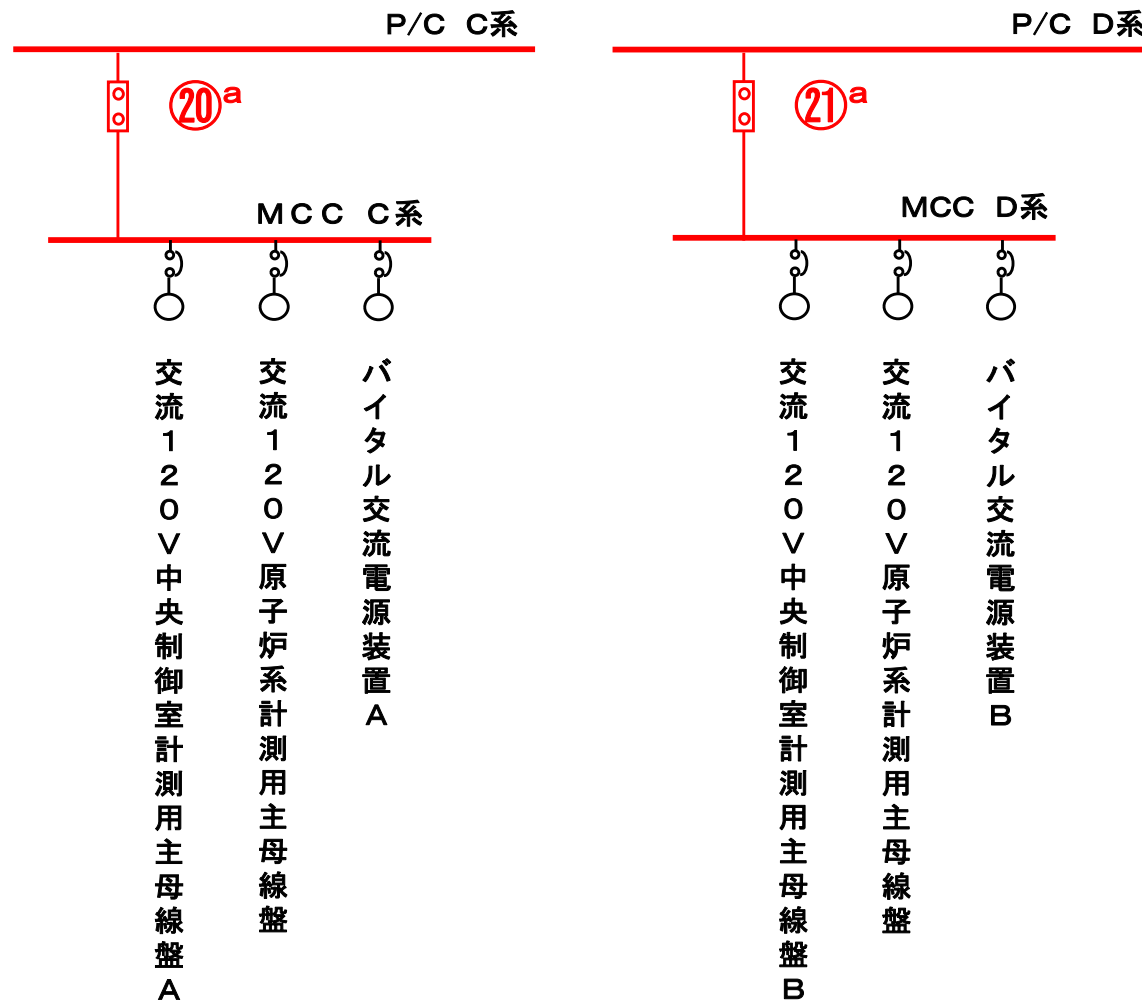


第 1.14.18 図 所内蓄電式直流電源設備による給電

(直流 125V 充電器盤 A, 直流 125V 充電器盤 A-2, AM 用直流 125V 充電器盤受電) 概要図



第 1. 14. 19 図 所内蓄電式直流電源設備による給電（直流 125V 充電器盤 B 受電） 概要図



第 1.14.20 図 所内蓄電式直流電源設備による給電（中央制御室監視計器の復旧） 概要図

		経過時間(時間)												備考			
		7	8	9	18	19	20	21	24								
手順の項目	要員(数)	直流125V蓄電池Aから蓄電池A-2への切替え						直流125V蓄電池A-2からAM用直流125V蓄電池への切替え									
所内蓄電池式直流電源設備 による給電	中央制御室運転員A, B	2															
	現場運転員C, D	2															

第 1.14.21 図 所内蓄電式直流電源設備による給電

(直流 125V 蓄電池 A, 直流 125V 蓄電池 A-2, AM 用直流 125V 蓄電池切替え)

タイムチャート

手順の項目		要員(数)		経過時間(分)												備考
				10	20	30	40	50	60	70						
直流125V充電器盤A受電		中央制御室運転員A, B		40分 直流125V充電器盤A受電												
				通信連絡設備準備, MCC C系電源確保												
				C/B計測制御電源盤区域排風機復旧												
		直流125V充電器盤A受電確認														
		現場運転員C, D		移動, 通信連絡設備準備, MCC C系電源確保												
				移動, 通信連絡設備準備, C/B計測制御電源盤区域(A)排風機復旧												
直流125V充電器盤A受電操作																

第 1.14.22 図 所内蓄電式直流電源設備による給電（直流 125V 充電器盤 A 受電） タイムチャート

		経過時間(分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70									
手順の項目	要員(数)	40分 直流125V充電器盤B受電															
直流125V充電器盤B受電	中央制御室運転員A, B	2	通信連絡設備準備, MCC D系電源確保														
			C/B計測制御電源区域(B)排風機復旧														
			直流125V充電器盤B受電確認														
	現場運転員C, D	2	移動, 通信連絡設備準備, MCC D系電源確保														
			移動, 通信連絡設備準備, C/B計測制御電源区域(B)排風機復旧														
			直流125V充電器盤B受電操作														

第 1.14.23 図 所内蓄電式直流電源設備による給電（直流 125V 充電器盤 B 受電） タイムチャート

		経過時間(分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70									
手順の項目	要員(数)	40分 直流125V充電器盤A-2受電															
直流125V充電器盤A-2受電	中央制御室運転員A, B	2	通信連絡設備準備, MCC C系電源確保														
			C/B計測制御電源区域(A)排風機復旧														
			直流125V充電器盤A-2受電確認														
	現場運転員C, D	2	移動, 通信連絡設備準備, MCC C系電源確保														
			移動, 通信連絡設備準備, C/B計測制御電源区域(A)排風機復旧														
			直流125V充電器盤A-2受電操作														

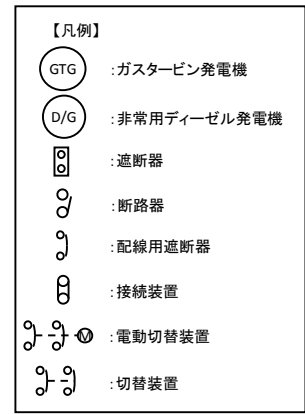
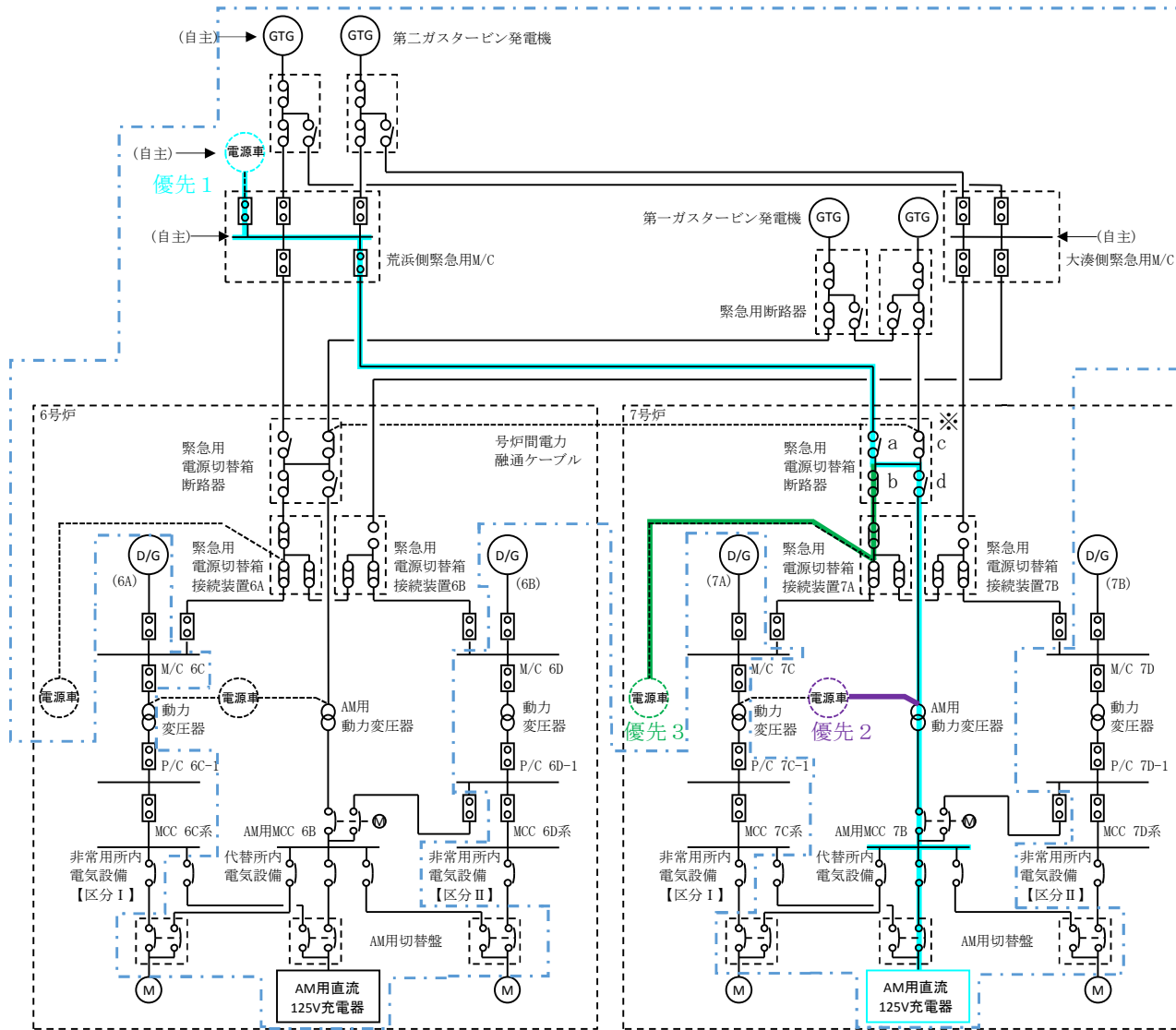
第 1.14.24 図 所内蓄電式直流電源設備による給電（直流 125V 充電器盤 A-2 受電） タイムチャート

		経過時間(分)												備考		
		10	20	30	40	50	60	70								
手順の項目	要員(数)	35分 AM用直流125V充電器盤受電														
AM用直流125V充電器盤受電	中央制御室運転員A, B	2	通信連絡設備準備, MCC C系電源確保													
			D/G(A)/Z排風機復旧													
			AM用直流125V充電器盤受電確認													
	現場運転員C, D	2	移動, 通信連絡設備準備, MCC C系電源確保													
			通信連絡設備準備, D/G(A)/Z排風機復旧													
			AM用直流125V充電器盤受電操作													
						▶										

第 1.14.25 図 所内蓄電式直流電源設備による給電 (AM用直流125V充電器盤受電) タイムチャート

		経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80						
手順の項目	要員(数)	50分 中央制御室監視計器の復旧													
中央制御室監視計器の復旧	中央制御室運転員A, B	2	通信連絡設備準備, MCC C系電源確保												
							MCC D系電源確保								
							ランプリセット								
	現場運転員C, D	2	移動, MCC C系電源確保												
							移動, MCC D系電源確保								
							中央制御室監視計器の電源復旧								
							→								

第 1.14.26 図 所内蓄電式直流電源設備による給電（中央制御室監視計器の復旧） タイムチャート

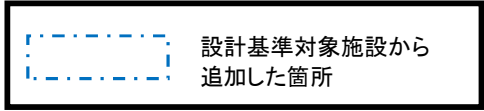


※緊急用電源切替箱断路器状態

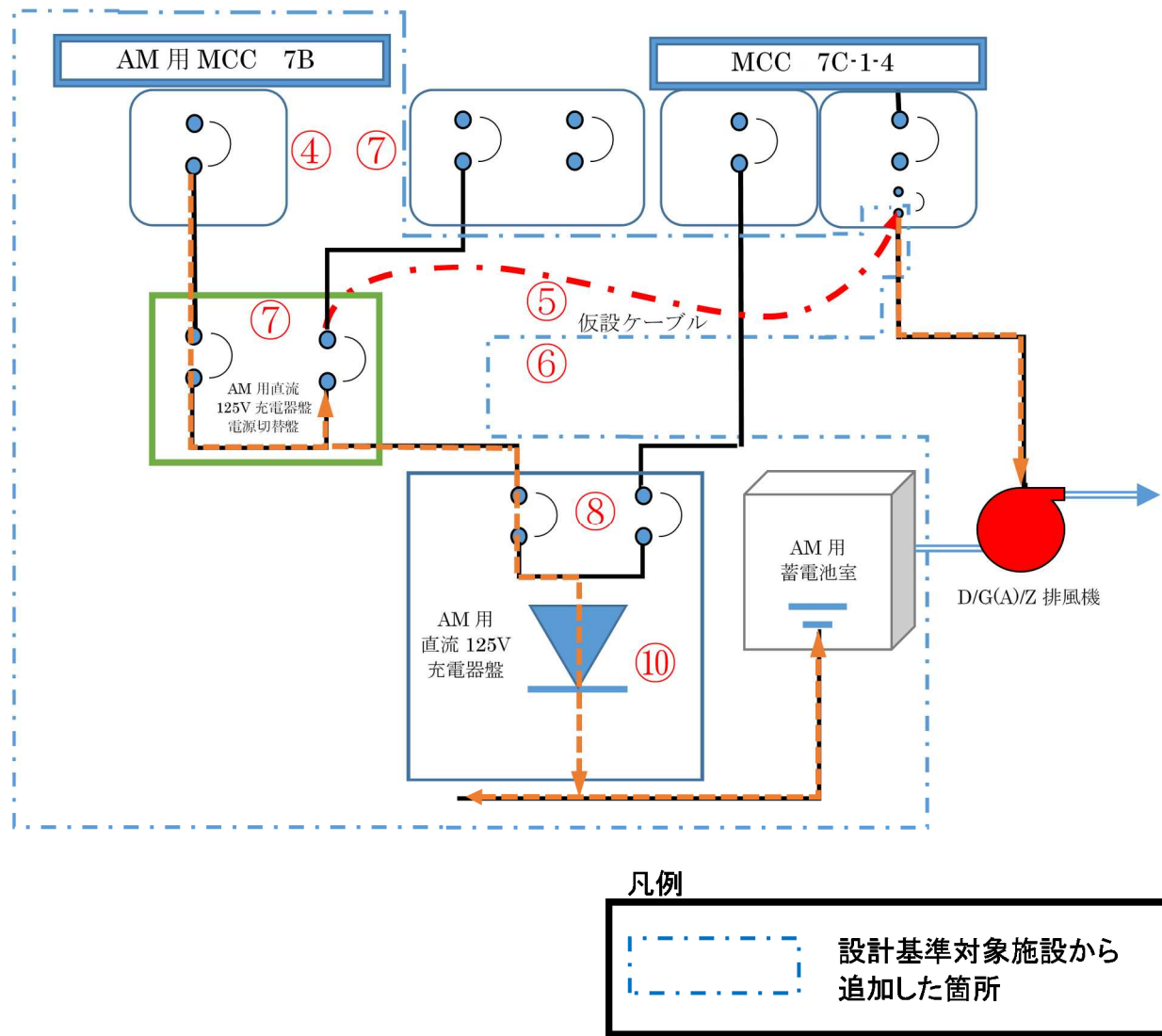
a: 荒浜側緊急用M/C側
 b: 非常用M/C側
 c: 第一ガスタービン発電機側
 d: AM用動力変圧器側

	a	b	c	d
1	入	切	切	入
2	切	切	切	切
3	切	入	切	入

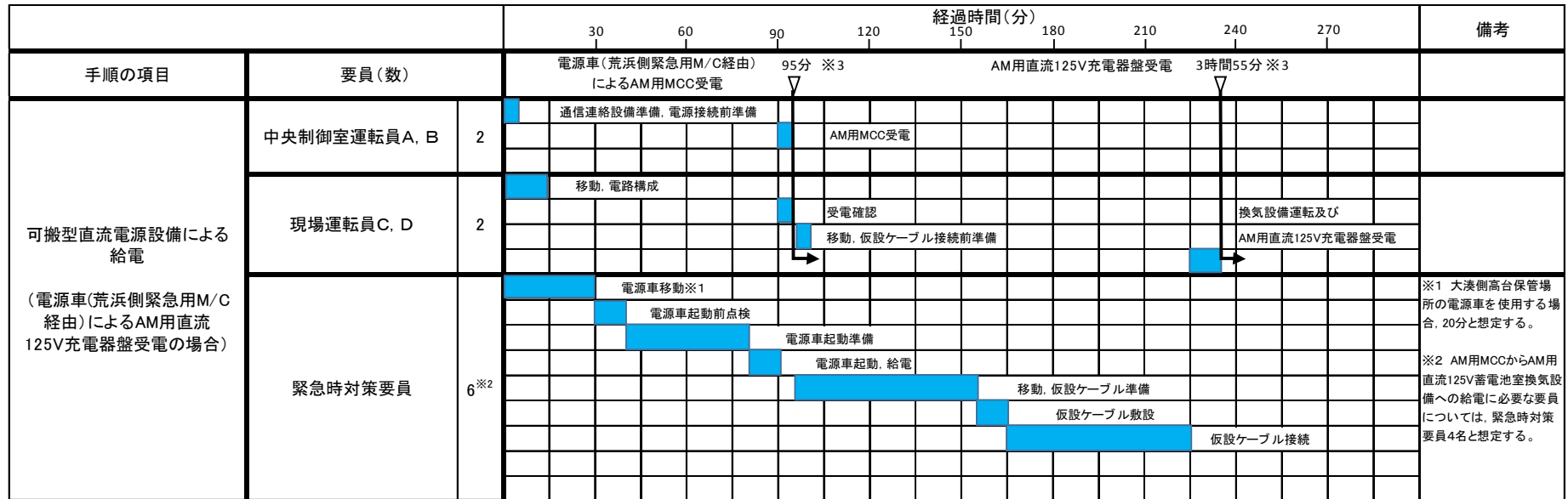
凡例



第 1.14.27 図 可搬型直流電源設備による給電 概要図



第 1.14.28 図 可搬型直流電源設備による給電（空調起動用仮設ケーブル接続） 概要図

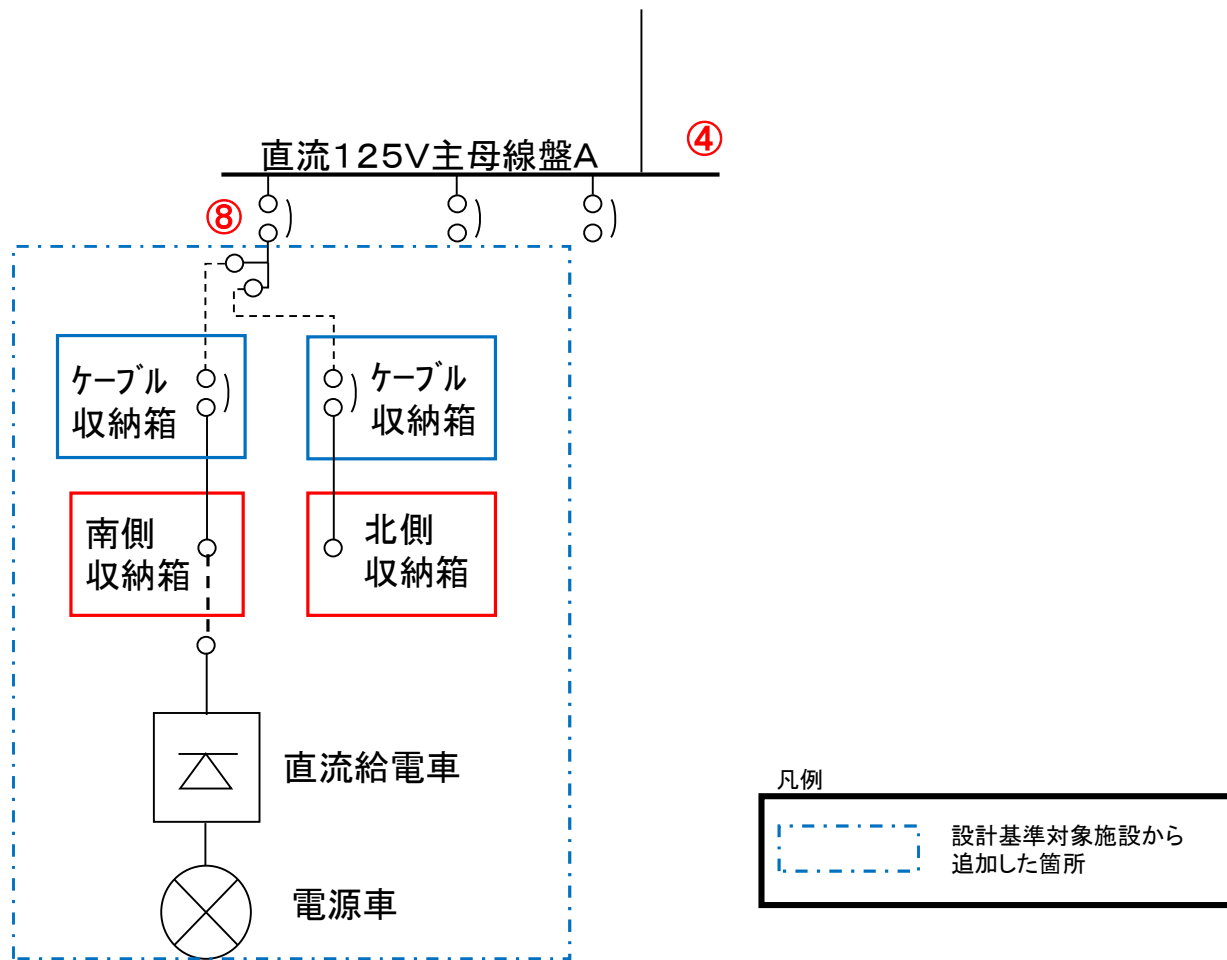


※3 大湊側高台保管場所の電源車を使用する場合は、電源車による給電開始まで約80分、AM用MCC受電完了まで85分、AM用直流125V充電器盤受電完了まで約3時間45分で可能である。

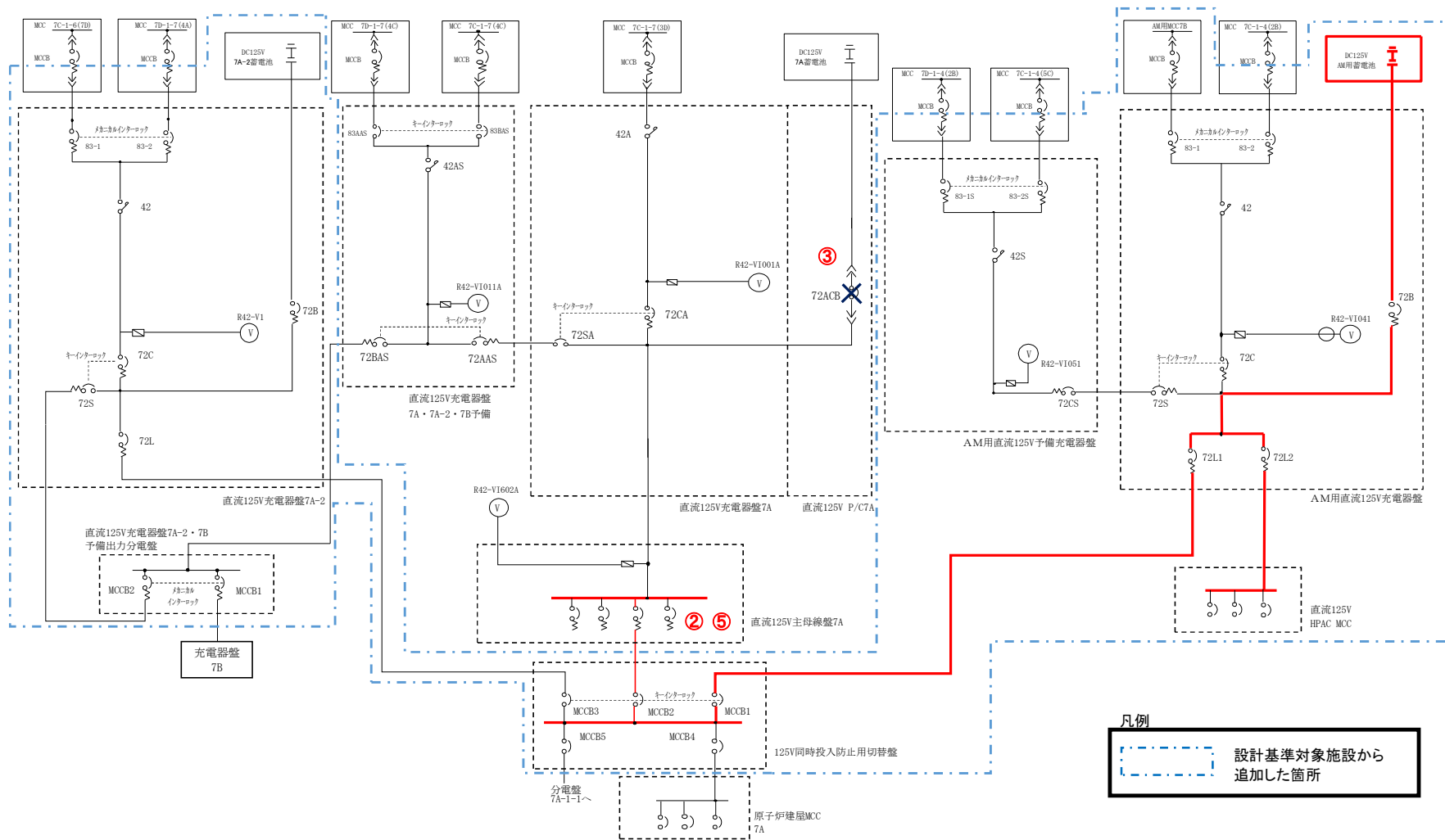
第 1.14.29 図 可搬型直流電源設備による給電

(電源車 (荒浜側緊急用 M/C 経由) による AM 用直流 125V 充電器盤受電の場合)

タイムチャート



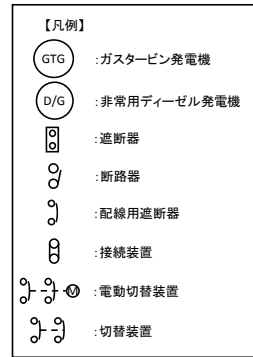
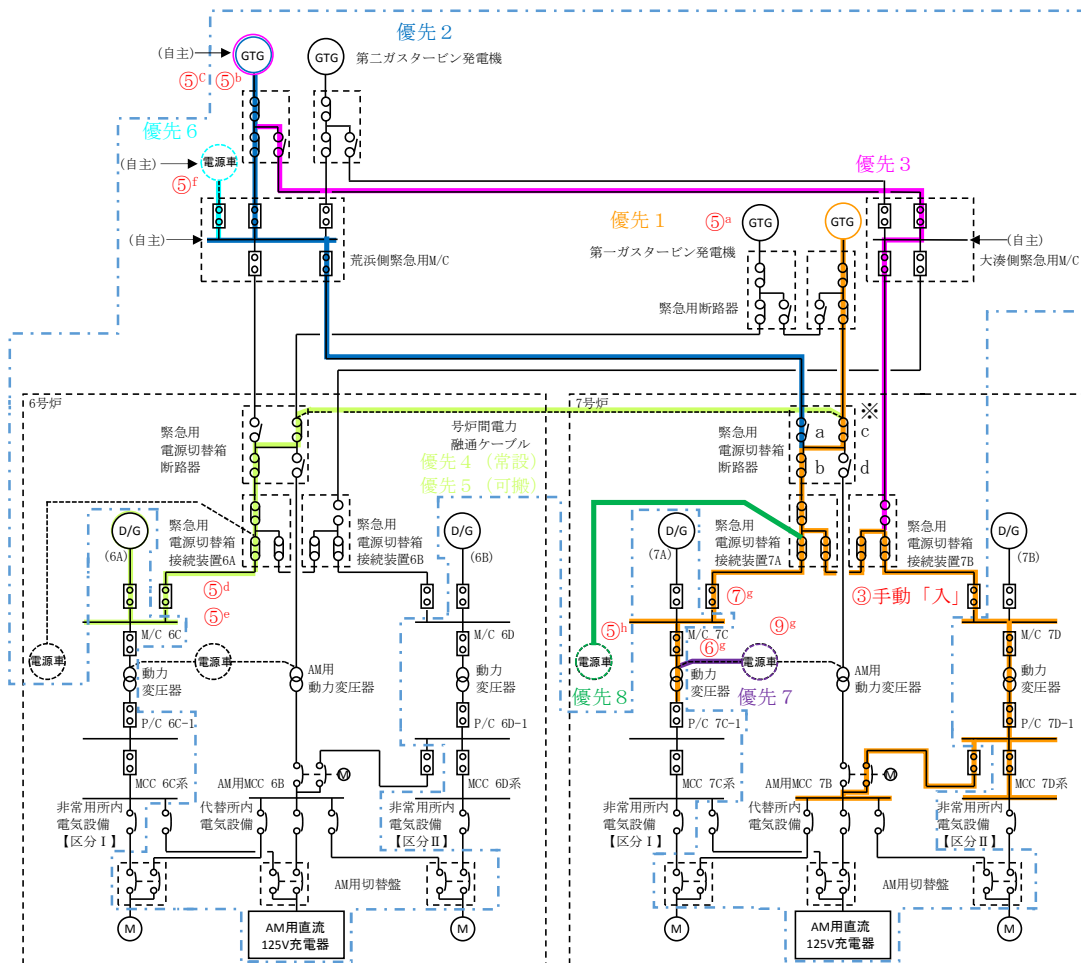
第 1.14.32 図 直流給電車による直流 125V 主母線盤 A への給電 概要図



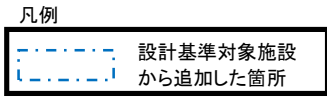
第 1. 14. 34 図 AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電 概要図

		経過時間(分)														備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80										
手順の項目	要員(数)		25分 直流125V主母線盤A受電 ▽																
	AM用直流125V蓄電池による 直流125V主母線盤A受電	中央制御室運転員B	1	通信連絡設備準備															
直流125V主母線盤A受電確認																			
現場運転員C, D		2	移動, 直流125V A系負荷抑制																
			直流125V主母線盤A受電操作																

第 1.14.35 図 AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電 タイムチャート



※緊急用電源切替箱断路器状態



7号炉

a: 荒浜側緊急用M/C側
b: 非常用M/C側
c: 第一ガスタービン発電機側
d: AM用動力変圧器側

	a	b	c	d
1	切	入	入	切
2	入	入	切	切
3	切	切	切	切
4	切	入	入	切
5	切	入	入	切
6	入	入	切	切
7	切	切	切	切
8	切	切	切	切

6号炉

e: 荒浜側緊急用M/C側
f: 非常用M/C側
g: 第一ガスタービン発電機側
h: AM用動力変圧器側

	e	f	g	h
4	切	入	入	切
5	切	入	入	切

操作手順	名称	操作場所
③	緊急用電源母線連絡	原子炉建屋地下1階(非管理区域)

第 1.14.37 図 常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 B 受電 概要図

		経過時間(分)										備考												
		10	20	30	40	50	60	70	80															
手順の項目	要員(数)	40分 直流125V主母線盤B受電																						
常設直流電源喪失時の 直流125V主母線盤B受電 (第一ガスタービン発電機による 直流125V主母線盤B受電の場合)	中央制御室運転員A, B	2												第一GTG給電										
																直流125V主母線盤B受電確認								
	現場運転員C, D	2													移動, 直流125V蓄電池B遮断器「切」									
															移動, M/C D系受電用遮断器「入」									
															M/C D系受電確認									
															移動, MCC「入」									

第 1.14.38 図 常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 B 受電
 (第一ガスタービン発電機による直流 125V 主母線盤 B 受電の場合)
 タイムチャート

		経過時間(分)												備考				
		10	20	30	40	50	60	70	80									
手順の項目	要員(数)	40分 直流125V主母線盤B受電																
常設直流電源喪失時の 直流125V主母線盤B受電 (第二ガスタービン発電機(荒浜側 緊急用M/C経由)による 直流125V主母線盤B受電の場合) (第二ガスタービン発電機(大湊側 緊急用M/C経由)による 直流125V主母線盤B受電の場合)	中央制御室運転員B	1												直流125V主母線盤B受電確認				
	現場運転員C, D	2																
	緊急時対策要員	6																

第 1.14.39 図 常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 B 受電

(第二ガスタービン発電機 (荒浜側緊急用 M/C 経由) による直流 125V 主母線盤 B 受電の場合)

(第二ガスタービン発電機 (大湊側緊急用 M/C 経由) による直流 125V 主母線盤 B 受電の場合)

タイムチャート

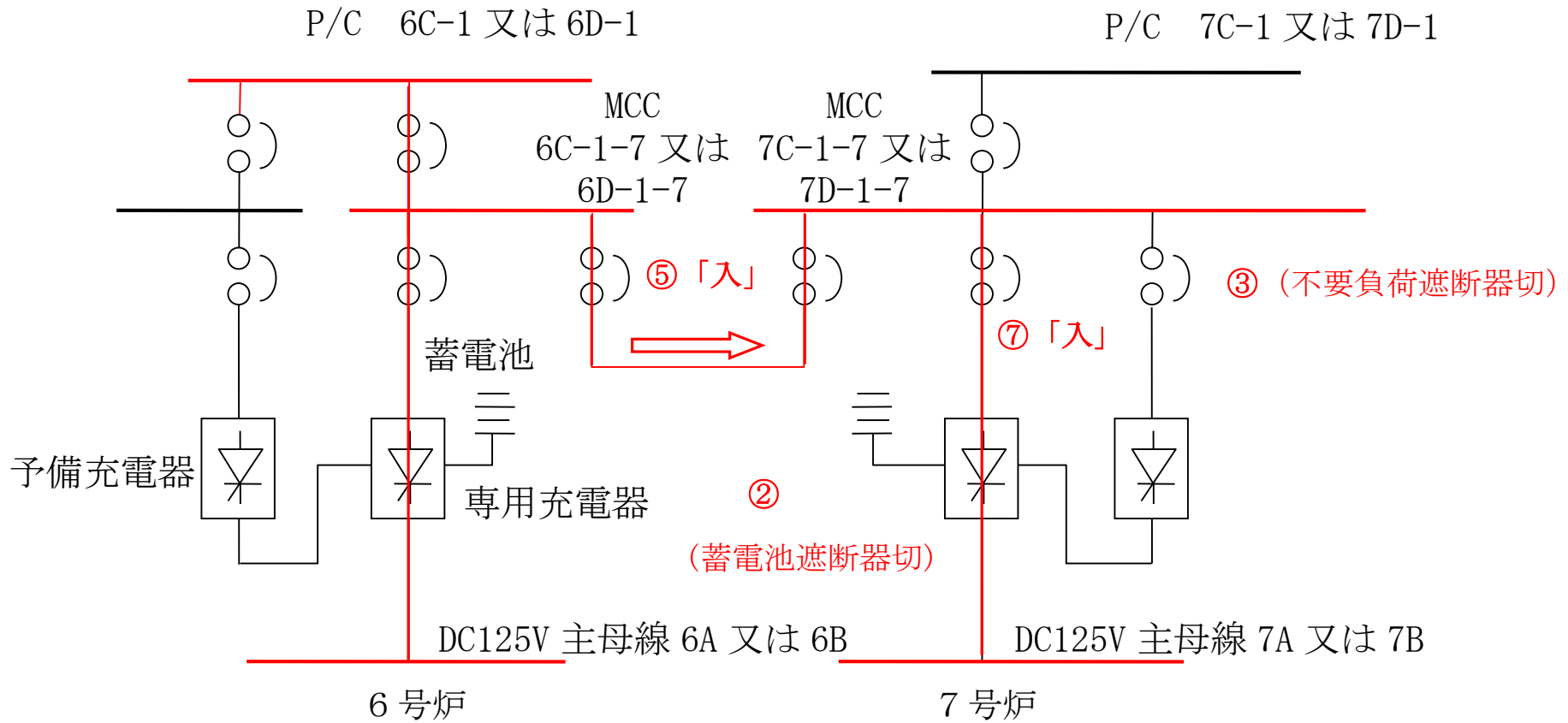
		経過時間(分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80								
手順の項目	要員(数)	40分 直流125V主母線盤B受電															
常設直流電源喪失時の 直流125V主母線盤B受電 (電源車(荒浜側緊急用M/C経由) による直流125V主母線盤B受電の場合) (電源車(緊急用電源切替箱接続装置に接続) による直流125V主母線盤B受電の場合)	中央制御室運転員B	1													直流125V主母線盤B受電確認		
	現場運転員C, D	2														移動, 直流125V蓄電池B遮断器「切」	
																移動, M/C D系受電用遮断器「入」	
																M/C D系受電確認	
	緊急時対策要員	6														移動, MCC「入」	
															電源車給電		

第 1.14.41 図 常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 B 受電

(電源車 (荒浜側緊急用 M/C 経由) による直流 125V 主母線盤 B 受電の場合)

(電源車 (緊急用電源切替箱接続装置に接続) による直流 125V 主母線盤 B 受電の場合)

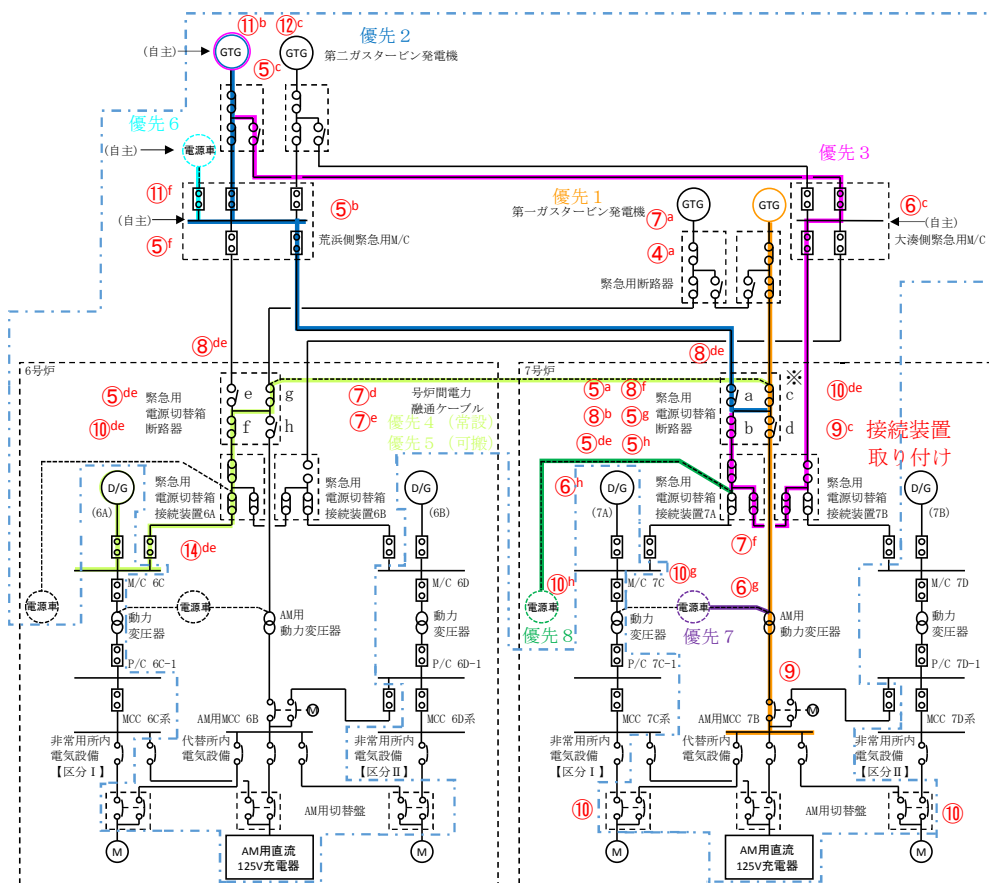
タイムチャート



第 1.14.43 図 号炉間連絡ケーブルを使用した直流 125V 主母線盤 A 又は直流 125V 主母線盤 B 受電 概要図

		経過時間(分)												備考		
		10	20	30	40	50	60	70								
手順の項目	要員(数)	低圧電源号炉間融通による直流125V主母線盤A又はB受電 55分 ▽														
号炉間連絡ケーブルを使用した直流125V主母線盤A又は直流125V主母線盤B受電	中央制御室運転員B	1	通信連絡設備準備								直流125V主母線盤電圧確認					
	現場運転員C, D	2	移動, 直流125V蓄電池遮断器「切」													
			融通前準備													
			融通開始													
			直流125V充電器盤受電													

第 1.14.44 図 号炉間連絡ケーブルを使用した直流 125V 主母線盤 A 又は直流 125V 主母線盤 B 受電
タイムチャート



- 【凡例】
- :ガスタービン発電機
 - :非常用ディーゼル発電機
 - :遮断器
 - :断路器
 - :配線用遮断器
 - :接続装置
 - :電動切替装置
 - :切替装置

凡例
 設計基準対象施設から追加した箇所

※緊急用電源切替箱断路器状態

7号炉

a: 荒浜側緊急用M/C側
 b: 非常用M/C側
 c: 第一ガスタービン発電機側
 d: AM用動力変圧器側

	a	b	c	d
1	切	切	入	入
2	入	切	切	入
3	切	入	切	入
4	切	切	入	入
5	切	切	入	入
6	入	切	切	入
7	切	切	切	切
8	切	入	切	入

6号炉

e: 荒浜側緊急用M/C側
 f: 非常用M/C側
 g: 第一ガスタービン発電機側
 h: AM用動力変圧器側

	e	f	g	h
4	切	入	入	切
5	切	入	入	切

操作手順	名称	操作場所
⑨ ^c	緊急用電源切替箱接続装置(大湊側)	原子炉建屋地下1階(非管理区域)

第 1.14.45 図 第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル

又は電源車による AM 用 MCC 受電 概要図

		経過時間(分)															備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90								
手順の項目	要員(数)	25分 第一ガスタービン発電機によるAM用MCC受電																
	第一ガスタービン発電機によるAM用MCC受電	中央制御室運転員A, B	2	第一GTG起動, 通信連絡設備準備														
受電前準備(MUWC切保持)																		
給電																		
AM用MCC受電																		
第一ガスタービン発電機によるAM用MCC受電	現場運転員C, D	2	移動, 電路構成															
			受電確認															
			AM用電動弁電源投入, 切替え															

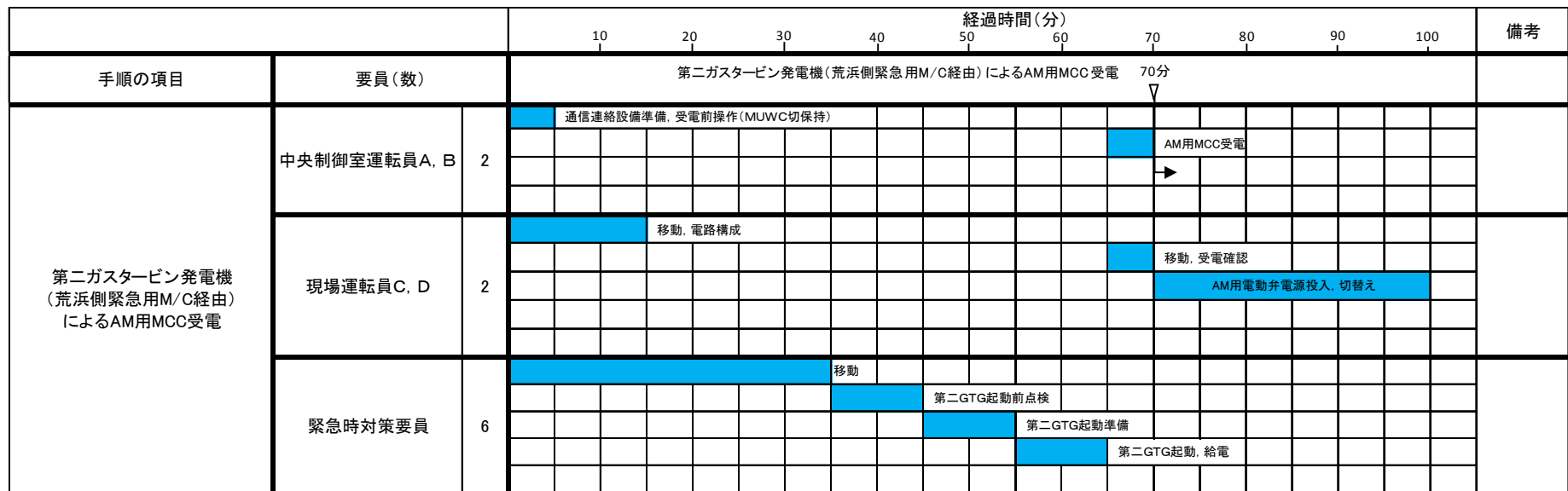
第 1.14.46 図 第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機, 号炉間電力融通ケーブル

又は電源車による AM 用 MCC 受電

(第一ガスタービン発電機による AM 用 MCC 受電の場合)

タイムチャート

1.14-177

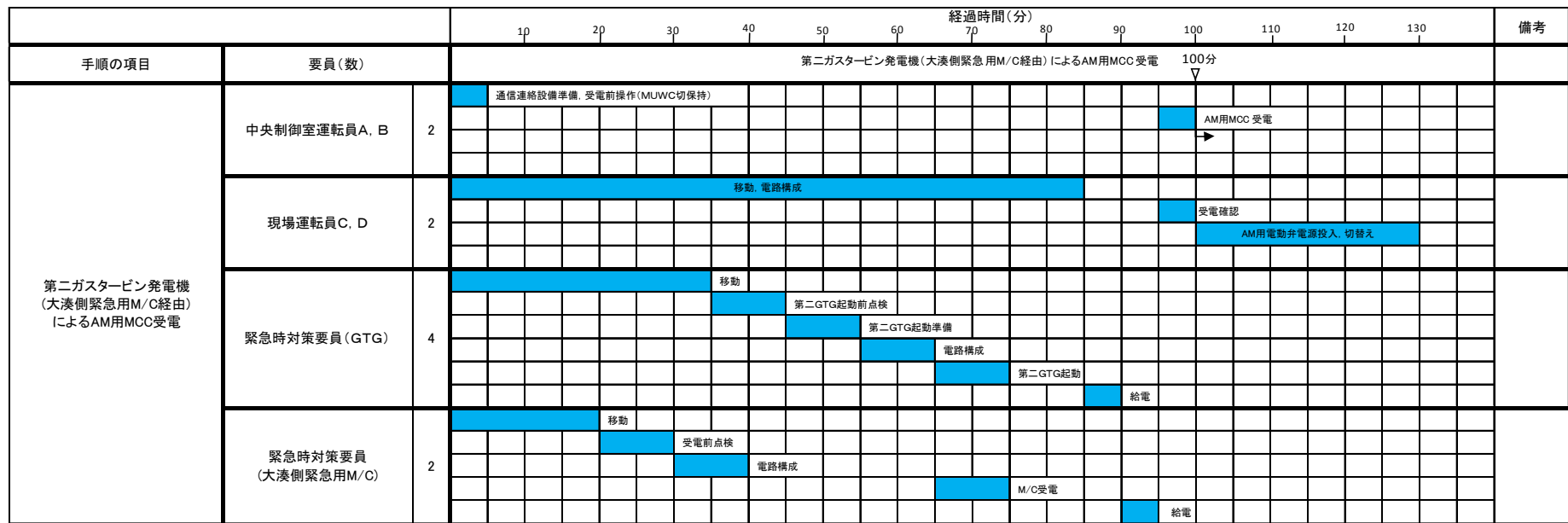


第 1.14.47 図 第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機, 号炉間電力融通ケーブル

又は電源車による AM 用 MCC 受電

(第二ガスタービン発電機 (荒浜側緊急用 M/C 経由) による AM 用 MCC 受電の場合)

タイムチャート



第 1.14.48 図 第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機, 号炉間電力融通ケーブル

又は電源車による AM 用 MCC 受電

(第二ガスタービン発電機 (大湊側緊急用 M/C 経由) による AM 用 MCC 受電の場合)

タイムチャート

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考				
		30	60	90	120	150	180	210	240	270								
号炉間電力融通ケーブルを使用したAM用MCC受電 (屋外保管の号炉間電力融通ケーブル(可搬型)使用の場合)	中央制御室運転員A, B (当該号炉)	2	通信連絡設備準備, 受電前操作(MUWC切替保持)			電力融通 (屋外保管の号炉間電力融通ケーブル(可搬型)使用の場合)												
	中央制御室運転員a, b (他号炉)	2	AM用MCC給電前準備(負荷停止・負荷切替え)												AM用MCC受電			
	現場運転員c, d (他号炉)	2	負荷停止, 負荷切替え			移動・電路構成			給電, 受電確認									
	現場運転員e, f (他号炉)	2	負荷停止, 負荷切替え															
	緊急時対策要員	6	移動, ケーブル接続前準備 ※1						ケーブル敷設 ※2			ケーブル接続			※1 コントロール建屋内の号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用する場合は, 20分と想定する。 ※2 コントロール建屋内の号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用する場合は, 50分と想定する。			

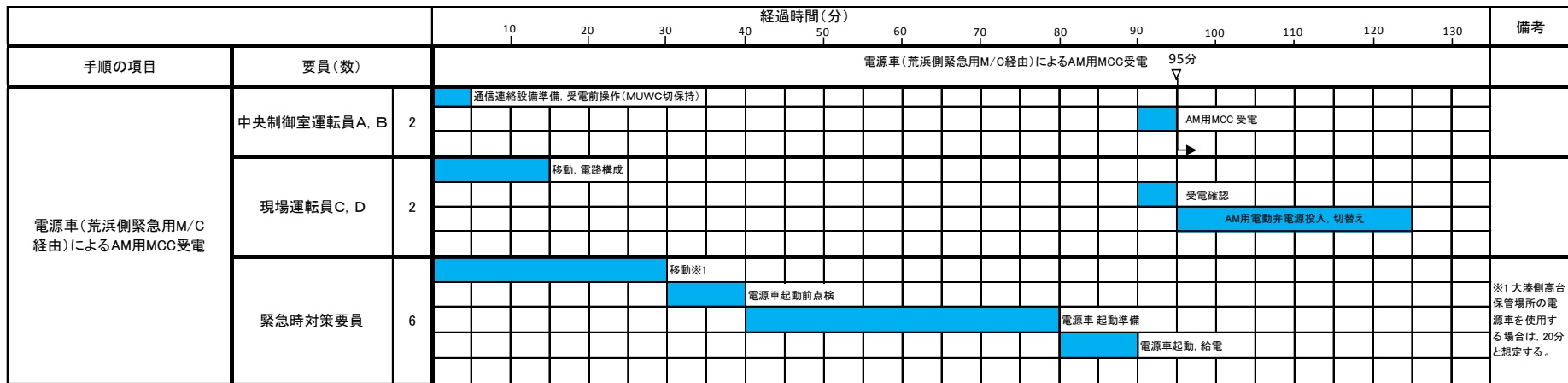
※3 コントロール建屋内の号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用する場合は, 約1時間50分で可能である。

第 1.14.49 図 第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機, 号炉間電力融通ケーブル

又は電源車による AM 用 MCC 受電

(号炉間電力融通ケーブルを使用した AM 用 MCC 受電の場合)

タイムチャート



※2 大湊側高台保管場所の電源車を使用する場合は, 電源車による給電開始まで約80分, AM用MCC受電完了まで約85分で可能である。

第 1.14.50 図 第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機, 号炉間電力融通ケーブル

又は電源車による AM 用 MCC 受電

(電源車(荒浜側緊急用 M/C 経路)による AM 用 MCC 受電の場合)

タイムチャート

手順の項目		要員(数)	経過時間(時)								備考			
			1	2	3	4	5	6	7	8				
			ケーブル敷設, 接続, 電源車起動				5時間10分※2	5時間15分※2	電源車(AM用動力変圧器に接続)によるAM用MCC受電					
電源車(AM用動力変圧器に接続)によるAM用MCC受電	中央制御室運転員A, B	2	通信連絡設備準備, 受電前操作(MUWC切保持)						AM用MCC受電					
			移動, 電路構成						受電確認					
	現場運転員C, D	2	電源車移動 ※1						AM用電動弁電源切替え					
			ケーブル敷設											
			ケーブル接続											
	緊急時対策要員	6	電源車移動 ※1											
			電源車移動 ※1											
				電源車移動 ※1										
				ケーブル敷設										
			ケーブル接続											
			電源車移動 ※1											
			電源車移動 ※1											

※2 大湊側高台保管場所の電源車を使用する場合は、電源車による給電開始まで約5時間、AM用MCC受電完了まで約5時間5分で可能である。

第 1.14.51 図 第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機, 号炉間電力融通ケーブル

又は電源車による AM 用 MCC 受電

(電源車 (AM 用動力変圧器に接続) による AM 用 MCC 受電の場合)

タイムチャート

手順の項目		要員(数)	経過時間(時)								備考
			1	2	3	4	5	6	7	8	
			ケーブル敷設, 接続, 電源車起動 4時間25分※2				4時間30分※2		電源車(緊急用電源切替箱接続装置に接続)によるAM用MCC受電		
電源車(緊急用電源切替箱接続装置に接続)によるAM用MCC受電	中央制御室運転員A, B	2	通信連絡設備準備, 受電前操作(MUWC切保持)				AM用MCC受電				
			移動, 電路構成				受電確認		AM用電動弁電源切替え		
	現場運転員C, D	2	電源車移動 ※1				ケーブル敷設				
			ケーブル接続				電源車起動, 給電				
	緊急時対策要員	6									

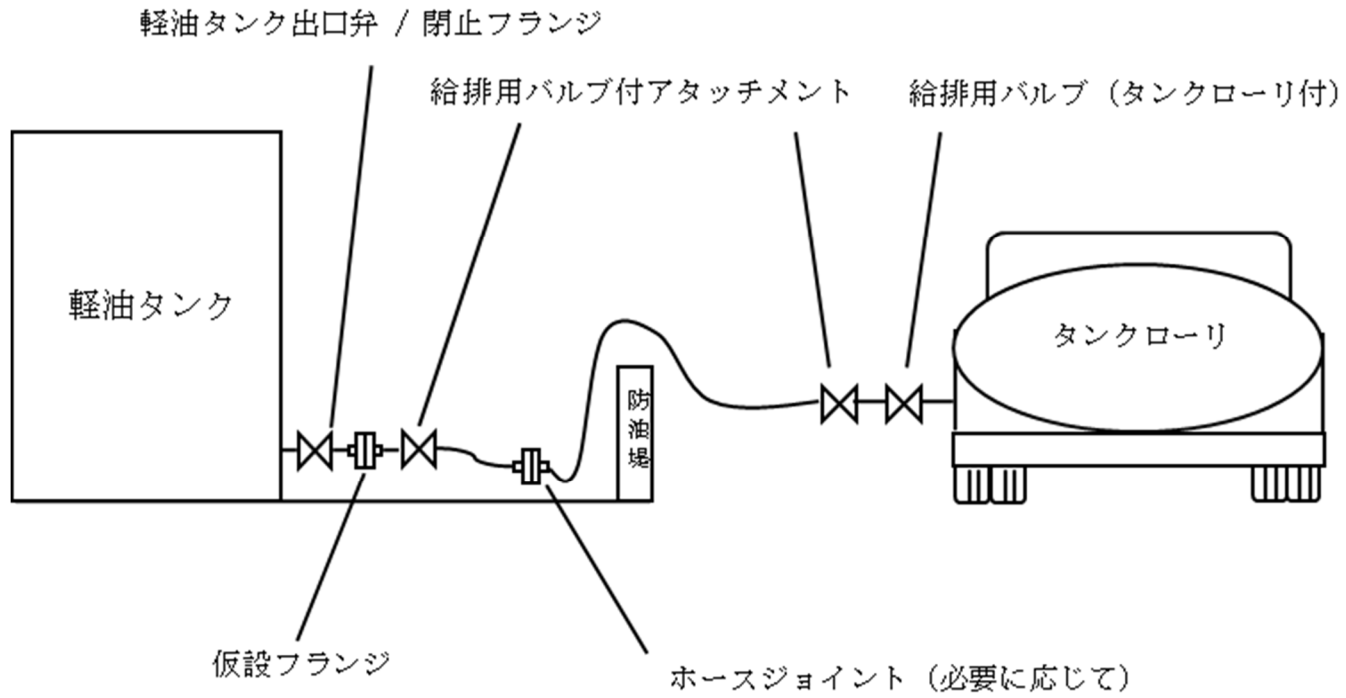
※2 大湊側高台保管場所の電源車を使用する場合は, 電源車による給電開始まで約4時間15分, AM用MCC受電完了まで約4時間20分で可能である。

第 1.14.52 図 第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機, 号炉間電力融通ケーブル

又は電源車による AM 用 MCC 受電

(電源車 (緊急用電源切替箱接続装置に接続) による AM 用 MCC 受電の場合)

タイムチャート



第 1.14.53 図 軽油タンクからタンクローリへの補給 概要図

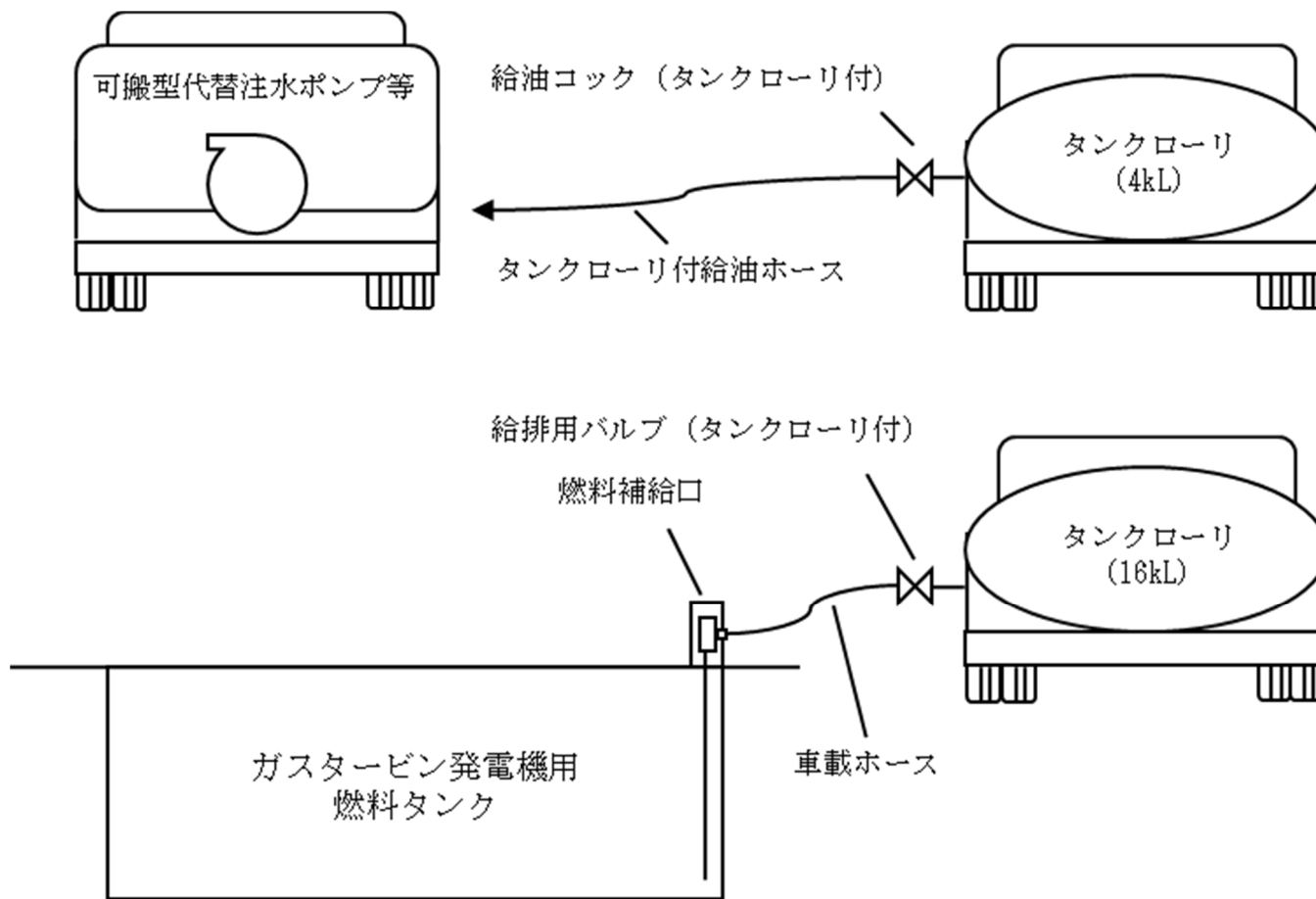
		経過時間(分)												備考					
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120						
手順の項目	要員(数)	以降、タンクローリから各機器等への給油を実施し、タンクローリの軽油残量に応じて繰り返す。 105分 ※1																	
軽油タンクから タンクローリ(4kL)への補給	緊急時対策要員 2	移動 ※2																※2 大湊側高台保管場所のタンクローリ(4kL)を使用する場合は移動時間を20分、5号炉東側第二保管場所のタンクローリ(4kL)を使用する場合は移動時間を10分と想定する。	
				タンクローリ配置															
					仮設フランジ取付け														
										補給準備									
													補給						

※1 大湊側高台保管場所のタンクローリ(4kL)を使用する場合は、95分以内で可能である。
5号炉東側第二保管場所のタンクローリ(4kL)を使用する場合は、85分以内で可能である。

		経過時間(分)												備考					
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120						
手順の項目	要員(数)	以降、タンクローリから各機器等への給油を実施し、タンクローリの軽油残量に応じて繰り返す。 120分 ※1																	
軽油タンクから タンクローリ(16kL)への補給	緊急時対策要員 2	移動 ※2																※2 大湊側高台保管場所のタンクローリ(16kL)を使用する場合は移動時間を20分と想定する。	
				タンクローリ配置															
					仮設フランジ取付け														
										補給準備									
													補給						

※1 大湊側高台保管場所のタンクローリ(16kL)を使用する場合は、110分以内で可能である。

第 1.14.54 図 軽油タンクからタンクローリへの補給 タイムチャート



第 1.14.55 図 タンクローリから各機器等への給油 概要図

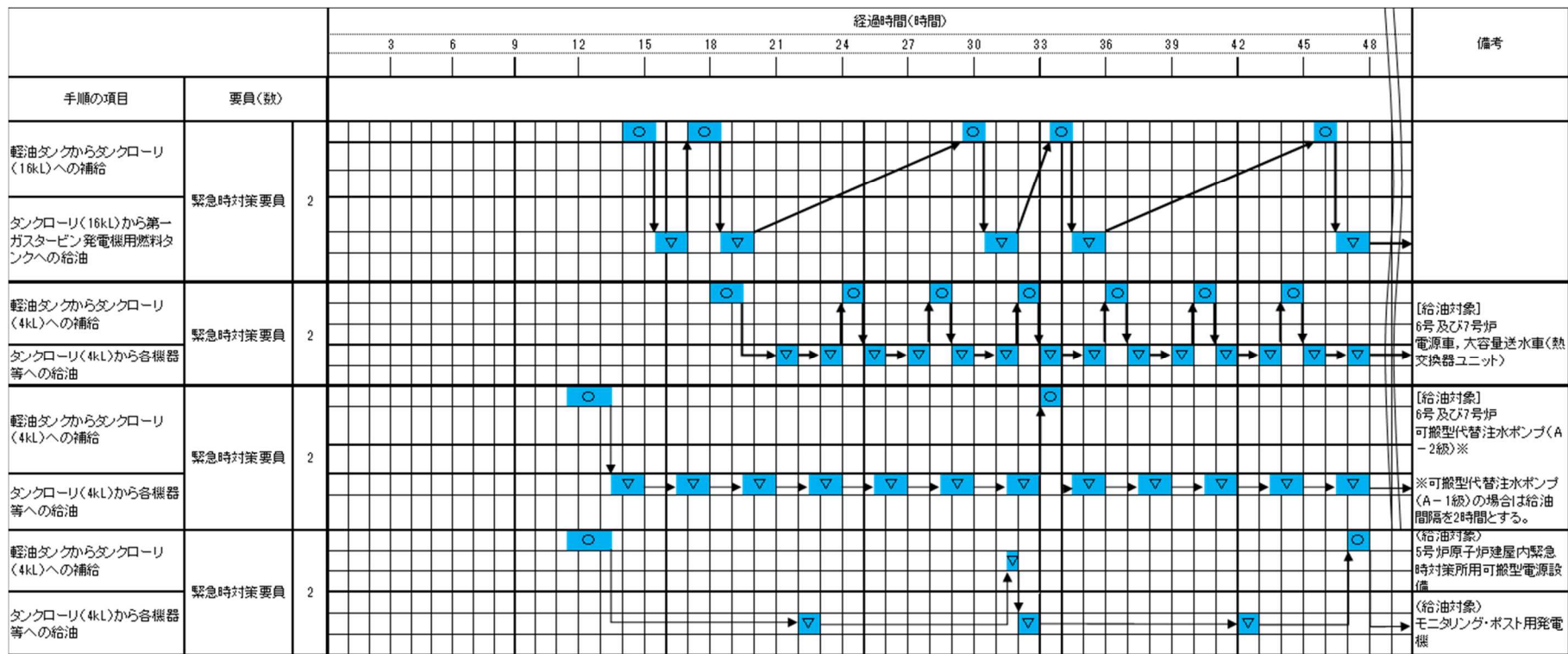
		経過時間(分)																		備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90												
手順の項目	要員(数)	以降、各機器等への給油を繰り返し、タンクローリの軽油残量に応じて軽油タンクからタンクローリ(4kL)への補給を繰り返す。																				
		15分 ※ ▽																				
タンクローリ(4kL)から各機器等への給油	緊急時対策要員	2	移動																		移動は、6号炉軽油タンクから給油対象設備までを想定する。左記タイムチャートは標準的な場合の時間を示す。	
			給油準備・給油																			
			片付け																			

※ 移動時間及び給油時間は、対象設備の配置場所及び燃料タンク容量により時間は前後する。
 電源車(代替熱交換器車使用時は2台使用)へ給油する場合は、移動時間を2分、給油時間を5分、トータル約17分で可能である。
 可搬型代替注水ポンプ(A-1級)へ給油する場合は、移動時間を2分、給油時間を1分、トータル約12分で可能である。
 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)へ給油する場合は、移動時間を1分、給油時間を1分、トータル約11分で可能である。
 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備へ給油する場合は、移動時間を1分、給油時間を10分、トータル約20分で可能である。
 モニタリング・ポスト用発電機へ給油する場合は、移動時間を6分、給油時間を2分、トータル約17分で可能である。
 ディーゼル駆動消火ポンプへ給油する場合は、移動時間を3分、給油時間を2分、トータル約19分で可能である。
 大容量送水車へ給油する場合は、移動時間を2分、給油時間を7分、トータル約19分で可能である。
 仮発電機(純水補給水系による復水貯蔵槽への補給で使用)へ給油する場合は、移動時間を3分、給油時間を4分、トータル約16分で可能である。
 仮発電機(原子炉隔離時冷却系現場起動時の排水処理で使用)へ給油する場合は、移動時間を1分、給油時間を2分、トータル約12分で可能である。

		経過時間(分)																		備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90												
手順の項目	要員(数)	以降、ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油を繰り返し、タンクローリの軽油残量に応じて軽油タンクからタンクローリ(16kL)への補給を繰り返す。																				
		90分 ▽																				
タンクローリ(16kL)から各機器等への給油	緊急時対策要員	2	移動																			
			給油準備、給油 ※																			
			片付け																			

※ 給油時間は、燃料タンクの軽油残量により前後する。

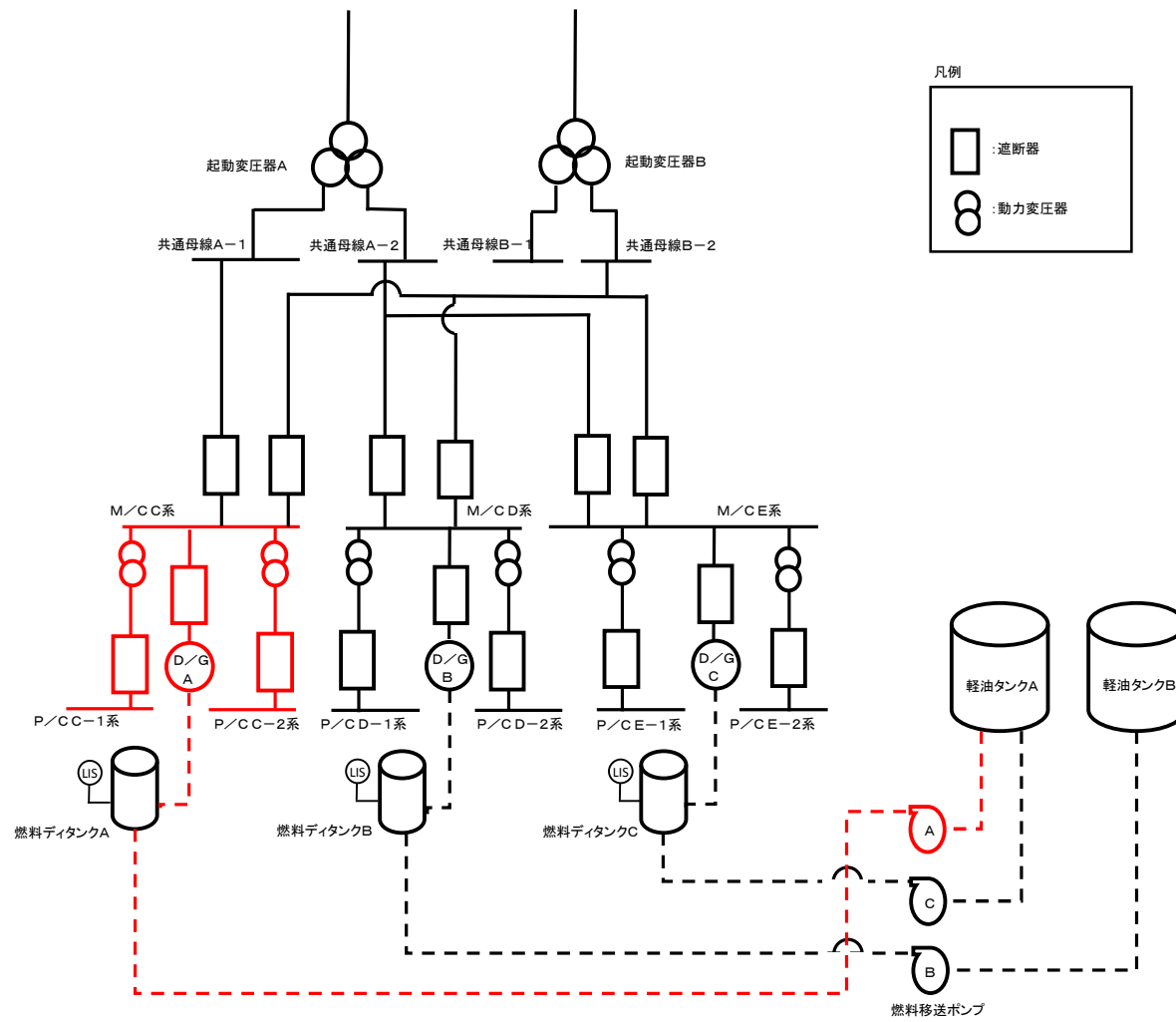
第 1.14.56 図 タンクローリから各機器等への給油 タイムチャート



○ 軽油タンクからタンクローリへの補給
 ▽ タンクローリから各機器等への給油
 注: 上記以外の可搬設備を使用する場合は、各車両の燃料消費量を考慮し給油を実施する。

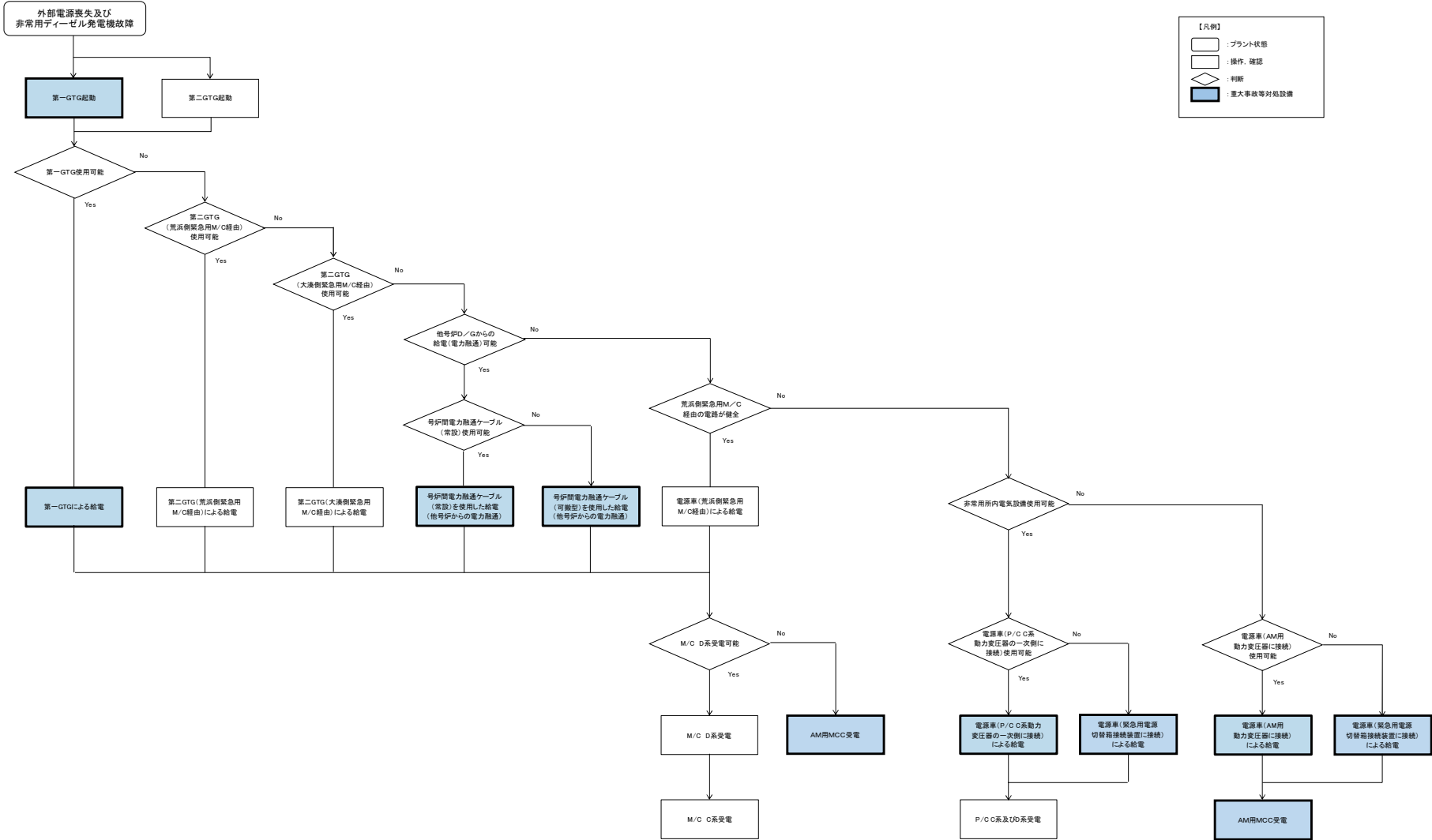
第 1.14.57 図 軽油タンクからタンクローリ・タンクローリから各機器等への給油 7日間サイクル
 タイムチャート

(2日間分の記載。内訳については各タイムチャートの軽油補給，燃料給油時間参照)



第 1.14.58 図 非常用交流電源設備による給電 (A 系の場合) 概要図

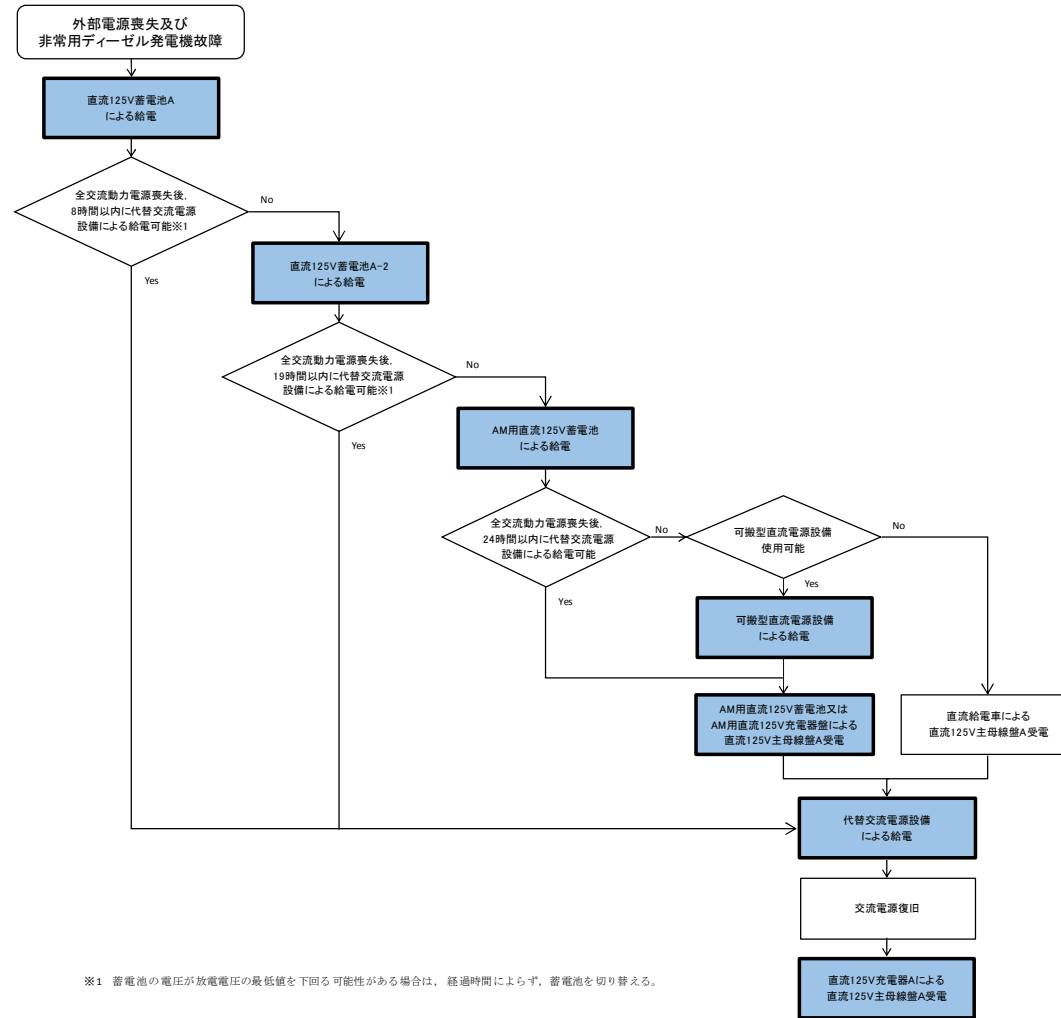
(1)代替電源(交流)による対応手段



1.14-191

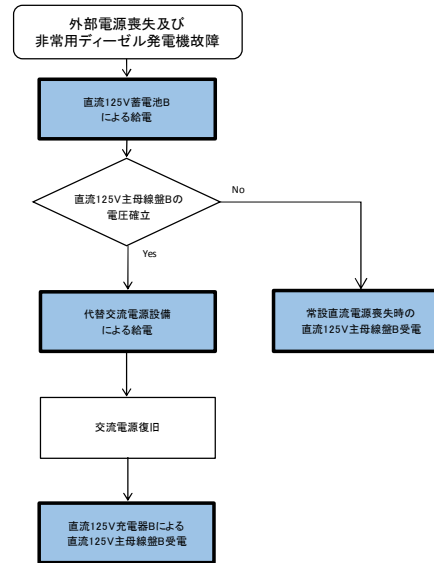
第 1.14.60 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)

(2)代替電源(直流)による対応手段
(直流電源A系喪失時)



※1 蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合は、経過時間によらず、蓄電池を切り替える。

(3)代替電源(直流)による対応手段
(直流電源B系喪失時)



第 1.14.60 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/5)

技術的能力審査基準 (1.14)	番号	設置許可基準規則 (57条)	技術基準規則 (72条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。 2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を施設しなければならない。 2 発電用原子炉施設には、第四十五条第一項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を施設しなければならない。</p>	⑥
<p>【解釈】 1 「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) 炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保 a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 代替電源設備を設けること。 i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。 ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。 iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>a) 代替電源設備を設けること。 i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。 ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。 iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	⑦ ⑧ ⑨
<p>b) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できること。</p>	③	<p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡単な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間において、電気の供給を行うことが可能であること。</p>	<p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡単な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間において、電気の供給を行うことが可能であること。</p>	⑩
<p>c) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。</p>	④	<p>c) 24時間において、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。 d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。</p>	<p>c) 24時間において、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。 d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。</p>	⑪ ⑫
<p>d) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>	⑤	<p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>	<p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>	⑬
<p>—</p>	—	<p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。 a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡単な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間において、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。</p>	<p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。 a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡単な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間において、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。</p>	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/5）

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
非常用 交流 電源 設備 による 給電	非常用ディーゼル発電機	既設	① ⑥	-	-	-	-	-	-
	燃料ディタンク	既設							
	非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線電路	既設							
	原子炉補機冷却系	既設							
	軽油タンク	既設							
	燃料移送ポンプ	既設							
	非常用ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁	既設							
非常用 直流 電源 設備 による 給電	直流125V蓄電池A	既設	① ⑥	-	-	-	-	-	-
	直流125V蓄電池A-2	新設							
	直流125V蓄電池B	既設							
	直流125V蓄電池C	既設							
	直流125V蓄電池D	既設							
	直流125V充電器A	既設							
	直流125V充電器A-2	新設							
	直流125V充電器B	既設							
	直流125V充電器C	既設							
	直流125V充電器D	既設							
	直流125V蓄電池及び充電器A～直流母線電路	既設							
	直流125V蓄電池及び充電器A-2～直流母線電路	既設 新設							
	直流125V蓄電池及び充電器B～直流母線電路	既設							
	直流125V蓄電池及び充電器C～直流母線電路	既設							
	直流125V蓄電池及び充電器D～直流母線電路	既設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/5)

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
常設代替交流電源設備による給電	第一ガスタービン発電機	新設	① ② ⑥ ⑧ ⑨	第二代替交流電源設備による給電	第二ガスタービン発電機	常設	-	-	自主対策とする理由は本文参照
	第一ガスタービン発電機用燃料タンク	新設			第二ガスタービン発電機用燃料タンク	常設			
	第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	新設			第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	常設			
	第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁	新設			第二ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁	常設			
	第一ガスタービン発電機～非常用高圧母線C系及びD系電路	既設 新設			第二ガスタービン発電機～荒浜側緊急用高圧母線～非常用高圧母線C系及びD系電路	常設	80分	12名	
	第一ガスタービン発電機～AM用MCC電路	新設			第二ガスタービン発電機～大湊側緊急用高圧母線～非常用高圧母線C系及びD系電路	常設	90分	12名	
	軽油タンク	既設			第二ガスタービン発電機～荒浜側緊急用高圧母線～AM用MCC電路	常設	70分	10名	
	軽油タンク出口ノズル・弁	既設			第二ガスタービン発電機～大湊側緊急用高圧母線～AM用MCC電路	常設	100分	10名	
	ホース	新設			軽油タンク	常設	-	-	
	タンクローリ (16kL)	新設			軽油タンク出口ノズル・弁	常設			
	-	ホース	可搬						
	-	タンクローリ (16kL)	可搬						
可搬型代替交流電源設備による給電	電源車	新設	① ② ③ ⑥ ⑦ ⑨	可搬型代替緊急用交流電源設備による給電 (荒浜側)	電源車	可搬	-	-	自主対策とする理由は本文参照
	電源車～緊急用電源切替箱接続装置～非常用高圧母線C系及びD系電路	既設 新設			電源車～荒浜側緊急用高圧母線～非常用高圧母線C系及びD系電路	常設 可搬	100分	12名	
	電源車～動力変圧器C系～非常用高圧母線C系及びD系電路	既設 新設			電源車～荒浜側緊急用高圧母線～AM用MCC電路	常設 可搬	95分	10名	
	電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM用MCC電路	新設			軽油タンク	常設	-	-	
	電源車～AM動力変圧器～AM用MCC電路	新設			軽油タンク出口ノズル・弁	常設			
	電源車～代替原子炉補機冷却系電路	新設			ホース	可搬			
	軽油タンク	既設			タンクローリ (4kL)	可搬			
	軽油タンク出口ノズル・弁	既設				-		-	
	ホース	新設				-		-	
	タンクローリ (4kL)	新設				-		-	

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (4/5)

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策									
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考				
号炉間電力融通電 気設備	号炉間電力融通ケーブル (常設)	新設	① ④ ⑥ ⑫	-	-	-	-	-	-				
	号炉間電力融通ケーブル (可搬型)	新設											
	号炉間電力融通ケーブル (常設) ~ 非常用高圧母線C系及びD系電路	既設 新設											
	号炉間電力融通ケーブル (可搬型) ~ 非常用高圧母線C系及びD系電路	既設 新設											
所内蓄電式直流電源設備による給電	直流125V蓄電池A	既設	① ② ⑥ ⑨ ⑩	-	-	-	-	-	-				
	直流125V蓄電池A-2	新設											
	AM用直流125V蓄電池	新設											
	直流125V充電器A	既設											
	直流125V充電器A-2	新設											
	AM用直流125V充電器	新設											
	直流125V蓄電池及び充電器A~直流母線電路	既設											
	直流125V蓄電池及び充電器A-2~直流母線電路	既設 新設											
AM直流125V蓄電池及び充電器~直流母線電路	既設 新設												
常設代替直流電源設備による給電	AM用直流125V蓄電池	新設	① ② ⑥ ⑨ ⑩	-	-	-	-	-	-				
	AM用直流125V充電器	新設											
	AM直流125V蓄電池及び充電器~直流母線電路	新設											
可搬型直流電源設備による給電	電源車	新設	① ② ③ ⑥ ⑦ ⑨ ⑪	-	-	-	-	-	-				
	AM用直流125V充電器	新設											
	電源車~緊急用電源切替箱接続装置~AM用直流125V充電器~直流母線電路	新設											
	電源車~AM用動力変圧器~AM用直流125V充電器~直流母線電路	新設											
	軽油タンク	既設											
	軽油タンク出口ノズル・弁	既設											
	ホース	新設											
	タンクローリ (4kL)	新設											
	-	-											
	(可搬型側緊急電源設備による給電)	電源車								可搬	3時間55分	10名	自主対策とする理由は本文参照
		AM用直流125V充電器								常設			
		電源車~荒浜側緊急用高圧母線~AM用直流125V充電器~直流母線電路								常設 可搬			
		軽油タンク								常設			
		軽油タンク出口ノズル・弁								常設			
ホース		可搬											
タンクローリ (4kL)		可搬											
-	-												
直流給電車による給電	直流給電車	可搬	12時間10分	9名	自主対策とする理由は本文参照								
	電源車	可搬											
	電源車~直流給電車~直流母線電路	常設 可搬											
	軽油タンク	常設											
	軽油タンク出口ノズル・弁	常設											
	ホース	可搬											
	タンクローリ (4kL)	可搬											

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/5)

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可撤	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
-	-	-	-	使用した直 流ケーブル 電源確保	号炉間連絡ケーブル	常設	55分	3名	自主対策とする理由は本文参照
代替所内電気設備による給電	緊急用断路器	新設	① ⑤ ⑥ ⑨ ⑬	(荒浜側・代替所内電気設備による給電) 大湊側緊急用高圧母線經由)	荒浜側緊急用高圧母線	常設	-	-	自主対策とする理由は本文参照
	緊急用電源切替箱断路器	新設			大湊側緊急用高圧母線	常設			
	緊急用電源切替箱接続装置	新設			緊急用電源切替箱断路器	常設			
	AM用動力変圧器	新設			緊急用電源切替箱接続装置	常設			
	AM用MCC	新設			AM用動力変圧器	常設			
	AM用切替盤	新設			AM用MCC	常設			
	AM用操作盤	新設			AM用切替盤	常設			
	非常用高圧母線C系	既設			AM用操作盤	常設			
	非常用高圧母線D系	既設			非常用高圧母線C系	常設			
	-	-			非常用高圧母線D系	常設			
燃料補給設備による給電	軽油タンク	既設	① ② ⑥	-	-	-	-	-	-
	軽油タンク出口ノズル・弁	既設							
	ホース	新設							
	タンクローリ (16kL)	新設							
	タンクローリ (4kL)	新設							

重大事故対策の成立性

1. 第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電

(1) 現場での M/C C 系及び M/C D 系受電

a. 操作概要

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により M/C C 系及び M/C D 系へ給電できない場合において, 第一ガスタービン発電機を起動後, 現場での M/C C 系及び M/C D 系の受電操作を実施する。

M/C D 系を受電することにより原子炉圧力容器への注水に必要な電源が供給されるため, M/C D 系受電後は原子炉圧力容器への注水を優先させ, その後に M/C C 系へ給電する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地下 1 階 (非管理区域)

コントロール建屋 地下 1 階 (非管理区域)

c. 必要要員数及び時間

第一ガスタービン発電機による M/C C 系及び M/C D 系受電のうち, 現場での M/C D 系受電前準備及び M/C D 系受電操作に必要な要員数, 時間は以下のとおり。

必要要員数: 4 名 (現場運転員 4 名)

想定時間 : 20 分 (実績時間: 18 分)

なお, M/C C 系まで受電した場合は, 50 分と想定する。

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており, 建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また, ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから, 操作は防護具 (全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋) を装備又は携行して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また, ヘッドライト及び懐中電灯をバツ

クアッパとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の受電操作であるため、容易に実施可能である。

連絡手段: 通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。

(2) 第二ガスタービン発電機起動及び荒浜側緊急用 M/C 受電

a. 操作概要

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により M/C C 系及び M/C D 系へ給電できない場合において、M/C C 系及び M/C D 系を受電するため、第二ガスタービン発電機を起動し、荒浜側緊急用 M/C を受電する。

b. 作業場所

屋外（第二ガスタービン発電機設置場所、荒浜側緊急用 M/C 設置場所）

c. 必要要員数及び時間

第二ガスタービン発電機による荒浜側緊急用 M/C を経由した M/C C 系及び M/C D 系受電のうち、第二ガスタービン発電機起動操作及び荒浜側緊急用 M/C 受電操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:6 名（緊急時対策要員 6 名）

想定時間 :70 分（実績時間:60 分）

d. 操作の成立性について

作業環境:ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、夜間においても接近可能である。

また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 :第二ガスタービン発電機の起動は、現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない。

通常受電操作であるため、容易に実施可能である。

連絡手段:通信連絡設備（電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。



(3) 第二ガスタービン発電機起動及び大湊側緊急用 M/C からの給電

a. 操作概要

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により M/C C 系及び M/C D 系へ給電できない場合において、M/C C 系及び M/C D 系を受電するため、第二ガスタービン発電機を起動し、大湊側緊急用 M/C から給電する。

b. 作業場所

屋外（第二ガスタービン発電機設置場所、大湊側緊急用 M/C 設置場所）

c. 必要要員数及び時間

第二ガスタービン発電機による大湊側緊急用 M/C 経由した M/C C 系及び M/C D 系受電のうち、第二ガスタービン発電機起動操作及び大湊側緊急用 M/C からの給電操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:6 名（緊急時対策要員 6 名）

想定時間 :80 分（実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境:ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、夜間においても接近可能である。

また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 :第二ガスタービン発電機の起動は、現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない。

通常受電操作であるため、容易に実施可能である。

連絡手段:通信連絡設備（電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。

(4) 電源車起動及び荒浜側緊急用 M/C 受電

a. 操作概要

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により M/C C 系及び M/C D 系へ給電できない場合において、M/C C 系及び M/C D 系を受電するため、電源車を起動し、荒浜側緊急用 M/C を受電する。

b. 作業場所

屋外（荒浜側緊急用 M/C 設置場所）

c. 必要要員数及び時間

電源車による荒浜側緊急用 M/C を経由した M/C C 系及び M/C D 系受電のうち、電源車起動操作及び荒浜側緊急用 M/C 受電操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:6 名（緊急時対策要員 6 名）

想定時間 :90 分（実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境:ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、夜間においても接近可能である。

また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 :電源車の起動は、現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない。

通常受電操作であるため、容易に実施可能である。

連絡手段:通信連絡設備（電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。



電源車のケーブル接続箇所

(5) 荒浜側緊急用 M/C 又は大湊側緊急用 M/C 経路による M/C C 系及び M/C D 系受電

a. 操作概要

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により M/C C 系及び M/C D 系へ給電できない場合において、代替交流電源設備により荒浜側緊急用 M/C 又は大湊側緊急用 M/C を受電後、現場での M/C C 系及び M/C D 系の受電操作を実施する。

M/C D 系を受電することにより原子炉圧力容器への注水に必要な電源が供給されるため、M/C D 系受電後は原子炉圧力容器への注水を優先させ、その後に M/C C 系へ給電する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地下 1 階（非管理区域）

コントロール建屋 地下 1 階，地上 2 階（非管理区域）

c. 必要要員数及び時間

荒浜側緊急用 M/C 又は大湊側緊急用 M/C 経路による M/C C 系及び M/C D 系受電のうち、受電前準備及び M/C D 系受電操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:4 名（現場運転員 4 名）

想定時間：「荒浜側緊急用 M/C 経路による受電の場合」

第二ガスタービン発電機:75 分/80 分*

電源車:95 分/100 分*

（当該設備は設置工事中のため実績時間なし）

「大湊側緊急用 M/C 経路による受電の場合」

第二ガスタービン:85 分/90 分*

（当該設備は設置工事中のため実績時間なし）

※M/C C 系まで受電した場合の想定時間

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋）を装備又は携

行して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常を受電操作であるため、容易に実施可能である。

連絡手段: 通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



M/C 受電確認

2. 電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電

(1) P/C C 系及び P/C D 系受電前準備

a. 操作概要

電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電の際、受電前準備として電路構成及び負荷抑制を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地下 1 階（非管理区域）

コントロール建屋 地下 1 階，地上 2 階（非管理区域）

c. 必要要員数及び時間

電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電のうち、電路構成及び負荷抑制操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数: 2 名（現場運転員 2 名）

想定時間 : 60 分（当該設備は設置工事中のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常受電操作であるため、容易に実施可能である。

連絡手段: 通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。

(2) 電源車のケーブル敷設及び電源車による P/C C 系及び P/C D 系への給電

a. 操作概要

電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電の際、電源車から P/C C 系動力変圧器の一次側に電源車のケーブルを敷設及び接続後、電源車を起動し、P/C C 系及び P/C D 系へ給電する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋近傍）

原子炉建屋 地上 1 階，地下 1 階（非管理区域）

c. 必要要員数及び時間

電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電のうち、電源車のケーブル敷設及び接続操作、電源車起動操作、並びに P/C C 系及び P/C D 系への給電操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:6 名（緊急時対策要員 6 名）

想定時間 :5 時間 10 分（当該設備は設置工事中のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境:車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。

バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携行しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :電源車の起動は、現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり、

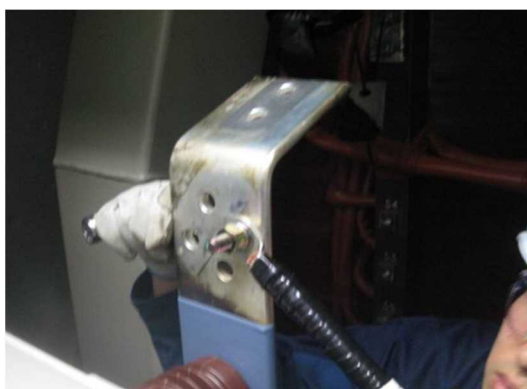
操作性に支障はない。

コネクタ及び端子接続であり操作性に支障はない。

連絡手段:通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備）のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。



電源車のケーブル接続



動力変圧器へのケーブル接続

3. 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C C 系又は M/C D 系受電

(1) 健全号炉の非常用ディーゼル発電機による M/C C 系又は M/C D 系受電

a. 操作概要

外部電源，非常用ディーゼル発電機，第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機により給電ができない場合において，健全号炉の非常用ディーゼル発電機により号炉間電力融通ケーブルを介して M/C C 系又は M/C D 系を受電する。

b. 作業場所

「当該号炉」

原子炉建屋 地下 1 階（非管理区域）

コントロール建屋 地上 2 階（非管理区域）

「他号炉」

原子炉建屋 地下 1 階（非管理区域）

コントロール建屋 地上 2 階（非管理区域）

原子炉建屋 地上 1 階（管理区域）

タービン建屋 地下中 2 階（非管理区域）

c. 必要要員数及び時間

号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C C 系又は M/C D 系受電のうち，負荷切替え操作並びに健全号炉の非常用ディーゼル発電機による M/C C 系又は M/C D 系への給電準備に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数:6 名（現場運転員 6 名）

想定時間 :1 時間 25 分（当該設備は設置工事中のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性があることから，防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。管理区域においては汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋）を装備して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備してお

り接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の受電操作であるため、容易に実施可能である。

連絡手段: 通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



負荷切替え操作



負荷切替え操作

(2) 号炉間電力融通ケーブル敷設及び電路構成

a. 操作概要

健全号炉の非常用ディーゼル発電機から M/C C 系又は M/C D 系へ給電する際、各号炉の緊急用電源切替箱断路器間に号炉間電力融通ケーブルを敷設及び接続し、電路構成を実施する。

b. 作業場所

コントロール建屋 地上 2 階（非管理区域）

原子炉建屋 地下 1 階（非管理区域）

c. 必要要員数及び時間

号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C C 系又は M/C D 系受電のうち、号炉間電力融通ケーブルの敷設及び接続に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:8 名(現場運転員 2 名, 緊急時対策要員 6 名)

想定時間 : 「緊急用電源切替箱近傍の号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用する場合」

1 時間 40 分（当該設備は設置工事中のため実績時間なし）

「屋外保管の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用する場合」

3 時間 50 分（当該設備は設置工事中のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : コネクタ及び端子接続であり操作性に支障はない。

連絡手段:通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型

音声呼出電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備）のうち，
使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。

4. 所内蓄電式直流電源設備による給電

(1) 直流 125V 蓄電池 A から直流 125V 蓄電池 A-2 への切替え

a. 操作概要

全交流動力電源喪失事象発生から 8 時間経過するまでに、直流 125V 蓄電池 A から直流 125V 蓄電池 A-2 への切替えを実施する。

b. 作業場所

コントロール建屋 地下 1 階（非管理区域）

c. 必要要員数及び時間

直流 125V 蓄電池 A から直流 125V 蓄電池 A-2 への切替えに必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:2 名（現場運転員 2 名）

想定時間 :20 分（実績時間:11 分）

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用証明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常受電切替え操作であるため、容易に実施可能である。

連絡手段:通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



同時投入防止用切替盤



遮断器操作

(2) 不要直流負荷の切離し

a. 操作概要

直流 125V 蓄電池 A から直流 125V 蓄電池 A-2 への切替え実施後，全交流動力電源喪失事象発生から 8 時間経過した時点で直流 125V 主母線盤 A の不要直流負荷の切離しを実施する。

b. 作業場所

コントロール建屋 地下 1 階（非管理区域）

c. 必要要員数及び時間

直流 125V 蓄電池 A から直流 125V 蓄電池 A-2 への切替え後の不要直流負荷の切離し操作に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数:2 名（現場運転員 2 名）

想定時間 :60 分（実績時間:50 分）

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常運転時に行う NFB 操作と同じであり，容易に実施可能である。

連絡手段:通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話設備）のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡する。



不要直流負荷切離し (NFB)

(3) 直流 125V 蓄電池 A-2 から AM 用直流 125V 蓄電池への切替え

a. 操作概要

全交流動力電源喪失事象発生から 19 時間経過するまでに、直流 125V 蓄電池 A-2 から AM 用直流 125V 蓄電池への切替えを実施する。

b. 作業場所

コントロール建屋 地下 1 階（非管理区域）

原子炉建屋 地上 4 階（非管理区域）

c. 必要要員数及び時間

直流 125V 蓄電池 A-2 から AM 用直流 125V 蓄電池への切替えに必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:2 名（現場運転員 2 名）

想定時間 :25 分（実績時間:23 分）

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常の受電切替え操作であるため、容易に実施可能である。

連絡手段:通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



同時投入防止用切替盤



AM 用直流 125V 蓄電池

(4) 直流 125V 充電器盤 A 受電

a. 操作概要

直流 125V 充電器盤 A 受電の際、現場にて MCC C 系の受電操作を実施し、C/B 計測制御電源盤区域 (A) 排風機の運転状態を確認後、直流 125V 充電器盤 A を受電する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地下 1 階 (非管理区域)

コントロール建屋 地下 1 階, 地下中 2 階 (非管理区域)

c. 必要要員数及び時間

直流 125V 充電器盤 A 受電のうち、MCC 受電操作、空調機運転状態確認及び充電器盤受電操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数: 2 名 (現場運転員 2 名)

想定時間 : 40 分 (実績時間: 36 分)

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具 (全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋) を装備又は携行して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常受電操作であるため、容易に実施可能である。

連絡手段: 通信連絡設備 (送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備) のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



受電操作



充電器盤運転



受電状態確認



空調機運転状態確認

(5) 直流 125V 充電器盤 B 受電

a. 操作概要

直流 125V 充電器盤 B 受電の際、現場にて MCC D 系の受電操作を実施し、C/B 計測制御電源盤区域 (B) 排風機の運転状態を確認後、直流 125V 充電器盤 B を受電する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地下 1 階 (非管理区域)

コントロール建屋 地上 1 階, 地下 1 階 (非管理区域)

c. 必要要員数及び時間

直流 125V 充電器盤 B 受電のうち、MCC 受電操作、空調機運転状態確認及び充電器盤受電操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数: 2 名 (現場運転員 2 名)

想定時間 : 40 分 (実績時間 36: 分)

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具 (全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋) を装備又は携行して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常受電操作であるため、容易に実施可能である。

連絡手段: 通信連絡設備 (送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備) のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



受電操作



充電器盤運転



受電状態確認



空調機運転状態確認

(6) 直流 125V 充電器盤 A-2 受電

a. 操作概要

直流 125V 充電器盤 A-2 受電の際、現場にて MCC C 系の受電操作を実施し、C/B 計測制御電源盤区域(A) 排風機の運転状態を確認後、直流 125V 充電器盤 A-2 を受電する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地下 1 階（非管理区域）

コントロール建屋 地下 1 階，地下中 2 階（非管理区域）

c. 必要要員数及び時間

直流 125V 充電器盤 A-2 受電のうち、MCC 受電操作、空調機運転状態確認及び充電器盤受電操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:2 名（現場運転員 2 名）

想定時間 :40 分（実績時間:34 分）

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常受電操作であるため、容易に実施可能である。

連絡手段:通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



受電操作



充電器盤運転



受電状態確認



空調機運転状態確認

(7) AM 用直流 125V 充電器盤受電

a. 操作概要

AM 用直流 125V 充電器盤受電の際、現場にて MCC C 系の受電操作を実施し、D/G(A)/Z 排風機の運転状態を確認後、AM 用直流 125V 充電器盤を受電する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地下 1 階，地上 3 階，地上 4 階（非管理区域）

コントロール建屋 地下 1 階（非管理区域）

c. 必要要員数及び時間

AM 用直流 125V 充電器盤受電のうち、MCC 受電操作、空調機運転状態確認及び充電器盤受電操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:2 名（現場運転員 2 名）

想定時間 :35 分（実績時間:31 分）

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常受電操作であるため、容易に実施可能である。

連絡手段:通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



受電操作



充電器盤運転



受電状態確認



空調機起動状態確認

(8) 中央制御室監視計器の復旧 C系及びD系

a. 操作概要

中央制御室監視計器復旧の際、現場にてMCC C系及びMCC D系の受電操作を実施し、監視計器電源（バイタル交流電源、計測用電源）を復旧する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地下1階（非管理区域）

コントロール建屋 地下1階（非管理区域）

c. 必要要員数及び時間

中央制御室監視計器の復旧のうち、MCC受電操作及び監視計器電源復旧操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:2名（現場運転員2名）

想定時間 :50分（実績時間:40分）

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常受電操作であるため、容易に実施可能である。

連絡手段:通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



受電操作



計器電源復旧 (D系)

5. 可搬型直流電源設備による給電

(1) 電源車による AM 用 MCC 受電

a. 操作概要

AM 用直流 125V 充電器盤の受電前準備のため、電源車により AM 用 MCC を受電する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地下 1 階，地上 1 階，地上 2 階，地上 3 階，地上 4 階
(非管理区域)

コントロール建屋 地上 2 階 (非管理区域)

屋外 (荒浜側緊急用 M/C 設置場所，原子炉建屋近傍)

c. 必要要員数及び時間

電源車による AM 用直流 125V 充電器盤受電のうち，電源車起動操作及び AM 用 MCC 受電操作に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数:8 名 (現場運転員 2 名，緊急時対策要員 6 名)

想定時間 :「荒浜側緊急用 M/C 経由の場合」

95 分 (実績時間なし)

「緊急用電源切替箱接続装置経由の場合」

4 時間 30 分 (当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

「AM 用動力変圧器経由の場合」

5 時間 15 分 (当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境:車両の作業用照明・ヘッドライト，懐中電灯及び LED 多機能ライトにより，夜間における作業性を確保している。

バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行しているため夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具 (全面マスク，個人線量計，ゴム手袋) を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト，懐中電灯及び LED 多機能ライトを携行しており，夜間においても接近可能

である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常を受電操作であるため、容易に実施可能である。

連絡手段: 通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備）のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡する。

(2) AM 用 MCC から AM 用直流 125V 蓄電池室換気設備及び AM 用直流 125V 充電器盤への給電

a. 操作概要

電源車により AM 用 MCC 受電後，仮設ケーブルを敷設及び接続して AM 用直流 125V 蓄電池室換気設備を起動し，蓄電池充電時の水素ガスの滞留を防止する。また，蓄電池室の換気を実施した後，AM 用直流 125V 充電器盤の受電操作を行う。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上 3 階，地上 4 階（非管理区域）

c. 必要要員数及び時間

電源車による AM 用直流 125V 充電器盤受電のうち，仮設ケーブル接続前準備，仮設ケーブル敷設，AM 用直流 125V 充電器盤受電操作及び AM 用直流 125V 蓄電池室換気設備起動操作に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数：8 名（現場運転員 2 名，緊急時対策要員 6 名）

想定時間：2 時間 20 分（当該設備は設置工事中のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常受電操作であるため，容易に実施可能である。

連絡手段：通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備）のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡する。

6. 直流給電車による直流 125V 主母線盤 A への給電

(1) 直流給電車による直流 125V 主母線盤 A への給電前準備

a. 操作概要

直流給電車により直流 125V 主母線盤 A へ給電する際、給電前準備として負荷抑制を実施する。

b. 作業場所

コントロール建屋 地下 1 階(非管理区域)

c. 必要要員数及び時間

直流給電車による直流 125V 主母線盤 A への給電のうち、負荷抑制操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:2 名 (現場運転員 2 名)

想定時間 :30 分 (実績時間:25 分)

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具 (全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋) を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常運転時に行う NFB 操作と同じであり、容易に実施可能である。

連絡手段:通信連絡設備 (送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備) のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。



負荷抑制操作

(2) 直流給電車及び電源車のケーブル敷設及び直流 125V 主母線盤 A への給電

a. 操作概要

直流給電車により直流 125V 主母線盤 A へ給電する際、直流給電車及び電源車のケーブルを敷設、接続後、直流給電車及び電源車を起動し、直流 125V 主母線盤 A への給電を実施する。

b. 作業場所

屋外（コントロール建屋近傍）

コントロール建屋 地上 1 階，地下 1 階（非管理区域）

c. 必要要員数及び時間

直流給電車による直流 125V 主母線盤 A への給電のうち、電源接続前準備、直流給電車及び電源車起動操作、並びに直流 125V 主母線盤 A 受電操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:6 名（緊急時対策要員 6 名）

想定時間 :12 時間 10 分（当該設備は設置工事中のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境:車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。

バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携行しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : コネクタ及び端子接続であり操作性に支障はない。

直流給電車の操作は現場操作パネルでの簡易なCS操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段: 通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備）のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。



直流給電車操作部



操作制御盤



起動・停止CS

7. AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電

a. 操作概要

直流電源喪失時，M/C C系への給電を行う際，M/C C系緊急用電源母線連絡の遮断器の制御電源を確保するため，AM用直流125V蓄電池から125V同時投入防止用切替盤を介して直流125V主母線盤Aを受電する。

b. 作業場所

コントロール建屋 地下1階（非管理区域）

c. 必要要員数及び時間

AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電のうち，125V同時投入防止用切替盤での切替え操作に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数:2名（現場運転員2名）

想定時間 :25分（実績時間:21分）

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常受電操作であるため，容易に実施可能である。

連絡手段:通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話設備）のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡する。



同時投入防止用切替盤

8. 常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 B 受電

a. 操作概要

全交流動力電源及び直流電源喪失後，第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による給電が可能な場合，M/C D系，直流 125V 充電器盤 B 及び直流 125V 主母線盤 B を受電して遮断器の制御電源を確保するが，M/C D系受電時は緊急用電源母線連絡の遮断器の制御電源が喪失していることから，現場にて直流 125V 蓄電池 B の遮断器を手動で開放し，M/C D系緊急用電源母線連絡の遮断器を手動で投入する。

b. 作業場所

コントロール建屋 地下 1 階（非管理区域）
原子炉建屋 地下 1 階（非管理区域）

c. 必要要員数及び時間

常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 B 受電のうち，直流 125V 蓄電池 B の遮断器「切」操作及び M/C D系緊急用電源母線連絡の遮断器「入」操作に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数:2 名（現場運転員 2 名）
想定時間 :20 分（実績時間:17 分）

常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 B 受電のうち，直流 125V 主母線盤 B の受電操作に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数:2 名（現場運転員 2 名）
想定時間 :15 分（実績時間:12 分）

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており
接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックア
ップとして携行している。

操作性 : 通常を受電操作であるため、容易に実施可能である。

連絡手段: 通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音
声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室
に連絡する。



蓄電池遮断器手動開放



緊急用 M/C 遮断器手動投入

9. 号炉間連絡ケーブルを使用した直流 125V 主母線盤 A 又は直流 125V 主母線盤 B 受電

a. 操作概要

当該号炉で外部電源、常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備の機能喪失により非常用ディーゼル発電機の起動に必要な直流電源（制御電源）を確保できない場合において、他号炉の MCC から号炉間連絡ケーブルを使用して当該号炉の直流 125V 主母線盤 A 又は直流 125V 主母線盤 B を受電し、非常用ディーゼル発電機の起動に必要な直流電源（制御電源）を確保する。

b. 作業場所

コントロール建屋 地下 1 階（非管理区域）
原子炉建屋 地下 1 階（非管理区域）

c. 必要要員数及び時間

号炉間連絡ケーブルを使用した直流 125V 主母線盤 A 又は直流 125V 主母線盤 B 受電のうち、電力融通前準備、電力融通操作及び直流 125V 主母線盤 A 又は直流 125V 主母線盤 B 受電操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:2 名（現場運転員 2 名）
想定時間 :55 分（実績時間:40 分）

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常の受電操作であるため、容易に実施可能である。

連絡手段:通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制

御室に連絡する。



電力融通前準備操作

10. 第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機, 号炉間電力融通ケーブル又は電源車による AM 用 MCC 受電

(1) 電路構成

a. 操作概要

非常用所内電気設備の2系統が機能喪失した場合において, 第一ガスタービン発電機により AM 用 MCC を受電するため, 現場での電路構成を実施する。

b. 作業場所

コントロール建屋 地上2階 (非管理区域)

原子炉建屋 地下1階, 地上3階, 地上4階 (非管理区域)

c. 必要要員数及び時間

第一ガスタービン発電機による AM 用 MCC 受電のうち, 現場での電路構成に必要な要員数, 時間は以下のとおり。

必要要員数:2名 (現場運転員2名)

想定時間 :25分 (当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており, 建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また, ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから, 操作は防護具 (全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋) を装備又は携行して作業を行う。

移動経路: バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また, ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常受電操作であるため, 容易に実施可能である。

連絡手段: 通信連絡設備 (送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備) のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。

(2) 第二ガスタービン発電機起動及び荒浜側緊急用 M/C 受電

a. 操作概要

非常用所内電気設備の 2 系統が機能喪失した場合において、AM 用 MCC を受電するため、第二ガスタービン発電機を起動し、荒浜側緊急用 M/C を受電する。

b. 作業場所

屋外（第二ガスタービン発電機設置場所、荒浜側緊急用 M/C 設置場所）

c. 必要要員数及び時間

第二ガスタービン発電機による荒浜側緊急用 M/C を経由した AM 用 MCC 受電のうち、第二ガスタービン発電機起動操作及び荒浜側緊急用 M/C 受電操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:6 名（緊急時対策要員 6 名）

想定時間 :65 分（当該設備は設置工事中のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境:ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、夜間においても接近可能である。

また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 :第二ガスタービン発電機の起動は、現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない。

通常受電操作であるため、容易に実施可能である。

連絡手段:通信連絡設備（電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。

(3) 第二ガスタービン発電機起動及び大湊側緊急用 M/C からの給電

a. 操作概要

非常用所内電気設備の 2 系統が機能喪失した場合において、AM 用 MCC を受電するため、第二ガスタービン発電機を起動し、大湊側緊急用 M/C から給電する。

b. 作業場所

屋外（第二ガスタービン発電機設置場所、大湊側緊急用 M/C 設置場所）

c. 必要要員数及び時間

第二ガスタービン発電機による大湊側緊急用 M/C を経由した AM 用 MCC 受電のうち、第二ガスタービン発電機起動操作及び大湊側緊急用 M/C からの給電操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:6 名（緊急時対策要員 6 名）

想定時間 :95 分（当該設備は設置工事中のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境:ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、夜間においても接近可能である。

また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 :第二ガスタービン発電機の起動は、現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない。

通常受電操作であるため、容易に実施可能である。

連絡手段:通信連絡設備（電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。

(4) 号炉間電力融通ケーブルによる AM 用 MCC 受電

a. 操作概要

非常用所内電気設備の2系統が機能喪失した場合において、健全号炉の非常用ディーゼル発電機により号炉間電力融通ケーブルを介して AM 用 MCC を受電する。

b. 作業場所

「当該号炉」

原子炉建屋 地下1階，地上3階，地上4階（非管理区域）

コントロール建屋 地上2階（非管理区域）

「他号炉」

原子炉建屋 地下1階（非管理区域）

コントロール建屋 地上2階（非管理区域）

原子炉建屋 地上1階（管理区域）

タービン建屋 地下中2階（非管理区域）

c. 必要要員数及び時間

号炉間電力融通ケーブルによる AM 用 MCC 受電のうち、負荷切替え操作及び非常用ディーゼル発電機による AM 用 MCC への給電準備に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:4名（現場運転員4名）

想定時間 :1時間25分（当該設備は設置工事中のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。管理区域においては汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

また、アクセスルート上に支障となる設備はない。
操作性 : 通常の受電操作であるため、容易に実施可能である。
連絡手段: 通信連絡設備 (送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備) のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。



負荷切替え操作



負荷切替え操作

(5) 号炉間電力融通ケーブル敷設及び電路構成

a. 操作概要

健全号炉の非常用ディーゼル発電機により AM 用 MCC へ給電する際、各号炉の緊急用電源切替箱断路器間に号炉間電力融通ケーブルを敷設及び接続し、電路構成を実施する。

b. 作業場所

コントロール建屋 地上 2 階（非管理区域）

原子炉建屋 地下 1 階（非管理区域）

c. 必要要員数及び時間

号炉間電力融通ケーブルを使用した AM 用 MCC 受電のうち、号炉間電力融通ケーブルの敷設及び接続に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:8 名(現場運転員 2 名, 緊急時対策要員 6 名)

想定時間 : 「緊急用電源切替箱近傍の号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用する場合」

1 時間 40 分（当該設備は設置工事中のため実績時間なし）

「屋外保管の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用する場合」

3 時間 50 分（当該設備は設置工事中のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : コネクタ及び端子接続であり操作性に支障はない。

連絡手段:通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、

使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。

(6) 電源車起動及び荒浜側緊急用 M/C 受電

a. 操作概要

非常用所内電気設備の 2 系統が機能喪失した場合において，AM 用 MCC を受電するため，電源車を起動し，荒浜側緊急用 M/C を受電する。

b. 作業場所

屋外（荒浜側緊急用 M/C 設置場所）

c. 必要要員数及び時間

電源車による荒浜側緊急用 M/C を経由した AM 用 MCC 受電のうち，電源車起動操作及び荒浜側緊急用 M/C 受電操作に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数:6 名（緊急時対策要員 6 名）

想定時間 :90 分（当該設備は設置工事中のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境:ヘッドライト及び懐中電灯により，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており，夜間においても接近可能である。

また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 :電源車の起動は，現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり，操作性に支障はない。

通常受電操作であるため，容易に実施可能である。

連絡手段:通信連絡設備（電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備）のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。

(7)電源車（AM用動力変圧器に接続）起動及びAM用MCC受電前準備

a. 操作概要

非常用所内電気設備の2系統が機能喪失した場合において、AM用MCCを受電するため、電源車（AM用動力変圧器に接続）を起動し、AM用MCCの受電前準備を実施する。

b. 作業場所

コントロール建屋 地上2階（非管理区域）

原子炉建屋 地下1階，地上1階，地上3階，地上4階（非管理区域）

屋外（原子炉建屋近傍）

c. 必要要員数及び時間

電源車（AM用動力変圧器に接続）によるAM用MCC受電のうち、電路構成，ケーブル敷設及び接続操作，電源車起動操作並びにAM用MCCへの給電操作に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数:8名（現場運転員2名，緊急時対策要員6名）

想定時間 :5時間15分（当該設備は設置工事中のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境:車両の作業用照明・ヘッドライト，懐中電灯及びLED多機能ライトにより，夜間における作業性を確保している。

バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。ヘッドライト及び懐中電灯により，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト，懐中電灯及びLED多機能ライトを携行しており，夜間においても接近可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバッ

クアップとして携行している。アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 電源車の起動は、現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない。

コネクタ及び端子接続であり操作性に支障はない。

連絡手段: 通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。

(8) 電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）起動及び AM 用 MCC 受電前準備

a. 操作概要

非常用所内電気設備の 2 系統が機能喪失した場合において、AM 用 MCC を受電するため、電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）を起動し、AM 用 MCC の受電前準備を実施する。

b. 作業場所

コントロール建屋 地上 2 階（非管理区域）

原子炉建屋 地下 1 階，地上 2 階，地上 3 階，地上 4 階（非管理区域）

屋外（原子炉建屋近傍）

c. 必要要員数及び時間

電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）による AM 用 MCC 受電のうち、電路構成，ケーブル敷設及び接続操作，電源車起動操作並びに AM 用 MCC への給電操作に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数：8 名（現場運転員 2 名，緊急時対策要員 6 名）

想定時間：4 時間 25 分（当該設備は設置工事中のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト，懐中電灯及び LED 多機能ライトにより，夜間における作業性を確保している。
バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行しているため夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，ヘッドライト，懐中電灯及び LED 多機能ライトを携行しており，夜間においても接近可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。
バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 電源車の起動は、現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない。

コネクタ及び端子接続であり操作性に支障はない。

連絡手段: 通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。

11. 軽油タンクからタンクローリへの補給

a. 操作概要

軽油タンクからタンクローリへ軽油を補給（積載）する。

b. 作業場所

屋外（6号及び7号炉 軽油タンク近傍）

c. 必要要員数及び時間

軽油タンクからタンクローリ車への補給に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:2名（緊急時対策要員2名）

想定時間：「タンクローリ（4kL）へ補給する場合」

105分（実績時間:98分）

「タンクローリ（16kL）へ補給する場合」

120分（実績時間:111分）

d. 操作の成立性について

作業環境:タンクローリ車幅灯、車両付ライト、ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性 :複雑な操作手順はなく、タンクローリの各操作（ハッチ開放等）も同時並行して行える作業が主体であるため、操作性に支障はない。

連絡手段:通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。



タンクローリへのホース接続



軽油タンクへのホース接続

12. タンクローリから各機器等への給油

a. 操作概要

タンクローリへ補給（積載）した軽油を重大事故等の対処に必要な燃料給油対象の設備へ給油する。

b. 作業場所

屋外（重大事故等の対処に必要な燃料給油対象の設備近傍）

c. 必要要員数及び時間

タンクローリから各機器等への給油に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数:2名（緊急時対策要員2名）

想定時間：「タンクローリ（4kL）にて給油する場合」

15分（実績時間:可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の場合
11分）

「タンクローリ（16kL）にて給油する場合」

90分（実績時間:第一ガスタービン発電機用燃料タンクの場合82分、第二ガスタービン発電機用燃料タンクの場合86分）

d. 操作の成立性について

作業環境:タンクローリ車幅灯、車両付ライト、ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、夜間においても接近可能である。

また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：複雑な操作手順はなく、タンクローリの各操作（ハッチ開放等）も同時並行して行える作業が主体であるため、操作性に支障はない。

連絡手段:通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。



各機器等への給油準備



電源車への給油

13. 不要直流負荷（B系，C系，D系）の切離し

a. 操作概要

全交流動力電源喪失により，直流 125V 充電器 B，直流 125V 充電器 C 及び直流 125V 充電器 D の交流入力電源の喪失が発生した場合において，1 時間以内に直流 125V 主母線盤 B，直流 125V 主母線盤 C 及び直流 125V 主母線盤 D の不要直流負荷の切離しを実施する。

b. 作業場所

コントロール建屋 地下 1 階（非管理区域）

c. 必要要員数及び時間

直流 125V 主母線盤 B，直流 125V 主母線盤 C 及び直流 125V 主母線盤 D の不要直流負荷の切離し操作に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数:2 名（現場運転員 2 名）

想定時間 :60 分（実績時間:50 分）

d. 操作の成立性について

作業環境:バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また，ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常運転時に行う NFB 操作と同じであり，容易に実施可能である。

連絡手段:通信連絡設備（送受信器，電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話設備）のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡する。



不要直流負荷切離し (NFB)

不要直流負荷 切離しリスト

6号炉 直流 125V 6A 負荷 (1/3)

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間	負荷 (A)
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	5-1	E0C-RPT論理 (区分I)	8h	0.12
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	5-2	M/C補助継電器盤6C	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	5-3	非常用所内電源補助盤 (区分I)	8h	3.30
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	5-4	運転監視補助盤1 遮断器選択非常用A	8h	1.20
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	5-5	運転監視補助盤3 FD55	8h	3.96
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	5-7	原子炉系補助盤	8h	3.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	5-8	ACB制御用電源 (主母線盤内)	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	5-9	中央制御室外原子炉停止装置盤	8h	0.60
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	5-10	直流125V 6A ACB試験用電源	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	6-4	原子炉系多重伝送現場盤 (H23-P101-1)	8h	3.60
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	6-5	原子炉系多重伝送現場盤 (H23-P103-1)	8h	3.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	6-6	原子炉系多重伝送現場盤 (H23-P103-3)	8h	3.60
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	6-7	原子炉系多重伝送現場盤 (H23-P102-4)	8h	3.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	6-8	原子炉系多重伝送現場盤 (H23-P102-5)	8h	3.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	6-9	原子炉系多重伝送現場盤 (H23-P102-6)	8h	3.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	6-10	原子炉系多重伝送現場盤 (H23-P102-7)	8h	3.60
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	7-1	安全保護系盤 区分I TLU入出力	8h	2.40
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	7-2	安全保護系盤 区分I DTM入出力 (TLU用)	8h	0.60
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	7-3	安全系多重伝送現場盤 DIV-I (H23-P023A) RMU(A)	8h	0.90
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	7-4	安全系多重伝送現場盤 DIV-I (H23-P023A) RMU(B)	8h	0.90
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	7-5	安全系多重伝送現場盤 DIV-I (H23-P023A) 入出力、リレ	8h	1.50
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	7-6	安全系多重伝送現場盤 DIV-I (H23-P031A) RMU(A)	8h	0.48
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	7-7	安全系多重伝送現場盤 DIV-I (H23-P031A) RMU(B)	8h	0.48
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	7-8	安全系多重伝送現場盤 DIV-I (H23-P031A) 入出力、リレ	8h	1.20
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	8-1	6.9KVメタルクラッド スイッチギア 6A-1	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	8-2	6.9KVメタルクラッド スイッチギア 6A-2	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	8-3	480Vパワーセンタ 6A-1	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	8-4	480Vパワーセンタ 6A-2	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	8-5	6.9KVメタルクラッド スイッチギア 6SA-1	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	8-6	6.9KVメタルクラッド スイッチギア 6SA-2	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	8-7	480Vパワーセンタ 6SA	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	8-9	6.9KVメタルクラッド スイッチギア 6C	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	8-10	480Vパワーセンタ 6C-1	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	8-11	480Vパワーセンタ 6C-2	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	8-12	非常用ディーゼル発電機 6A 制御用電源	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	8-13	バイタル交流電源装置 6A	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤6A	8-14	非常用ディーゼル発電機 6A 初期励磁電源	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 分電盤6A-3	5	HECW冷凍機 (A), (C) 故障表示	8h	3.00
コントロール建屋地下1階 分電盤6A-3	12	CUW/FPC F/D制御盤故障表示	8h	3.84
コントロール建屋地下1階 分電盤6A-3	13	RSWストレーナ (A) 故障表示	8h	0.60
コントロール建屋地下1階 分電盤6A-3	15	計算機用無停電電源装置6A	8h	6.00
コントロール建屋地下1階 分電盤6A-3	16	HNCW冷凍機 (A), (B), (C) 故障表示	8h	1.80
コントロール建屋地下1階 分電盤6A-3	17	RSS盤6A	8h	19.80
コントロール建屋地下1階 分電盤6A-3	26	S/B電気リレー室 リレー試験用電源	8h	0.00
		合計		78.48

6号炉 直流 125V 6A 負荷 (2/3)

操作場所	CKT	用途名称	使用時間	負荷 (A)
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-1	1	安全保護系盤区分 I TLU	8h	7.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-1	2	地震検出器 (A)	8h	3.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-1	3	安全保護系盤区分 I DTM	8h	2.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-1	5	安全系多重伝送現場盤DIV-I (H23-P001A-4) 弁制御	8h	2.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-1	7	安全系多重伝送現場盤DIV-I (H23-P001A-4) RMU (DTM)	8h	1.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-1	9	MSIV LD盤 (外側A・B) (B21-A0-F003A・B)	8h	2.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-1	10	放射線モニタ多重伝送現場盤 (1)	8h	1.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-1	11	MSIV LD盤 (外側C・D) (B21-A0-F003C・D)	8h	2.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-1	13	MSIV LD盤 (内側A・B) (B21-A0-F002A・B)	8h	2.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-1	15	MSIV LD盤 (内側C・D) (B21-A0-F002C・D)	8h	2.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-1	16	放射線モニタ多重伝送現場盤 (5)	8h	1.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-1	17	核計装 / 安全系プロセス放射線モニタ盤 区分 I PRNM	8h	8.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-1	19	非常用所内電源補助盤区分 I トランスデューサ	8h	0.50
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-1	20	非常用ガス処理系排ガス放射線 モニタサンプリングラック	8h	8.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-1	22	タービン系プロセス計装 (A)	8h	1.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-1	24	排気筒放射線 モニタサンプリングラック A	8h	8.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-1	27	タービン系記録盤	8h	2.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-1	29	液体廃棄物処理系排水放射線モニタ現場盤	8h	6.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-1	30	励磁制御盤	8h	5.00
		合計		63.50

6号炉 直流 125V 6A 負荷 (3/3)

操作場所	CKT	用途名称	使用時間	負荷 (A)
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-2	1	現場伝送盤 (H21-P009-01N)	8h	5.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-2	2	F M C R Dブレーキ制御盤 (H21-P010-01N)	8h	5.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-2	3	現場伝送盤 (H21-P009-02N)	8h	5.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-2	5	現場伝送盤 (H21-P009-03N)	8h	5.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-2	6	F M C R Dブレーキ制御盤 (H 2 1 - P 0 1 0 - 0 2 N)	8h	5.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-2	7	現場伝送盤 (H21-P009-04N)	8h	5.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-2	9	現場伝送盤 (H21-P009-05N)	8h	5.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-2	10	F M C R Dブレーキ制御盤 (H21-P010-03N)	8h	2.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-2	11	現場伝送盤 (H21-P009-06N)	8h	5.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-2	13	現場伝送盤 (H21-P009-07N)	8h	5.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-2	15	現場伝送盤 (H21-P009-08N)	8h	5.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-2	16	事故時放射線モニタ盤(1)(11-P609-1)	8h	3.50
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-2	17	現場伝送盤 (H21-P009-09N)	8h	5.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-2	19	現場伝送盤 (H21-P009-10N)	8h	5.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-2	21	現場伝送盤 (H21-P009-11N)	8h	5.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-2	23	現場伝送盤 (H21-P009-12N)	8h	5.00
コントロール建屋地下1階 ハ イタル6A-2	25	現場伝送盤 (H21-P009-13N)	8h	5.00
		合計		80.50

7号炉 直流 125V 7A 負荷 (1/2)

操作場所	MCCB	用途名称	使用時間	負荷 (A)
コントロール建屋地下1階 主母線盤7A	1	480Vパワセンタ 7C-2	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤7A	2	6.9kVメタルクラッドスイッチギア 7C	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤7A	3	6.9kVメタルクラッドスイッチギア 7C(RSS)	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤7A	4	480Vパワセンタ 7C-2(RSS)	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤7A	5	480Vパワセンタ 7C-1	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤7A	6	480Vパワセンタ 7C-1(RSS)	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤7A	8	中央制御室外原子炉停止制御盤	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤7A	11	D/G7A制御用電源	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤7A	15	D/G7A初期励磁	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤7A	17	480Vパワセンタ 7A-2	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤7A	20	480Vパワセンタ 7SA	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤7A	23	6.9kVメタルクラッドスイッチギア 7A-1	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤7A	24	6.9kVメタルクラッドスイッチギア 7A-2	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤7A	25	480Vパワセンタ 7A-1	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤7A	26	7号機RIP-ASD受電しゃ断器A-2	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤7A	27	常用M/C・P/C・直流P/Cしゃ断器用テスト電源箱	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 主母線盤7A	28	M/C 7C・P/C 7C-1VCB・ACB用テスト電源箱	8h	0.00
コントロール建屋地下1階 分電盤7A-1-2A	7	ESF盤区分I (SLU1-3)	8h	7.80
コントロール建屋地下1階 分電盤7A-1-2A	8	ESF盤区分I (SLU1-4)	8h	7.80
コントロール建屋地下1階 分電盤7A-1-2A	9	HVAC制御	8h	3.00
コントロール建屋地下1階 分電盤7A-1-2A	10	RCW・RSW制御	8h	3.00
コントロール建屋地下1階 分電盤7A-1-2A	11	冷却材喪失・電源喪失論理回路A	8h	1.20
コントロール建屋地下1階 分電盤7A-1-2A	12	非常用所内電源補助盤区分I	8h	6.00
コントロール建屋地下1階 分電盤7A-1-2A	13	C系しゃ断器選択操作回路	8h	3.00
コントロール建屋地下1階 分電盤7A-1-2B	1	D/G 7A保護リレー回路	8h	0.60
コントロール建屋地下1階 分電盤7A-1-2B	2	非常用M/C 7C同期チェックリレー	8h	0.60
コントロール建屋地下1階 分電盤7A-1-2B	4	A系HECW冷凍機(A)制御盤DIV-I	8h	2.40
コントロール建屋地下1階 分電盤7A-1-2B	5	安全系多重伝送現場盤DIV-I (SLU1-3)	8h	4.20
コントロール建屋地下1階 分電盤7A-1-2B	6	安全系多重伝送現場盤DIV-I (SLU1-3)	8h	4.20
コントロール建屋地下1階 分電盤7A-1-2B	7	安全系多重伝送現場盤DIV-I (SLU1-4)	8h	6.00
コントロール建屋地下1階 分電盤7A-1-2B	9	安全系多重伝送現場盤DIV-I (SLU1-6)	8h	1.80
コントロール建屋地下1階 分電盤7A-1-2B	11	安全系多重伝送現場盤DIV-I (SLU1-6)	8h	1.80
コントロール建屋地下1階 分電盤7A-2-2	3	所内電源C系共通制御回路	8h	1.73
コントロール建屋地下1階 分電盤7A-2-2	4	A系しゃ断器選択操作回路	8h	3.00
コントロール建屋地下1階 分電盤7A-2-2	5	計算機用無停電電源装置7A	8h	6.00
コントロール建屋地下1階 分電盤7A-2-2	6	TIP弁制御電源	8h	0.60
コントロール建屋地下1階 分電盤7A-2-2	8	発電機・変圧器ロックアウトリレー86G1	8h	3.00
コントロール建屋地下1階 分電盤7A-2-2	11	IA除湿装置制御盤故障表示	8h	3.60
コントロール建屋地下1階 分電盤7A-2-2	18	RSW(A) ストレーナ制御盤ANN	8h	1.08
コントロール建屋地下1階 分電盤7A-2-2	25	原子炉水サンプリングトランスミッタ盤ANN	8h	2.70
コントロール建屋地下1階 分電盤7A-2-2	30	運転監視補助盤1 (ミミック表示)	8h	1.80
		合計	-	76.91

7号炉 直流 125V 7A 負荷 (2/2)

操作場所	MCCB	用途名称	使用時間	負荷 (A)
コントロール建屋地下1階 ハ イタル7A-1	1	核計装系盤区分 I (出力領域)	8h	20.09
コントロール建屋地下1階 ハ イタル7A-1	3	地震検出器H 1 A	8h	0.33
コントロール建屋地下1階 ハ イタル7A-1	4	プロセス放射線モニタ A	8h	2.34
コントロール建屋地下1階 ハ イタル7A-1	5	地震検出器H 2 A	8h	0.33
コントロール建屋地下1階 ハ イタル7A-1	6	非常用C系トランスジェーサ	8h	0.67
コントロール建屋地下1階 ハ イタル7A-1	7	地震検出器V 1 A	8h	0.33
コントロール建屋地下1階 ハ イタル7A-1	9	安全保護系盤区分 I (R P S DTM)	8h	13.40
コントロール建屋地下1階 ハ イタル7A-1	10	安全保護系盤区分 I (T L U)	8h	16.07
コントロール建屋地下1階 ハ イタル7A-1	12	安全保護系盤区分 I (O L U)	8h	12.06
コントロール建屋地下1階 ハ イタル7A-1	15	C U W ・ A C 制御	8h	3.35
コントロール建屋地下1階 ハ イタル7A-1	17	L D S 制御	8h	2.68
コントロール建屋地下1階 ハ イタル7A-1	19	L D 盤 外側M S I V (A) ・ (B)	8h	2.68
コントロール建屋地下1階 ハ イタル7A-1	21	L D 盤 外側M S I V (C) ・ (D)	8h	2.68
コントロール建屋地下1階 ハ イタル7A-1	22	原子炉系記録計盤	8h	0.67
コントロール建屋地下1階 ハ イタル7A-1	23	L D 盤 内側M S I V (A) ・ (B)	8h	2.68
コントロール建屋地下1階 ハ イタル7A-1	25	L D 盤 内側M S I V (C) ・ (D)	8h	2.68
コントロール建屋地下1階 ハ イタル7A-1	27	非常用ガス処理系排ガス放射線モニタ(IC)A現場盤	8h	0.56
コントロール建屋地下1階 ハ イタル7A-2	1	原子炉系記録計盤	8h	3.35
コントロール建屋地下1階 ハ イタル7A-2	2	タービン系トリップチャンネル盤	8h	4.02
コントロール建屋地下1階 ハ イタル7A-2	3	常用A系トランスジェーサ	8h	0.67
コントロール建屋地下1階 ハ イタル7A-2	10	M R B M 盤 (A)	8h	10.72
		合計	—	102.36

6号炉 直流125V 6B負荷 (1/3)

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	3C	直流125V分電盤6B-2	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	5-1	E0C-RPT論理(区分Ⅱ)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	5-2	M/C補助継電器盤6D	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	5-3	非常用所内電源補助盤(区分Ⅱ)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	5-4	運転監視補助盤1 遮断器選択非常用B	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	5-5	運転監視補助盤3 FD56	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	5-6	主蒸気逃がし安全弁制御(B)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	5-8	ACB制御用電源(主母線盤内)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	5-9	予備	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	5-10	直流125V6B ACB試験用電源/VCB・ACB試験用電源	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	6-1	ATWS論理(B)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	6-2	運転監視補助盤2 FD54	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	6-3	運転監視補助盤3 遮断器選択常用B	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	6-4	常用所内電源補助盤	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	6-6	EHC伝送制御盤 H11-P677-4	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	6-7	原子炉系多重伝送現場盤 H23-P102-2	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	6-8	原子炉系多重伝送現場盤 H23-P103-2	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	6-9	原子炉系多重伝送現場盤 H23-P102-3	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	6-10	復水ろ過装置制御	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	7-1	タービン系伝送制御盤(1) (FD44コントローラ電源)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	7-2	タービン系伝送制御盤(1) (FD45コントローラ電源)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	7-3	タービン系伝送制御盤(1) (FD46コントローラ電源)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	7-4	タービン系伝送制御盤(1) (FD47コントローラ電源)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	7-5	タービン系伝送制御盤(2) (FD48コントローラ電源)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	7-6	タービン系伝送制御盤(2) (FD51コントローラ電源)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	7-7	タービン系伝送制御盤(2) (FD22コントローラ電源)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	7-8	タービン系伝送制御盤(2) (FD24コントローラ電源)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	7-9	タービン系伝送制御盤(3) H11-P677-3	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	7-10	発電機ロックアウトリレー 86G2	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	8-1	6.9KVメタルクラッド スイッチギア 6B-1	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	8-2	6.9KVメタルクラッド スイッチギア 6B-2	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	8-3	480Vパワーセンタ 6B-1	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	8-4	480Vパワーセンタ 6B-2	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	8-5	6.9KVメタルクラッド スイッチギア 6SB-1	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	8-6	6.9KVメタルクラッド スイッチギア 6SB-2	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	8-7	480Vパワーセンタ 6SB	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	8-8	480Vパワーセンタ 6/7 S/B	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	8-9	6.9KVメタルクラッド スイッチギア 6D	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	8-10	480Vパワーセンタ 6D-1	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	8-11	480Vパワーセンタ 6D-2	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	8-12	非常用ディーゼル発電機 6B 制御用電源	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	8-13	バイタル交流電源装置 6B	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	8-14	非常用ディーゼル発電機 6B 初期励磁電源	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6B	8-15	RIP-ASD受電遮断器盤B	1h

6号炉 直流125V 6B負荷 (2/3)

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-1	1	安全保護系盤 区分Ⅱ TLU入出力	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-1	2	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅱ (H23-P022B)RMU(A)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-1	3	安全保護系盤 区分ⅡDTM入出力 (TLU用)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-1	4	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅱ (H23-P022B)RMU(B)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-1	6	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅱ (H23-P022B)入出力、リレ	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-1	7	安全保護系盤 区分Ⅱ バックアップスクラム弁	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-1	8	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅱ (H23-P031B)RMU(A)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-1	10	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅱ (H23-P031B)RMU(B)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-1	12	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅱ (H23-P031B)入出力、リレ	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-1	16	タービン系多重伝送現場盤 (H23-P213-6)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-1	19	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅱ (H23-P001B-1)RMU(A)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-1	21	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅱ (H23-P001B-1)RMU(B)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-1	23	タービン系多重伝送現場盤 (H23-P211-5)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-1	31	タービン系多重伝送現場盤 (H23-P213-3)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-1	32	タービン系多重伝送現場盤 (H23-P211-6)	1h

6号炉 直流125V 6B負荷 (3/3)

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-3	4	MGセット (B) AVR電源	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-3	5	HECW冷凍機 (B), (D) 故障表示	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-3	6	バイタル交流電源装置6B	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-3	9	運転監視補助盤2 (B)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-3	11	運転監視補助盤2 (A)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-3	12	運転監視補助盤2 FD43	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-3	13	RSWストレーナ (B) 故障表示	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-3	14	タービン系多重伝送現場盤 (H23-P211-7)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-3	15	タービン系多重伝送現場盤 (H23-P212-3)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-3	16	HNCW冷凍機 (D), (E) 故障表示	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-3	17	RSS盤6B	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-3	18	ASD区域 (B) 計装計器	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-3	19	ASD制御電源 (C)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-3	20	ASD制御電源 (D)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-3	22	所内変圧器 6B 冷却ファン制御盤	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-3	23	ASD制御電源 (G)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-3	24	ASD制御電源 (J)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-3	25	MGセット (B) 制御電源 (2)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-3	26	MGセット (B) 制御電源 (3)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-3	27	ASD制御電源 (K)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-3	28	MGセット (B) 制御電源 (1)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-3	29	低起動変圧器6SB LRT制御盤	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6B-3	30	低起動変圧器6SB 冷却装置制御盤	1h

6号炉 直流 125V 6C 負荷 (1/3)

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	3C	直流125V 分電盤6C-2	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	5-1	E0C-RPT論理(区分Ⅲ)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	5-2	M/C補助継電器盤6E	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	5-3	非常用所内電源補助盤(区分Ⅲ)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	5-4	運転監視補助盤1 遮断器選択非常用C	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	5-5	運転監視補助盤3 FD57	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	5-6	タービン系多重伝送現場盤	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	5-7	タービン系制御盤(3)(タービン廻り・蒸気関係)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	5-8	ACB制御用電源(主母線盤内)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	5-9	発電機ロックアウトリレー-86G1	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	5-10	直流125V6C ACB試験用電源/VCB・ACB試験用電源	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	6-1	ATWS論理(C)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	6-2	運転監視補助盤3 遮断器選択常用A	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	6-4	常用所内電源補助盤	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	6-7	原子炉系多重伝送現場盤	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	6-8	原子炉系多重伝送現場盤	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	6-9	6号機原子炉系多重伝送現場盤	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	6-10	6号機原子炉系多重伝送現場盤	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	7-1	タービン系多重伝送現場盤	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	7-2	タービン系多重伝送現場盤	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	7-3	タービン系多重伝送現場盤	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	7-4	タービン系多重伝送現場盤	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	7-5	タービン系多重伝送現場盤	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	7-6	タービン系多重伝送現場盤	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	7-7	タービン系多重伝送現場盤	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	7-8	タービン系計装制御盤(N01コントローラ電源)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	7-9	タービン系計装制御盤(FD90, 91電源)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	7-10	タービン系計装制御盤(FD92, 93電源)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	8-9	6.9KVメタルクラッド スイッチギア 6E	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	8-10	480Vパワーセンタ 6E-1	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	8-11	480Vパワーセンタ 6E-2	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	8-12	非常用ディーゼル発電機 6C 制御用電源	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	8-13	バイタル交流電源装置 6C	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	8-14	非常用ディーゼル発電機 6C 初期励磁電源	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6C	8-15	RIP-ASD受電遮断器盤A	1h

6号炉 直流125V 6C負荷 (2/3)

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	1	安全保護系盤 区分Ⅲ TLU入出力	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	2	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅲ (H23-P021C)RMU(A)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	3	安全保護系盤 区分Ⅲ DTM入出力 (TLU用)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	4	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅲ (H23-P021C)RMU(B)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	6	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅲ (H23-P021C)入出力、リレ	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	7	安全保護系盤 区分Ⅲ バックアップスクラム弁	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	8	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅲ (H23-P031C)RMU(A)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	10	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅲ (H23-P031C)RMU(B)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	11	タービン系多重伝送現場盤 (H23-P212-3)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	12	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅲ (H23-P031C)入出力、リレ	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	14	タービン系多重伝送現場盤 (H23-P213-1)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	15	タービン系多重伝送現場盤 (H23-P212-1)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	17	ESF盤 区分Ⅲ 入出力、リレ	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	18	原子炉系警報補助盤 E/S・重要・系統表示器	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	19	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅲ (H23-P001C-1)RMU(A)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	20	原子炉系警報補助盤 系統表示器	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	21	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅲ (H23-P001C-1)RMU(B)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	22	原子炉系記録計盤	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	23	タービン系多重伝送現場盤 (H23-P211-9)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	24	原子炉系制御盤	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	25	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅲ (H23-P001C-2)RMU(A)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	26	運転監視補助盤2 ミミック表示	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	27	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅲ (H23-P001C-2)RMU(B)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	28	運転監視補助盤3 FD53	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	29	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅲ (H23-P001C-2)入出力、リレ	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	30	復水脱塩装置制御	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-1	32	タービン系制御盤(3) (タービン廻り・蒸気関係)	1h

6号炉 直流125V 6C負荷 (3/3)

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-3	4	MGセット (A) AVR電源	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-3	5	運転監視補助盤3 FD52	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-3	6	バイタル交流電源装置6C	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-3	9	運転監視補助盤2(B)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-3	11	運転監視補助盤2(A)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-3	12	運転監視補助盤2 FD42	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-3	13	RSWストレナ(C)故障表示	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-3	14	タービン系多重伝送現場盤 (H23-P213-3)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-3	15	計算機用無停電電源装置6B	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-3	17	タービン系多重伝送現場盤 (H23-P213-6)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-3	18	ASD区域(A)計装計器	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-3	19	ASD制御電源(A)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-3	20	ASD制御電源(B)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-3	22	所内変圧器 6A冷却ファン制御盤	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-3	23	ASD制御電源(E)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-3	24	ASD制御電源(F)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-3	25	MGセット (A) A制御電源(2)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-3	26	MGセット (A) A制御電源(3)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-3	27	ASD制御電源(H)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-3	28	MGセット (A) A制御電源(1)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-3	29	低起動変圧器6SA LRT制御盤	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6C-3	30	低起動変圧器6SA 冷却装置制御盤	1h

6号炉 直流125V 6D負荷

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間
コントロール建屋地下1階 主母線盤6D	3C	直流125V 分電盤6D-2	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6D	4-1	EOC-RPT論理(区分IV)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6D	4-2	安全保護系盤 区分IV TLU入出力	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6D	4-3	安全保護系盤 区分IV DTM入出力(TLU用)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6D	4-6	ACB制御用電源(主母線盤内)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6D	4-7	直流125V 6D ACB試験用電源	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6D	4-8	ATWS論理(D)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤6D	4-9	バイタル交流電源装置 6D	1h

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6D-1	2	安全保護系盤 区分IV 入出力・リレ	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6D-1	5	S/B HNCW冷凍機(A), (B)故障表示	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6D-1	6	バイタル交流電源装置 6D	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6D-1	9	運転監視補助盤2(B)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6D-1	10	T/DRFPシール水制御盤	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6D-1	11	運転監視補助盤2(A)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6D-1	12	タービン系多重伝送現場盤 (H23-P212-3)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6D-1	13	復水ろ過装置制御盤(3)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6D-1	14	高圧ドレンポンプシール水制御盤	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6D-1	16	IA空気圧縮機制御盤A系	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6D-1	17	S/B換気空調系制御盤	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6D-1	18	SA空気圧縮機制御盤A系	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6D-1	19	RFP-T(B)制御盤	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6D-1	20	RFP-T(A)トリップ リセット回路	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6D-1	21	タービン系多重伝送現場盤 (H23-P211-7)	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6D-1	22	M/DRFPシール水制御盤	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6D-1	23	酸素注入系制御盤ANN	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6D-1	24	復水浄化系サンプリングトランスミッター盤ANN	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6D-1	25	TSWストレナーナ制御盤ANN	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6D-1	26	タービン建屋スペースヒータ分電盤A	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6D-1	27	発電機冷却監視盤	1h
コントロール建屋地下1階 直流125V分電盤6D-1	29	タービン系多重伝送現場盤 (H23-P211-9)	1h

7号炉 直流125V 7B 負荷 (1/2)

操作場所	MCCB	用途名称	使用時間
コントロール建屋地下1階 主母線盤7B	1	480V ^ハ ワーセンタ 7D-2	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7B	2	6.9kVメタルクラット ^ス スイッチギア 7D	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7B	3	6.9kVメタルクラット ^ス スイッチギア 7D(RSS)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7B	4	480V ^ハ ワーセンタ 7D-2(RSS)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7B	5	480V ^ハ ワーセンタ 7D-1	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7B	6	480V ^ハ ワーセンタ 7D-1(RSS)	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7B	7	D/G7B初期励磁	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7B	11	D/G7B制御用電源	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7B	13	^ハ イタル交流電源装置7B	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7B	15	6.9kVメタルクラット ^ス スイッチギア 7B-1	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7B	16	6.9kVメタルクラット ^ス スイッチギア 7B-2	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7B	17	480V ^ハ ワーセンタ 7B-1	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7B	18	480V ^ハ ワーセンタ 7B-2	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7B	19	直流125V分電盤 7B-2-1	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7B	20	直流125V分電盤 7B-2-2	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7B	21	480V ^ハ ワーセンタ 7SB	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7B	23	直流125V分電盤 7B-3	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7B	25	直流125V分電盤 7B-4	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7B	26	常用M/C・P/C・直流P/C遮断器用テスト電源箱	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7B	27	M/C7D・P/C7D-1VCB・ACB用テスト電源箱	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7B	28	7号機RIP-ASD受電しゃ断器盤B-2	1h

7号炉 直流 125V 7B 負荷 (2/2)

操作場所	MCCB	用途名称	使用時間
コントロール建屋地下1階分電盤7B-1-1	1	D/G7B保護リレー [H21-P603B]	1h
コントロール建屋地下1階分電盤7B-1-1	2	D系遮断器選択操作回路 [H11-P616-3]	1h
コントロール建屋地下1階分電盤7B-1-1	3	非常用M/C7D同期チェックリレー [H21-P603B]	1h
コントロール建屋地下1階分電盤7B-1-1	5	ハイトルCVCF制御 (B) [R46-P001B]	1h
コントロール建屋地下1階分電盤7B-1-1	14	安全保護系盤区分Ⅱ [H11-P661-2]	1h
コントロール建屋地下1階分電盤7B-1-1	17	ESF盤区分Ⅱ (SLU2-3) [H11-P662-2C]	1h
コントロール建屋地下1階分電盤7B-1-1	18	ESF盤区分Ⅱ (SLU2-4) [H11-P662-2D]	1h
コントロール建屋地下1階分電盤7B-1-1	28	冷却材喪失・電源喪失論理回路B [H11-P616-3]	1h
コントロール建屋地下1階分電盤7B-1-1	29	B系HECW冷凍機 (B) 制御盤DIV-Ⅱ [H21-P371B]	1h
コントロール建屋地下1階分電盤7B-1-1	30	非常用所内電源補助盤区分Ⅱ [H11-P616-3]	1h

操作場所	MCCB	用途名称	使用時間
コントロール建屋地下1階分電盤7B-1-2A	1	カーボン系制御盤コントローラ2 (東芝所掌) [H12-P676]	1h
コントロール建屋地下1階分電盤7B-1-2A	2	カーボン系制御盤コントローラ1 (東芝所掌) [H12-P676]	1h
コントロール建屋地下1階分電盤7B-1-2A	7	NB制御 [H23-P001B-2]	1h
コントロール建屋地下1階分電盤7B-1-2A	9	HVAC制御 [H23-P001B-7]	1h
コントロール建屋地下1階分電盤7B-1-2A	10	RCW・RSW制御 [H23-P001B-6]	1h

操作場所	MCCB	用途名称	使用時間
コントロール建屋地下1階分電盤7B-1-2B	4	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅱ (SLU2-2) [H23-P001B1-3]	1h
コントロール建屋地下1階分電盤7B-1-2B	5	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅱ (SLU2-3) [H23-P001B1-4]	1h
コントロール建屋地下1階分電盤7B-1-2B	6	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅱ (SLU2-3) [H23-P001B1-5]	1h
コントロール建屋地下1階分電盤7B-1-2B	7	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅱ (SLU2-4) [H23-P001B1-6]	1h
コントロール建屋地下1階分電盤7B-1-2B	9	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅱ (SLU2-6) [H23-P001B1-7]	1h
コントロール建屋地下1階分電盤7B-1-2B	10	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅱ (SLU2-5) [H23-P001B1-8]	1h
コントロール建屋地下1階分電盤7B-1-2B	11	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅱ (SLU2-6) [H23-P001B1-8]	1h

7号炉 直流125V 7C 負荷 (1/2)

操作場所	MCCB	用途名称	使用時間
コントロール建屋地下1階 主母線盤7C	1	480V ^ハ ワーセンタ 7E-2	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7C	2	6.9kV ^{メタルクラット} スイッチギア 7E	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7C	5	480V ^ハ ワーセンタ 7E-1	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7C	7	^ハ イタル交流電源装置7C	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7C	9	D/G7C初期励磁	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7C	12	D/G7C制御用電源	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7C	15	直流125V分電盤 7C-2-1	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7C	16	直流125V分電盤 7C-2-2	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7C	17	直流125V分電盤 7C-3	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7C	18	直流125V ^ハ ワーセンタ7CACB用テスト電源	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7C	19	M/C7E・P/C7E-1VCB・ACB用テスト電源箱	1h

操作場所	MCCB	用途名称	使用時間
コントロール建屋地下1階 分電盤7C-1-1	1	D/G7C保護リレー [H21-P603C]	1h
コントロール建屋地下1階 分電盤7C-1-1	2	E系遮断器選択操作回路 [H11-P616-4]	1h
コントロール建屋地下1階 分電盤7C-1-1	3	非常用M/C7E同期チェックリレー [H21-P603C]	1h
コントロール建屋地下1階 分電盤7C-1-1	5	^ハ イタルCVCF制御 (C) [R46-P001C]	1h
コントロール建屋地下1階 分電盤7C-1-1	14	安全保護系盤区分Ⅲ [H11-P661-3]	1h
コントロール建屋地下1階 分電盤7C-1-1	16	ESF盤区分Ⅲ (SLU3-2) [H11-P662-3B]	1h
コントロール建屋地下1階 分電盤7C-1-1	17	ESF盤区分Ⅲ (SLU3-3) [H11-P662-3C]	1h
コントロール建屋地下1階 分電盤7C-1-1	18	ESF盤区分Ⅲ (SLU3-4) [H11-P662-3D]	1h
コントロール建屋地下1階 分電盤7C-1-1	28	冷却材喪失・電源喪失論理回路C [H11-P616-4]	1h
コントロール建屋地下1階 分電盤7C-1-1	30	非常用所内電源補助盤区分Ⅲ [H11-P616-4]	1h

操作場所	MCCB	用途名称	使用時間
コントロール建屋地下1階 分電盤7C-1-2A	10	RCW・RSW制御 [H23-P001C-5]	1h

7号炉 直流 125V 7C 負荷 (2/2)

操作場所	MCCB	用途名称	使用時間
コントロール建屋地下1階 分電盤7C-1-2B	3	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅲ (SLU3-1) [H23-P001C-2]	1h
コントロール建屋地下1階 分電盤7C-1-2B	4	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅲ (SLU3-2) [H23-P001C-3]	1h
コントロール建屋地下1階 分電盤7C-1-2B	5	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅲ (SLU3-3) [H23-P001C-4]	1h
コントロール建屋地下1階 分電盤7C-1-2B	6	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅲ (SLU3-4) [H23-P001C-5]	1h

7号炉 直流125V 7D 負荷

操作場所	MCCB	用途名称	使用時間
コントロール建屋地下1階 主母線盤7D	1	ハ ^ﾟ イタル交流電源装置7D	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7D	5	直流125V分電盤 7D-2-1	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7D	6	直流125V分電盤 7D-2-2	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7D	7	直流125V分電盤 7D-3	1h
コントロール建屋地下1階 主母線盤7D	8	直流125Vハ ^ﾟ ワセクタ7DACB用テスト電源	1h

操作場所	MCCB	用途名称	使用時間
コントロール建屋地下1階 分電盤7D-1	5	ハ ^ﾟ イタルCVCF制御(D) [R46-P001D]	1h
コントロール建屋地下1階 分電盤7D-1	15	安全保護系補助盤区分IV [H11-P663-4]	1h

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (1/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 : 交流 : 直流
【1.1】 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等	-	-
【1.2】 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却 	
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 ・ 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 	
	<ul style="list-style-type: none"> ・ ほう酸水注入系による進展抑制 	
【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	<ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 	
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 手動操作による減圧 ・ 代替直流電源設備による復旧 ・ 代替交流電源設備による復旧 	
	<p>※「逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復」の給電に関しては【1.3】にて整理</p>	-

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (2/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 : 交流 : 直流
<p>【1.4】 原子炉冷却材圧力パウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却 ・ 低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却 <p>※下記対応手段は電動弁のみ供給対象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却 ・ 低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却 	
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替交流電源設備による残留熱除去系(低圧注水モード)の復旧 ・ 代替交流電源設備による残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の復旧 	
<p>【1.5】 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・ 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 	

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (3/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 : 交流 : 直流
【1.5】 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	<ul style="list-style-type: none"> 代替原子炉補機冷却系による除熱 	
【1.6】 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	<ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却 ※下記対応手段は電動弁のみ供給対象 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却 	
	<ul style="list-style-type: none"> 代替交流電源設備による残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の復旧 代替交流電源設備による残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)の復旧 	

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (4/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 : 交流 : 直流
<p>【1.7】 原子炉格納容器の過圧 破損を防止するための 手順等</p>	<p>・格納容器圧力逃がし装置による原子 炉格納容器内の減圧及び除熱</p>	<pre> graph LR subgraph DC_Sources [直流電源設備] D1[常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備] end subgraph AC_Sources [交流電源設備] A1[常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備] end subgraph DC_Path [直流経路] D1 --> D1_1[格納容器圧力逃がし装置] D1 --> D1_2[AC系空気作動弁] end subgraph AC_Path [交流経路] A1 --> MCC_C[MCC C系] A1 --> MCC_D[MCC D系] A1 --> AM_MCC[AM用MCC] A1 --> CHG_B[充電器B] A1 --> AM_CHG[AM用充電器] MCC_C --> MCC_C_1[AC系電動弁] MCC_C --> MCC_C_2[SGTS(A)系電動弁] MCC_D --> MCC_D_1[SGTS(B)系電動弁] AM_MCC --> AM_MCC_1[格納容器圧力逃がし装置] AM_MCC --> AM_MCC_2[AC系電動弁] CHG_B --> CHG_B_1[AC系空気作動弁] AM_CHG --> AM_CHG_1[格納容器圧力逃がし装置] AM_CHG --> AM_CHG_2[AC系空気作動弁] end </pre>
	<p>・代替循環冷却系による原子炉格納容 器内の減圧及び除熱</p>	<pre> graph LR subgraph AC_Sources [交流電源設備] A1[常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備] end subgraph AC_Path [交流経路] A1 --> MCC_C[MCC C系] A1 --> MCC_D[MCC D系] A1 --> AM_MCC[AM用MCC] MCC_C --> MCC_C_1[MUWCポンプ(A)] MCC_C --> MCC_C_2[MUWC電動弁] MCC_C --> MCC_C_3[RHR(A)系電動弁] MCC_D --> MCC_D_1[MUWC電動弁] MCC_D --> MCC_D_2[RHR(B)系電動弁] AM_MCC --> AM_MCC_1[MUWCポンプ(B), (C)] AM_MCC --> AM_MCC_2[MUWC電動弁] AM_MCC --> AM_MCC_3[RHR(A)系, (B)系電動弁] end </pre>

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (5/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 : 交流 : 直流
<p>【1.8】 原子炉格納容器下部の 溶融炉心を冷却するた めの手順等</p>	<p>・格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水 ※下記対応手段は電動弁のみ供給対象 ・格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水</p>	
	<p>・低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水 ※下記対応手段は電動弁のみ供給対象 ・低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水</p>	
	<p>・高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水</p>	
	<p>・ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入</p>	

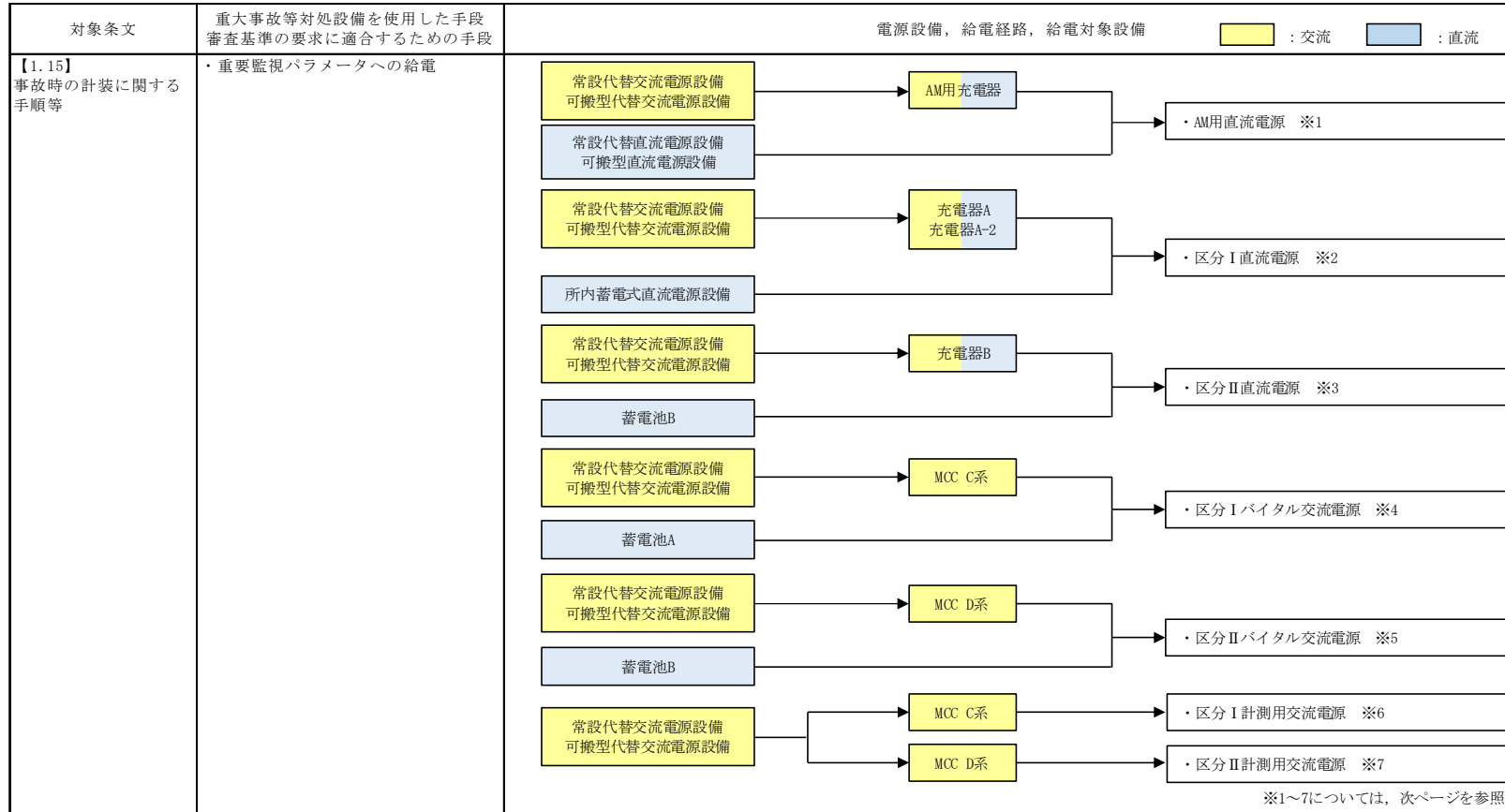
審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (6/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 : 交流 : 直流
<p>【1.9】 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p>	<p>・格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出</p>	<p>The diagram shows two main power sources: '常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備' (DC) and '常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備' (AC). The DC source feeds into 'MCC C系' and 'MCC D系'. The AC source feeds into 'AM用MCC', '充電器B', and 'AM用充電器'. These intermediate units then supply power to specific equipment: <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力逃がし装置 (Pressure relief device) AC系空気作動弁 (AC air valve) SGTS(A)系電動弁 (SGTS(A) valve) SGTS(B)系電動弁 (SGTS(B) valve) 格納容器圧力逃がし装置 (Pressure relief device) AC系電動弁 (AC valve) AC系空気作動弁 (AC air valve) 格納容器圧力逃がし装置 (Pressure relief device) AC系空気作動弁 (AC air valve) フィルタ装置水素濃度 (Filter hydrogen concentration) フィルタ装置出口放射線モニタ (Filter outlet radiation monitor) 耐圧強化ベント系放射線モニタ (Reinforced vent radiation monitor) </p>
	<p>・代替電源による必要な設備への給電</p>	<p>The diagram shows '常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備' (AC) feeding into 'MCC C系' and 'MCC D系', which supply power to '格納容器内水素濃度' (Containment hydrogen concentration) and '格納容器内酸素濃度' (Containment oxygen concentration). Another '常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備' (AC) feeds into 'AM用充電器' (AM charger), which also supplies power to '格納容器内水素濃度 (SA)' (Containment hydrogen concentration SA). A '常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備' (DC) also feeds into 'AM用充電器'.</p>
<p>【1.10】 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p>	<p>・代替電源による必要な設備への給電</p>	<p>The diagram shows '常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備' (AC) feeding into 'AM用充電器' (AM charger), which supplies power to '静的触媒式水素再結合器動作監視装置' (Static catalytic hydrogen recombination monitor). A '常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備' (DC) also feeds into 'AM用充電器'.</p>

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (7/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 : 交流 : 直流
<p>【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p>	<p>・使用済燃料プールの監視</p> <p>・代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱</p>	<p>The diagram for item 1.11 is divided into two parts. The top part, under the 'Monitoring' requirement, shows a flow from AC power sources (常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備) to MCC C-series and chargers (充電器A, AM用充電器). DC power sources (蓄電池A, 所内蓄電式直流電源設備, 可搬型直流電源設備) also feed into these components. These components then supply power to monitoring cameras (監視カメラ用空冷装置, 監視カメラ) and water level/temperature sensors (SA広域, SA). The bottom part, under the 'Cooling' requirement, shows AC power sources feeding into P/C C-series, P/C D-series, MCC C-series, and MCC D-series, which then supply power to FPC pumps (FPCポンプ(A) (7号炉), FPCポンプ(B) (7号炉), FPCポンプ(A) (6号炉), FPC(B)系電動弁, FPCポンプ(B) (6号炉), FPC(B)系電動弁).</p>
<p>【1.12】 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</p>	<p>-</p>	<p>-</p>
<p>【1.13】 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等</p>	<p>-</p>	<p>-</p>

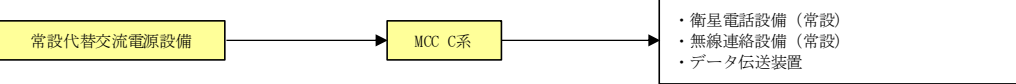
審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (8/10)



審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (9/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備、給電経路、給電対象設備 : 交流 : 直流		
【1.15】 事故時の計装に関する 手順等	<ul style="list-style-type: none"> 重要監視パラメータへの給電 	<p>※1 (AM用直流電源) (1/2)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (SA) 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ氣體温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器下部水位 格納容器内水素濃度 (SA) 復水補給水系温度 (代替循環冷却) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置水素濃度 (計器) フィルタ装置金属フィルタ差圧 フィルタ装置スクラップpH 耐圧強化バント系放射線モニタ 復水貯蔵槽水位 (SA) 復水移送ポンプ吐出圧力 原子炉建屋水素濃度 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 	<p>※1 (AM用直流電源) (2/2)</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) <p>※2 (区分I 直流電源)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系系統流量 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) <p>※3 (区分II 直流電源)</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧炉心注水系系統流量 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力 <p>※2, ※3 (区分I, II 直流電源)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 	<p>※4 (区分I バイタル交流電源)</p> <ul style="list-style-type: none"> フィルタ装置水素濃度 (サンプリング装置) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ <p>※4, ※5 (区分I, II バイタル交流電源)</p> <ul style="list-style-type: none"> 起動領域モニタ 平均出力領域モニタ <p>※6 (区分I 計測用交流電源)</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置 <p>※7 (区分II 計測用交流電源)</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) <p>※6, ※7 (区分I, II 計測用交流電源)</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器内水素濃度 (計器, サンプリング装置) 格納容器内酸素濃度 (計器, サンプリング装置)
【1.16】 原子炉制御室の居住性 等に関する手順等	<ul style="list-style-type: none"> 居住性の確保 			
	<ul style="list-style-type: none"> 被ばく線量の低減 			

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (10/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 : 交流 : 直流
【1.17】 監視測定等に関する手順等	※モニタリング・ポスト用発電機による給電に関しては【1.17】にて整理	-
【1.18】 緊急時対策所の居住性等に関する手順等	※5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電に関しては【1.18】にて整理	-
【1.19】 通信連絡に関する手順等	・発電所内の通信連絡 ・発電所外（社内外）の通信連絡 ※5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電に関しては【1.18】にて整理	

解釈一覧
判断基準の解釈一覧 (1/2)

手順		判断基準記載内容	解釈
1.14.2.1 代替電源（交流）による対応手順	(1)代替交流電源設備による給電	a. 第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車によるM/C C系及びM/C D系受電	M/C C系 (6号炉) M/C 6C (7号炉) M/C 7C
			M/C D系 (6号炉) M/C 6D (7号炉) M/C 7D
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順	(1)代替直流電源設備による給電	a. 所内蓄電式直流電源設備による給電	直流125V蓄電池A (6号炉) 直流125V蓄電池6A (7号炉) 直流125V蓄電池7A
			直流125V蓄電池B (6号炉) 直流125V蓄電池6B (7号炉) 直流125V蓄電池7B
			直流125V蓄電池C (6号炉) 直流125V蓄電池6C (7号炉) 直流125V蓄電池7C
			直流125V蓄電池D (6号炉) 直流125V蓄電池6D (7号炉) 直流125V蓄電池7D
			直流125V充電器A (6号炉) 直流125V充電器6A (7号炉) 直流125V充電器7A
			直流125V充電器B (6号炉) 直流125V充電器6B (7号炉) 直流125V充電器7B
			直流125V充電器C (6号炉) 直流125V充電器6C (7号炉) 直流125V充電器7C
			直流125V充電器D (6号炉) 直流125V充電器6D (7号炉) 直流125V充電器7D
			直流125V蓄電池A-2 (6号炉) 直流125V蓄電池6A-2 (7号炉) 直流125V蓄電池7A-2
			直流125V蓄電池Aの電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合 (6号炉) 直流125V蓄電池6Aの電圧が108Vを下回る可能性がある場合 (7号炉) 直流125V蓄電池7Aの電圧が108Vを下回る可能性がある場合
			直流125V蓄電池A-2の電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合 (6号炉) 直流125V蓄電池6A-2の電圧が105Vを下回る可能性がある場合 (7号炉) 直流125V蓄電池7A-2の電圧が105Vを下回る可能性がある場合
			直流125V充電器盤A, B, A-2 (6号炉) 直流125V充電器6A, 6B, 6A-2 (7号炉) 直流125V充電器7A, 7B, 7A-2
			P/C C系 (6号炉) P/C 6C-1 (7号炉) P/C 7C-1
			P/C D系 (6号炉) P/C 6D-1 (7号炉) P/C 7D-1

判断基準の解釈一覧 (2/2)

手順	判断基準記載内容	解釈				
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順	(2)常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保	a. AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電	AM用直流125V蓄電池の電圧が規定電圧である場合 M/C C系	AM用直流125V蓄電池の電圧が108V以上である場合 (6号炉) M/C 6C (7号炉) M/C 7C		
		b. 常設直流電源喪失時の直流125V主母線盤B受電	直流125V主母線盤B	(6号炉) 直流125V主母線盤6B (7号炉) 直流125V主母線盤7B		
			直流125V主母線盤Bの電圧が喪失した場合 M/C D系	直流125V主母線盤Bの電圧が100V以下になった場合 (6号炉) M/C 6D (7号炉) M/C 7D		
		(3)号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保	a. 号炉間連絡ケーブルを使用した直流125V主母線盤A又は直流125V主母線盤B受電	P/C C系	(6号炉) P/C 6C-1 (7号炉) P/C 7C-1	
	P/C D系			(6号炉) P/C 6D-1 (7号炉) P/C 7D-1		
	MCC C系		(6号炉) MCC 6C-1-7 (7号炉) MCC 7C-1-7			
	MCC D系		(6号炉) MCC 6D-1-7 (7号炉) MCC 7D-1-7			
	1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順		(1)代替所内電気設備による給電	a. 第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機, 号炉間電力融通ケーブル又は電源車によるAM用MCC受電	M/C D系 AM用MCC	(6号炉) M/C 6D (7号炉) M/C 7D (6号炉) AM用MCC 6B (7号炉) AM用MCC 7B
				1.14.2.5 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順	(2)非常用直流電源設備による給電	直流125V充電器A
	直流125V充電器B	(6号炉) 直流125V充電器6B (7号炉) 直流125V充電器7B				
直流125V充電器C	(6号炉) 直流125V充電器6C (7号炉) 直流125V充電器7C					
直流125V充電器D	(6号炉) 直流125V充電器6D (7号炉) 直流125V充電器7D					

操作手順の解釈一覧 (1/6)

手順	操作手順記載内容	解釈	
1.14.2.1 代替電源（交流）による対応手順	(1)代替交流電源設備による給電	a. 第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機又は電源車によるM/C C系及びM/C D系受電	M/C D系 (6号炉) M/C 6D (7号炉) M/C 7D
		AM用MCC (6号炉) AM用MCC 6B (7号炉) AM用MCC 7B	
		M/C C系 (6号炉) M/C 6C (7号炉) M/C 7C	
		P/C D系 (6号炉) P/C 6D-1 (7号炉) P/C 7D-1	
		P/C C系 (6号炉) P/C 6C-1 (7号炉) P/C 7C-1	
		MCC D系 (6号炉) 「第一ガスタービン発電機の場合」 MCC 6D-1-1, MCC 6D-1-2, MCC 6D-1-3, MCC 6D-1-4, MCC 6D-1-7及びMCC 6D-1-8 「第一ガスタービン発電機以外の場合」 MCC 6D-1-1及びMCC 6D-1-7 (7号炉) 「第一ガスタービン発電機の場合」 MCC 7D-1-1, MCC 7D-1-2, MCC 7D-1-3, MCC 7D-1-6 及びMCC 7D-1-7 「第一ガスタービン発電機以外の場合」 MCC 7D-1-1及びMCC 7D-1-7	
		MCC C系 (6号炉) MCC 6C-1-1及びMCC 6C-1-2 (7号炉) MCC 7C-1-1	
		緊急用電源切替箱接続装置B (6号炉) 緊急用電源切替箱接続装置6B (7号炉) 緊急用電源切替箱接続装置7B	
		b. 電源車によるP/C C系及びP/C D系受電	P/C C系 (6号炉) P/C 6C-1 (7号炉) P/C 7C-1
			P/C D系 (6号炉) P/C 6D-1 (7号炉) P/C 7D-1
	M/C D系 (6号炉) M/C 6D (7号炉) M/C 7D		
	AM用MCC (6号炉) AM用MCC 6B (7号炉) AM用MCC 7B		
	M/C C系 (6号炉) M/C 6C (7号炉) M/C 7C		
	MCC D系 (6号炉) MCC 6D-1-1及びMCC 6D-1-7 (7号炉) MCC 7D-1-1及びMCC 7D-1-7		
	MCC C系 (6号炉) MCC 6C-1-1及びMCC 6C-1-2 (7号炉) MCC 7C-1-1		
	c. 号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電	M/C C系 (6号炉) M/C 6C (7号炉) M/C 7C	
		M/C D系 (6号炉) M/C 6D (7号炉) M/C 7D	

操作手順の解釈一覧 (2/6)

手順	(1)代替直流電源設備による給電	a. 所内蓄電式直流電源設備による給電	操作手順記載内容	解釈
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順			直流125V蓄電池A	(6号炉) 直流125V蓄電池6A (7号炉) 直流125V蓄電池7A
			直流125V充電器A	(6号炉) 直流125V充電器6A (7号炉) 直流125V充電器7A
			M/C C系	(6号炉) M/C 6C (7号炉) M/C 7C
			直流125V主母線盤A電圧指示値が規定電圧であることを確認	(6号炉) 直流125V主母線盤6A電圧指示値が100V～138Vであることを確認 (7号炉) 直流125V主母線盤7A電圧指示値が100V～138Vであることを確認
			直流125V蓄電池A-2	(6号炉) 直流125V蓄電池6A-2 (7号炉) 直流125V蓄電池7A-2
			直流125V蓄電池Aの電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合	(6号炉) 直流125V蓄電池6Aの電圧が108Vを下回る可能性がある場合 (7号炉) 直流125V蓄電池7Aの電圧が108Vを下回る可能性がある場合
			直流125V蓄電池Aによる給電から直流125V蓄電池A-2による給電への切替え操作を実施	(6号炉) 直流125V蓄電池6Aによる給電から直流125V蓄電池6A-2による給電への切替え操作を直流125V RCIC動力切替盤及び直流125V RCIC制御切替盤にて実施(操作場所:R/B B1F A系非常用電気品室, C/B B1F 区分I計測制御電源盤室) (7号炉) 直流125V蓄電池7Aによる給電から直流125V蓄電池7A-2による給電への切替え操作を125V同時投入防止用切替盤にて実施(操作場所:C/B B1F 区分I計測制御電源盤室)
			直流125V充電器盤A-2蓄電池電圧指示値が規定電圧であることを確認	(6号炉) 直流125V充電器6A-2蓄電池電圧指示値が105V以上であることを確認 (7号炉) 直流125V充電器7A-2蓄電池電圧指示値が105V以上であることを確認
			直流125V蓄電池A-2の電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合	(6号炉) 直流125V蓄電池6A-2の電圧が105Vを下回る可能性がある場合 (7号炉) 直流125V蓄電池7A-2の電圧が105Vを下回る可能性がある場合
			直流125V蓄電池A-2による給電からAM用直流125V蓄電池による給電への切替え操作を実施	(6号炉) 直流125V蓄電池6A-2による給電からAM用直流125V蓄電池による給電への切替え操作を直流125V RCIC動力切替盤及び直流125V RCIC制御切替盤にて実施(操作場所:R/B B1F A系非常用電気品室, C/B B1F 区分I計測制御電源盤室) (7号炉) 直流125V蓄電池7A-2による給電からAM用直流125V蓄電池による給電への切替え操作を125V同時投入防止用切替盤にて実施(操作場所:C/B B1F 区分I計測制御電源盤室)
AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧指示値が規定電圧であることを確認	AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧指示値が108V以上であることを確認			

操作手順の解釈一覧 (3/6)

手順	操作手順記載内容	解釈
1.14.2.2 代替電源（直 流）による対応手順	(1)代替直流電源設備に よる給電	a. 所内蓄電式直流電源設 備による給電
	P/C C系	(6号炉) P/C 6C-1 (7号炉) P/C 7C-1
	P/C D系	(6号炉) P/C 6D-1 (7号炉) P/C 7D-1
	C/B計測制御電源盤区域(A)排風機	(6号炉) C/B直流125V蓄電池6A非常用排風機 (7号炉) C/B計測制御電源盤区域(A)排風機
	直流125V充電器盤A	(6号炉) 直流125V充電器盤6A (7号炉) 直流125V充電器盤7A
	直流125V充電器盤A及びC/B計測制御電源盤区域(A)排風 機の復旧のため、MCC C系の受電操作を実施	(6号炉) 直流125V充電器盤6A及びC/B直流125V蓄電池 6A非常用排風機の復旧のため、MCC 6C-1-7及びMCC 6C-1-8の受電操作を実施 (7号炉) 直流125V充電器盤7A及びC/B計測制御電源盤 区域(A)排風機の復旧のため、MCC 7C-1-6及びMCC 7C -1-7の受電操作を実施
	直流125V充電器盤A充電器電圧指示値が規定電圧である ことを確認	直流125V充電器盤A充電器電圧指示値が108V以上である ことを確認
	直流125V主母線盤A電圧指示値が規定電圧であることに より確認	(6号炉) 直流125V主母線盤6A電圧指示値が100V～138V であることを確認 (7号炉) 直流125V主母線盤7A電圧指示値が100V～138V であることを確認
	MCC C系の受電操作又は受電確認を実施し、中央制御室 監視計器電源が復旧されたことを確認	(6号炉) MCC 6C-1-7及びMCC 6C-1-8の受電操作又 は受電確認を実施し、中央制御室計測用電源切替盤 6A、バイタル交流電源装置6A、交流120V原子炉系計測 用主母線盤6Aの電源が復旧されたことを確認 (7号炉) MCC 7C-1-7の受電操作又は受電確認を実施 し、交流120V中央制御室計測用主母線盤7A、バイタル 交流電源装置7A、交流120V原子炉計測用主母線盤7Aの 電源
	MCC D系の受電操作又は受電確認を実施し、中央制御室 監視計器電源が復旧されたことを確認	(6号炉) MCC 6D-1-7及びMCC 6D-1-8の受電操作又 は受電確認を実施し、中央制御室計測用電源切替盤 6B、バイタル交流電源装置6Bの電源が復旧されたこと を確認 (7号炉) MCC 7D-1-7の受電操作又は受電確認を実施 し、交流120V中央制御室計測用主母線盤7B、バイタル 交流電源装置7Bの電源
直流125V充電器盤B	(6号炉) 直流125V充電器盤6B (7号炉) 直流125V充電器盤7B	
直流125V充電器盤B及びC/B計測制御電源盤区域(B)排風 機の復旧のため、MCC D系の受電操作又は受電確認を実 施	(6号炉) 直流125V充電器盤6B及びC/B計測制御電源盤 区域(B)排風機の復旧のため、MCC 6D-1-7及びMCC 6D-1-8の受電操作を実施 (7号炉) 直流125V充電器盤7B及びC/B計測制御電源盤 区域(B)排風機の復旧のため、MCC 7D-1-6及びMCC 7D -1-7の受電操作を実施	

操作手順の解釈一覧 (4/6)

手順	操作手順記載内容	解釈	
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順	a. 所内蓄電式直流電源設備による給電	(1)代替直流電源設備による給電	
		直流125V充電器盤B充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認	直流125V充電器盤B充電器電圧指示値が105V以上であることを確認
		直流125V主母線盤B電圧指示値が規定電圧であることを確認	(6号炉) 直流125V主母線盤6B電圧指示値が100V～138Vであることを確認 (7号炉) 直流125V主母線盤7B電圧指示値が100V～138Vであることを確認
		直流125V充電器盤A-2	(6号炉) 直流125V充電器盤6A-2 (7号炉) 直流125V充電器盤7A-2
		直流125V充電器盤A-2及びびC/B計測制御電源盤区域(A)排風機の復旧のため、MCC C系の受電操作を実施	(6号炉) 直流125V充電器盤6A-2及びびC/B計測制御電源盤区域(A)排風機の復旧のため、MCC 6C-1-7及びMCC 6C-1-8の受電操作を実施 (7号炉) 直流125V充電器盤7A-2及びびC/B計測制御電源盤区域(A)排風機の復旧のため、MCC 7C-1-6の受電操作を実施
		直流125V充電器盤A-2充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認	直流125V充電器盤A-2充電器電圧指示値が105V以上であることを確認
		D/G(A)/Z排風機	(6号炉) R/B AM用直流125V蓄電池室排風機 (7号炉) D/G(A)/Z排風機
	b. 可搬型直流電源設備による給電	AM用直流125V充電器盤及びびD/G(A)/Z排風機の復旧のため、MCC C系の受電操作を実施	(6号炉) AM用直流125V充電器盤及びびR/B AM用直流125V蓄電池室排風機の復旧のため、MCC 6C-1-2、MCC 6C-1-3及びびMCC 6C-1-5の受電操作を実施 (7号炉) AM用直流125V充電器盤及びびD/G(A)/Z排風機の復旧のため、MCC 7C-1-4の受電操作を実施
		AM用直流125V充電器盤充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認	AM用直流125V充電器盤充電器電圧指示値が108V以上であることを確認
		AM用MCC	(6号炉) AM用MCC 6B (7号炉) AM用MCC 7B
		D/G(A)/Z排風機	(6号炉) R/B AM用直流125V蓄電池室排風機 (7号炉) D/G(A)/Z排風機
		「MCC C系」から「AM用MCC」へ受電切替え	(6号炉) 「MCC 6C-1-5」から「AM用MCC」へ受電切替え (7号炉) 「MCC 7C-1-4」から「AM用MCC」へ受電切替え
		AM用直流125V充電器盤充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認	AM用直流125V充電器盤充電器電圧指示値が108V以上であることを確認
		c. 直流給電車による直流125V主母線盤Aへの給電	直流125V主母線盤A

操作手順の解釈一覧 (5/6)

手順	操作手順記載内容	解釈		
1. 14. 2. 2 代替電源（直流）による対応手順	(2) 常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保	a. AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電	直流125V主母線盤A (6号炉) 直流125V主母線盤6A (7号炉) 直流125V主母線盤7A	
		M/C C系	(6号炉) M/C 6C (7号炉) M/C 7C	
		直流125V蓄電池A	(6号炉) 直流125V蓄電池6A (7号炉) 直流125V蓄電池7A	
		125V同時投入防止用切替盤にて直流125V主母線盤AのMCCBを「入」とし	(6号炉) 直流125V RCIC 動力切替盤にて直流125V主母線盤6AのMCCBを「入」とし (7号炉) 125V同時投入防止用切替盤にて直流125V主母線盤7AのMCCBを「入」とし	
		b. 常設直流電源喪失時の直流125V主母線盤B受電	直流125V主母線盤B	(6号炉) 直流125V主母線盤6B (7号炉) 直流125V主母線盤7B
			直流125V蓄電池B	(6号炉) 直流125V蓄電池6B (7号炉) 直流125V蓄電池7B
			M/C D系	(6号炉) M/C 6D (7号炉) M/C 7D
			P/C D系	(6号炉) P/C 6D-1 (7号炉) P/C 7D-1
			MCC D系	(6号炉) MCC 6D-1-1及びMCC 6D-1-7 (7号炉) MCC 7D-1-1及びMCC 7D-1-7
			AM用MCC	(6号炉) AM用MCC 6B (7号炉) AM用MCC 7B
	直流125V充電器盤B		(6号炉) 直流125V充電器盤6B (7号炉) 直流125V充電器盤7B	
	直流125V主母線盤B電圧指示値が規定電圧であることにより確認		(6号炉) 直流125V主母線盤6B電圧指示値が100V～138Vであることにより確認 (7号炉) 直流125V主母線盤7B電圧指示値が100V～138Vであることにより確認	
	P/C C系		(6号炉) P/C 6C-1 (7号炉) P/C 7C-1	
	M/C C系		(6号炉) M/C 6C (7号炉) M/C 7C	
	(3) 号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保	a. 号炉間連絡ケーブルを使用した直流125V主母線盤A又は直流125V主母線盤B受電	直流125V主母線盤A	(6号炉) 直流125V主母線盤6A (7号炉) 直流125V主母線盤7A
			直流125V主母線盤B	(6号炉) 直流125V主母線盤6B (7号炉) 直流125V主母線盤7B
			MCC C系	(6号炉) MCC 6C-1-7 (7号炉) MCC 7C-1-7
			MCC D系	(6号炉) MCC 6D-1-7 (7号炉) MCC 7D-1-7
			直流125V蓄電池A	(6号炉) 直流125V蓄電池6A (7号炉) 直流125V蓄電池7A

操作手順の解釈一覧 (6/6)

手順	手順	操作手順記載内容	解釈
1. 14. 2. 2 代替電源（直流）による対応手順	(3)号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保	a. 号炉間連絡ケーブルを使用した直流125V主母線盤A又は直流125V主母線盤B受電	<p>直流125V蓄電池B (6号炉) 直流125V蓄電池6B (7号炉) 直流125V蓄電池7B</p> <p>直流125V充電器盤A (6号炉) 直流125V充電器盤6A (7号炉) 直流125V充電器盤7A</p> <p>直流125V充電器盤B (6号炉) 直流125V充電器盤6B (7号炉) 直流125V充電器盤7B</p> <p>コントロール建屋地下1階計測制御電源盤区分Ⅰ室（非管理区域）の直流125V充電器盤A充電器電圧指示値又はコントロール建屋地下1階計測制御電源盤区分Ⅱ室（非管理区域）の直流125V充電器盤B充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認 (6号炉) コントロール建屋地下1階計測制御電源盤区分Ⅰ室（非管理区域）の直流125V充電器盤6A充電器電圧指示値が108V以上であること、又は直流125V充電器盤6B充電器電圧指示値が105V以上であることを確認 (7号炉) コントロール建屋地下1階計測制御電源盤区分Ⅱ室（非管理区域）の直流125V充電器盤7A充電器電圧指示値が108V以上であること、又は直流125V充電器盤7B充電器電圧指示値が105V以上であることを確認</p> <p>直流125V主母線盤A電圧指示値又は直流125V主母線盤B電圧指示値が規定電圧であることにより確認 (6号炉) 直流125V主母線盤6A電圧指示値が100V～138Vであること、又は直流125V主母線盤6B電圧指示値が100V～138Vであることにより確認 (7号炉) 直流125V主母線盤7A電圧指示値が100V～138Vであること、又は直流125V主母線盤7B電圧指示値が100V～138Vであることにより確認</p>
1. 14. 2. 3 代替所内電気設備による対応手順	(1)代替所内電気設備による給電	a. 第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車によるAM用MCC受電	AM用MCC (6号炉) AM用MCC 6B (7号炉) AM用MCC 7B
1. 14. 2. 5 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順	(2)非常用直流電源設備による給電		<p>直流125V蓄電池B (6号炉) 直流125V蓄電池6B (7号炉) 直流125V蓄電池7B</p> <p>直流125V蓄電池C (6号炉) 直流125V蓄電池6C (7号炉) 直流125V蓄電池7C</p> <p>直流125V蓄電池D (6号炉) 直流125V蓄電池6D (7号炉) 直流125V蓄電池7D</p> <p>M/C D系 (6号炉) M/C 6D (7号炉) M/C 7D</p> <p>M/C E系 (6号炉) M/C 6E (7号炉) M/C 7E</p> <p>M/C C系 (6号炉) M/C 6C (7号炉) M/C 7C</p> <p>直流125V主母線盤B，直流125V主母線盤C及び直流125V主母線盤D電圧指示値が規定電圧であることを確認 (6号炉) 直流125V主母線盤6B，直流125V主母線盤6C及び直流125V主母線盤6D電圧指示値が100V～138Vであることを確認 (7号炉) 直流125V主母線盤7B，直流125V主母線盤7C及び直流125V主母線盤7D電圧指示値が100V～138Vであることを確認</p>

操作の成立性の解釈一覧

手順	操作の成立性記載内容	解釈		
1. 14. 2. 1 代替電源（交流）による対応手順	(1) 代替交流電源設備による給電	a. 第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車によるM/C C系及びM/C D系受電	M/C C系 (6号炉) M/C 6C (7号炉) M/C 7C	
		b. 電源車によるP/C C系及びP/C D系受電	M/C D系 (6号炉) M/C 6D (7号炉) M/C 7D	
			P/C C系 (6号炉) P/C 6C-1 (7号炉) P/C 7C-1	
		c. 号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電	P/C D系 (6号炉) P/C 6D-1 (7号炉) P/C 7D-1	
			M/C C系 (6号炉) M/C 6C (7号炉) M/C 7C	
		M/C D系 (6号炉) M/C 6D (7号炉) M/C 7D		
		1. 14. 2. 2 代替電源（直流）による対応手順	(1) 代替直流電源設備による給電	a. 所内蓄電式直流電源設備による給電
直流125V蓄電池A-2 (6号炉) 直流125V蓄電池6A-2 (7号炉) 直流125V蓄電池7A-2				
直流125V充電器盤A (6号炉) 直流125V充電器盤6A (7号炉) 直流125V充電器盤7A				
直流125V充電器盤B (6号炉) 直流125V充電器盤6B (7号炉) 直流125V充電器盤7B				
直流125V充電器盤A-2 (6号炉) 直流125V充電器盤6A-2 (7号炉) 直流125V充電器盤7A-2				
c. 直流給電車による直流125V主母線盤Aへの給電	直流125V主母線盤A (6号炉) 直流125V主母線盤6A (7号炉) 直流125V主母線盤7A			
(2) 常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保	a. AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電		直流125V主母線盤A (6号炉) 直流125V主母線盤6A (7号炉) 直流125V主母線盤7A	
	b. 常設直流電源喪失時の直流125V主母線盤B受電		直流125V主母線盤B (6号炉) 直流125V主母線盤6B (7号炉) 直流125V主母線盤7B	
P/C C系 (6号炉) P/C 6C-1 (7号炉) P/C 7C-1	(3) 号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保		a. 号炉間連絡ケーブルを使用した直流125V主母線盤A又は直流125V主母線盤B受電	直流125V主母線盤A (6号炉) 直流125V主母線盤6A (7号炉) 直流125V主母線盤7A
			直流125V主母線盤B (6号炉) 直流125V主母線盤6B (7号炉) 直流125V主母線盤7B	
1. 14. 2. 3 代替所内電気設備による対応手順	(1) 代替所内電気設備による給電	a. 第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車によるAM用MCC受電	AM用MCC (6号炉) AM用MCC 6B (7号炉) AM用MCC 7B	

1.15 事故時の計装に関する手順等

< 目 次 >

1.15.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

- a. パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備
- b. 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備
- c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備
- d. 重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備
- e. 手順等

1.15.2 重大事故等時の手順等

1.15.2.1 監視機能喪失

(1) 計器の故障

(2) 計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合

- a. 代替パラメータによる推定
- b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

- a. 所内蓄電式直流電源設備からの給電

- b. 常設代替交流電源設備， 第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電
 - c. 可搬型直流電源設備又は直流給電車からの給電
 - d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視
 - e. 重大事故等時の対応手段の選択
1. 15. 3 重大事故等時のパラメータを記録する手順
1. 15. 4 その他の手順項目にて考慮する手順

- 添付資料 1.15.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.15.2 重大事故等対処に必要なパラメータの選定
- 添付資料 1.15.3 重大事故等対処に係る監視事項
- 添付資料 1.15.4 重大事故等対策の成立性
- 添付資料 1.15.5 可搬型計測器の必要個数整理
- 添付資料 1.15.6 代替パラメータにて重大事故等対処時の判断基準を判断した
た場合の影響について

1.15 事故時の計装に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。
 - a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）
 - b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。
 - i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。
 - ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。
 - iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。
 - c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想

定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。

d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータの推定に有効な情報を把握するため、計器の故障（検出器の測定値不良、ケーブルの断線等）時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。

1.15.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等時において、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を実施するため、発電用原子炉施設の状態を把握することが重要である。当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、技術的能力に係る審査基準（以下「審査基準」という。）1.1～1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータを抽出する（以下「抽出パラメータ」という。）。

なお、審査基準 1.16～1.19 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータについては、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるための手順ではないため、各々の手順において整理する。

(添付資料 1.15.3)

抽出パラメータのうち、当該重大事故等の炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータ^{※1}（以下「主要パラメータ」という。）及び主要パラメータを計測するための重大事故等対処設備を選定する。

※1：原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率、未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保、原子炉建屋内の水素濃度、原子炉格納容器内の酸素濃度、使用済燃料プールの監視。

また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータ（以下「代替パラメータ」という。）を用いて対応する手段を整備し、重大事故等対処設備を選定する（第 1.15.1 図、第 1.15.2 図）（以下「機能喪失原因対策分析」という。）。

さらに、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等、想定される重大事故等の対応に必要なパラメータの記録手順及びそのために必要となる重大事故等対処設備を選定する。抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することができないパラメータについては、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータ（以下「補助パラメータ」という。）に分類し、第 1.15.4 表に整理する。なお、重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、各条文の設置許可基準規則第四十三条への適

合状況のうち、(2)操作性（設置許可基準規則第四十三条第一項二）にて、適合性を整理する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※2}を選定する。

※2 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、審査基準だけでなく、設置許可基準規則第五十八条及び技術基準規則第七十三条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに自主対策設備との関係を明確にする。

（添付資料 1. 15. 1）

主要パラメータは以下のとおり分類する。

- ・重要監視パラメータ

主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも 1 つ以上有するパラメータをいう。

- ・有効監視パラメータ

主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。

代替パラメータは以下のとおり分類する。

- ・重要代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも 1 つ以上有するパラメータをいう。

- ・有効監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。

また、主要パラメータ及び代替パラメータを計測する設備を以下のとおり分類する。

主要パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要計器

重要監視パラメータを計測する計器のうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備として位置付ける計器をいう。

- ・常用計器

主要パラメータを計測する計器のうち、重要計器以外の自主対策設備の計器をいう。

代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要代替計器

重要代替監視パラメータを計測する計器のうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備として位置付ける計器をいう。

- ・常用代替計器

代替パラメータを計測する計器のうち、重要代替計器以外の自主対策設備の計器をいう。

なお、主要パラメータが重大事故等対処設備で計測できず、かつその代替パラメータも重大事故等対処設備で計測できない場合は、重大事故等時に発電用原子炉施設の状況を把握するため、主要パラメータを計測する計器の1つを重大事故等対処設備としての要求を満たした計器へ変更する。

(添付資料1.15.2)

以上の分類により抽出した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを第1.15.2表に示す。あわせて、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状況を把握する能力を明確化するために、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無についても整理する。

整理した結果を踏まえ、原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計測範囲を超えた場合、発電用原子炉施設の状況を推定するための手段を整備する。

重大事故等の対処に必要なパラメータを計測又は監視し、記録する手順等を整備する。

(添付資料1.15.2)

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、監視機能の喪失として計器故障及び計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合を想定する。また、全交流動力電

源喪失及び直流電源喪失による計器電源の喪失を想定する。

- a. パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に主要パラメータを計測する計器が故障した場合、発電用原子炉施設の状態を把握するため、多重化された計器の他チャンネル^{※3}の計器により計測する手段及び代替パラメータを計測する計器により当該パラメータを推定する手段がある（第1.15.3表）。

※3 チャンネル：単一故障を想定しても、パラメータの監視機能が喪失しないように、1つのパラメータを測定原理が同じである複数の計器で監視しており、多重化された監視機能のうち、検出器から指示部までの最小単位をチャンネルと呼ぶ。

他チャンネルによる計測に使用する計器は以下のとおり。

- ・ 主要パラメータの他チャンネルの重要計器
- ・ 主要パラメータの他チャンネルの常用計器

代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・ 重要代替計器
- ・ 常用代替計器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、主要パラメータを計

測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、当該パラメータの他チャンネルの重要計器は重大事故等対処設備として位置付ける。代替パラメータによる推定に使用する設備のうち、重要代替計器は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料 1. 15. 1)

以上の重大事故等対処設備により、主要パラメータを把握することができる。また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 主要パラメータの他チャンネルの常用計器及び常用代替計器

耐震性又は耐環境性はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。

- b. 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に当該パラメータが計測範囲を超えた場合は、発電用原子炉施設の状態を把握するため、代替パラメータを計測する計器により必要とするパラメータの値を推定する手段及び可搬型の計測器により計測する手段がある。

代替パラメータによる推定に使用する設備は以下のとおり。

- ・重要代替計器
- ・常用代替計器

可搬型の計器による計測に使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、主要パラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に、発電用原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、重要代替計器及び可搬型計測器は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料 1.15.1)

以上の重大事故等対処設備により、当該パラメータを把握することができる。また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・常用代替計器

耐震性又は耐環境性はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。

c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備

(a) 対応手段

監視する計器に供給する電源（以下「計器電源」という。）が喪失し、監視機能が喪失した場合に、代替電源（交流，直流）から給電し、当該パラメータの計器により計測又は監視する手段がある。

また、計器電源が喪失した場合に、電源（乾電池）を内蔵した可搬型の計測器を用いて計測又は監視する手段がある。計器の電源構成図を第1.15.4図に示す。

代替電源（交流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 第二代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備

代替電源（直流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 所内蓄電式直流電源設備
- ・ 可搬型直流電源設備
- ・ 直流給電車及び可搬型代替交流電源設備

可搬型の計測器による計測又は監視する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備、可搬型直流電源設備、可搬型計測器は、重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料 1.15.1)

以上の重大事故等対処設備により，主要パラメータを把握することができる。また以下の設備は，プラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・ 第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが，常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから，健全性が確認できた場合において，重大事故等の対処に必要なパラメータの監視が可能となることから代替手段として有効である。

- ・ 直流給電車

給電開始までに時間を要するが，給電可能であれば重大事故等の対処に必要なパラメータの監視が可能となることから代替手段として有効である。

d. 重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等時において，原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度，放射線量率等，想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する手段がある。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・ 安全パラメータ表示システム (SPDS)

安全パラメータ表示システム (SPDS) は，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置により構成される。

また、重大事故等時の有効監視パラメータが使用できる場合は、パラメータを記録する手段がある。

有効監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）

なお、その他の記録として、警報発生及びプラントトリップ状態を記録する手段がある。

その他のパラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計算機

重要監視パラメータは、原則、安全パラメータ表示システム（SPDS）へ記録するが、監視が必要な時に現場に設置する計器、複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む）の値は、記録用紙に記録する手順を整備する。

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する設備である安全パラメータ表示システム（SPDS）は、重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料 1. 15. 1)

以上の重大事故等対処設備により、重要な監視パラメータを記録す

ることができる。また、以下の設備は、プラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・プロセス計算機

耐震性を有していないが、設備が健全である場合は重大事故等の対処に必要な監視パラメータの記録が可能なことから代替手段として有効である。

e. 手順等

上記の「a. パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備」, 「b. 原子炉圧力容器内の温度, 圧力及び水位, 並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備」, 「c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備」及び「d. 重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転操作手順書(徴候ベース), AM 設備別操作手順書及びアクシデントマネジメントの手引きに定める(第 1.15.1 表)。

1.15.2 重大事故等時の手順等

1.15.2.1 監視機能喪失

(1) 計器の故障

主要パラメータを計測する計器が、故障により計測することが困難となった場合、当該パラメータを推定する手段を整備する(第1.15.3表)。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等に対処するために発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータを計測する重要計器が故障した場合^{※1}。

※1：重要計器の指示値に、以下のような変化があった場合

- ・ 通常時や事故時に想定される値から、大きな変動がある場合
- ・ 複数ある計器については、それぞれの指示値の差が大きい場合
- ・ 計器信号の喪失に伴い、指示値が計測範囲外にある場合
- ・ 計器電源の喪失に伴い、指示値の表示が消滅した場合

b. 操作手順

計器の故障の判断及び対応手順は、以下のとおり。

①運転員は、発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータについて、他チャンネルの重要計器がある場合には、当該計器により当該パラメータを計測する。

また、当該パラメータの常用計器が監視可能であれば確認に使用する。

②運転員は、読み取った指示値が正常であることを、計測範囲内にあること及びプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に

大きな差異がないことより確認する。

③当該パラメータが計測範囲外，又はプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がある場合には，当直副長は，あらかじめ選定した重要代替監視パラメータの計測を運転員に指示する。

④運転員は，読み取った指示値を当直副長に報告する。なお，常用代替計器が使用可能であれば，併せて確認する。

⑤当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部へ重要代替監視パラメータの指示値から主要パラメータの推定を依頼する。

⑥緊急時対策本部は，当直長に主要パラメータの推定結果を報告する。

c. 操作の成立性

上記の計測及び推定は，中央制御室運転員1名で対応が可能である。

速やかに作業ができるように，推定手順を整備する。

d. 代替パラメータでの推定方法

主要パラメータを計測する計器の故障により，主要パラメータの監視機能が喪失した場合は，代替パラメータによる推定を行う。

計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状態及び事象進展状況を踏まえ，関連するパラメータを複数確認し，得られた情報の中から有効な情報を評価することで，発電用原子炉施設の状態を把握する。

推定に当たっては，使用する計器が複数ある場合，代替パラメータと主要パラメータの関連性，検出器の種類，使用環境条件等，以下に示す事項及び計測される値の不確かさを考慮し，使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。

- ・基準配管に水を満たした構造の計器で計測するパラメータについては、急激な原子炉減圧等により基準配管の水が蒸発し、不確かな指示を示すことがある。そのような状態が想定される場合は、関連するパラメータを複数確認しパラメータを推定する。なお、原子炉水位及び原子炉圧力を除き、基準配管の水位変動に起因する不確かさを考慮する必要はない。
- ・常用代替計器が監視機能を維持している場合、重大事故等の対処に有効な情報を得ることができる。ただし、環境条件や不確かさを考慮し、重要計器又は重要代替計器で測定されるパラメータの値との差異を評価し、パラメータの値、信頼性を考慮した上で使用する。
- ・重大事故等時に最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、炉心損傷及び原子炉圧力容器が破損した状況であるため、原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線量率等が厳しい環境下においても、その監視機能を維持できる重要代替計器を優先して使用する。また、重大事故等発生時と校正時の状態変化による影響を考慮する。
- ・圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。
- ・推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

代替パラメータによる主要パラメータの推定ケースは以下のとおりであり、具体的な推定方法については、第1. 15. 3表に整理する。

- ・ 同一物理量（温度，圧力，水位，放射線量率，水素濃度及び中性子束）により推定するケース
- ・ 水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定するケース
- ・ 流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定するケース
- ・ 除熱状態を温度，圧力，流量等の傾向監視により推定するケース
- ・ 必要なpHが確保されていることを，フィルタ装置水位の水位変化により推定するケース
- ・ 圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定するケース
- ・ 注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定するケース
- ・ 原子炉格納容器内の水位を格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により推定するケース
- ・ 未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定するケース
- ・ あらかじめ評価したパラメータの相関関係により酸素濃度を推定するケース
- ・ 装置の作動状況により水素濃度を推定するケース
- ・ エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定するケース
- ・ 原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定するケース

- ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度及び水位），あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラの監視により，使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定するケース
- ・原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（S/C）の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定するケース

（添付資料 1. 15. 6）

e. 重大事故等時の対応手段の選択

主要パラメータを計測する計器が故障した場合の，対応手段の優先順位を以下に示す。

主要パラメータを計測する多重化された重要計器が，計器の故障により計測することが困難となった場合に，他チャンネルの重要計器により計測できる場合は，他チャンネルの重要計器により主要パラメータを計測する。

他チャンネルの重要計器の故障により，計測することが困難となった場合は，他チャンネルの常用計器により主要パラメータを計測する。

主要パラメータを計測する計器の故障により，主要パラメータの監視機能が喪失した場合は，第1. 15. 3表にて定める優先順位にて代替計器により代替パラメータを計測し，主要パラメータを推定する。

(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合

原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータのうち，パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは，原子炉圧力容器内の温度及び水位，並び

に原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量である。なお、これらのパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合には、可搬型計測器により計測することも可能である。可搬型計測器により計測可能な計器について第 1.15.2 表に示す。

(添付資料 1.15.5)

- ・原子炉圧力容器内の温度

原子炉圧力容器内の温度を計測する計器の計測範囲は、0～350℃である。原子炉の冷却機能が喪失し、原子炉圧力容器内の水位が有効燃料棒頂部以下になった場合、原子炉圧力容器温度の計測範囲を超える場合があるが、重大事故等時における損傷炉心冷却成否及び格納容器下部注水判断の温度は、300℃であり計測範囲内で判断可能である。

また、原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（350℃以上）場合は炉心損傷状態と推定して対応する。

- ・原子炉圧力容器内の圧力

原子炉圧力容器内の圧力を計測する計器の計測範囲は、0～11MPa[gage]である。原子炉圧力容器の最高使用圧力（8.62MPa）の1.2倍（10.34MPa[gage]）を監視可能であり、重大事故等時において原子炉圧力容器内の圧力は、計器の計測範囲内で計測が可能である。

- ・原子炉圧力容器内の水位

原子炉圧力容器内の水位を計測する計器の計測範囲は、蒸気乾燥器スカート下端を基準として、-8000mm～3500mm であり、原子炉水位制御範囲（レベル 3～8）及び有効燃料棒底部まで計測できるため、重大

事故等時において原子炉圧力容器内の水位は、計器の計測範囲内で計測が可能である。

原子炉圧力容器内の水位のパラメータである、原子炉水位の計測範囲を超えた場合、高圧代替注水系系統流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)、残留熱除去系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。

また、発電用原子炉の満水確認は原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、原子炉圧力容器内の水位が有効燃料棒頂部以上であることは原子炉圧力容器温度により監視可能である。

- ・原子炉圧力容器への注水量

原子炉圧力容器の注水量を監視するパラメータは、高圧代替注水系系統流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)、残留熱除去系系統流量である。

高圧代替注水系系統流量の計測範囲は、 $0\sim 300\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である高圧代替注水ポンプの最大注水量は、 $182\text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

原子炉隔離時冷却系系統流量の計測範囲は、 $0\sim 300\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量は、 $182\text{m}^3/\text{h}$ であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

高圧炉心注水系系統流量の計測範囲は、 $0\sim 1000\text{m}^3/\text{h}$ としており、計

測対象である高圧炉心注水ポンプの最大注水量は、727m³/h であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) の計測範囲は、0～200m³/h (6 号炉) , 0～150m³/h (7 号炉) としており、計測対象である復水移送ポンプの最大注水量は 300m³/h であるため、計器の計測範囲を超える場合がある。

復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) の計測範囲を超えた場合、低圧代替注水系使用時においては、水源である復水貯蔵槽の水位または注水先である原子炉圧力容器内の水位変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。代替循環冷却系使用時においては、注水先である原子炉圧力容器内の水位変化により注水量を推定する。

復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の計測範囲は、0～350m³/h としており、計測対象である復水移送ポンプの最大注水量は、300m³/h であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

残留熱除去系系統流量の計測範囲は、0～1500m³/h としており、計測対象である残留熱除去ポンプの最大注水量は、954m³/h であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

- ・ 原子炉格納容器への注水量

原子炉格納容器の注水量を監視するパラメータは、復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) , 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) である。

格納容器スプレイに用いる復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の計測範囲は、0～350m³/h としており、計測対象である復水移送ポン

プの最大注水量は、 $300\text{m}^3/\text{h}$ であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

格納容器下部注水に用いる復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)の計測範囲は、 $0\sim 150\text{m}^3/\text{h}$ (6号炉) , $0\sim 100\text{m}^3/\text{h}$ (7号炉) としており、計測対象である復水移送ポンプの最大注水量は、 $300\text{m}^3/\text{h}$ であるため、計器の計測範囲を超える場合がある。

復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)の計測範囲を超えた場合、水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉格納容器内の水位変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。

a. 代替パラメータによる推定

重大事故等時において、計器の計測範囲を超過した場合、代替パラメータによる推定を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時に、原子炉圧力容器内の水位、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータが計器の計測範囲を超過し、指示値が確認できない場合。

(b) 操作手順

計器の計測範囲超過の判断及び対応手順は、以下のとおり。

- ①運転員は、発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータについて、他チャンネルの重要計器がある場合には、当該計器により当該パラメータを計測する。

また、当該パラメータの常用計器が監視可能であれば確認に使用する。

②運転員は、読み取った指示値が正常であることを、計測範囲内にあること及びプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことより確認する。

③当該パラメータが計測範囲外にある場合には、当直副長は、あらかじめ選定した重要代替監視パラメータの計測を運転員に指示する。

④運転員は、読み取った指示値を当直副長に報告する。なお、常用代替計器が使用可能であれば、併せて確認する。

⑤当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ重要代替監視パラメータの指示値から主要パラメータの推定を依頼する。

⑥緊急時対策本部は、当直長に主要パラメータの推定結果を報告する。

(c) 操作の成立性

上記の計測及び推定は、中央制御室運転員1名で対応が可能である。速やかに作業ができるように、推定手順を整備する。

b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

重大事故等時において、主要パラメータが計器の計測範囲を超過した場合、可搬型計測器による計測を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時に、主要パラメータが計器の計測範囲を超過し、指示値が確認できない場合。

(b) 操作手順（現場での計測の場合）

可搬型計測器によるパラメータ計測の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第1.15.5図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可搬型計測器によるパラメータの計測開始を指示する。
- ②現場運転員 C 及び D は、可搬型計測器を使用する前に電池容量を確認し、残量が少ない場合は予備乾電池と交換する。
- ③現場運転員 C 及び D は、原子炉建屋地下 1 階又はタービン建屋地下中 2 階（6 号炉）のあらかじめ定めた端子台にて、測定対象パラメータの信号出力端子と可搬型計測器を接続し、測定を開始する。
- ④現場運転員 C 及び D は、可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り、結果を中央制御室運転員 A 及び B に報告する。
- ⑤中央制御室運転員 A 及び B は、現場運転員 C 及び D からの計測結果を換算表により工学値に換算し、記録する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は1測定点当たり、中央制御室運転員2名、現場運転員2名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は約18分で可能である。また、中央制御室での計測の場合、中央制御室運転員2名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は約10分で可能である。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

全交流動力電源喪失、直流電源喪失等により計器電源が喪失した場合に、代替電源（交流、直流）から計器へ給電する手順及び可搬型計測器により、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。

a. 所内蓄電式直流電源設備からの給電

全交流動力電源喪失が発生した場合に、所内蓄電式直流電源設備からの給電に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

なお、所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器について第1.15.2表に示す。

b. 常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電

全交流動力電源喪失が発生した場合に、常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

c. 可搬型直流電源設備又は直流給電車からの給電

全交流動力電源喪失が発生し、直流電源が枯渇するおそれがある場合に、可搬型直流電源設備又は直流給電車からの給電に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に、重要監視パラメータ及び重要代替監

視パラメータのうち、手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器で計測又は監視を行う手順を整備する。

可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。

なお、可搬型計測器により計測可能な計器について第1.15.2表に示す。

(添付資料 1.15.5)

(a) 手順着手の判断基準

計器電源が喪失し、中央制御室でパラメータ監視ができない場合。

(b) 操作手順（現場での計測の場合）

可搬型計測器によるパラメータ計測の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第1.15.5図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可搬型計測器によるパラメータの計測開始を指示する。
- ②現場運転員 C 及び D は、可搬型計測器を使用する前に電池容量を確認し、残量が少ない場合は予備乾電池と交換する。
- ③現場運転員 C 及び D は、原子炉建屋地下 1 階又はタービン建屋地下中 2 階（6 号炉）のあらかじめ定めた端子台にて、測定対象パラメータの信号出力端子と可搬型計測器を接続し、測定を開始する。
- ④現場運転員 C 及び D は、可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り、結果を中央制御室運転員 A 及び B に報告する。
- ⑤中央制御室運転員 A 及び B は、現場運転員 C 及び D からの計測結果

を換算表により工学値に換算し、記録する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は1測定点当たり、中央制御室運転員2名、現場運転員2名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は約18分で可能である。また、中央制御室での計測の場合、中央制御室運転員2名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は約10分で可能である。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料 1. 15. 4)

e. 重大事故等時の対応手段の選択

全交流動力電源喪失、直流電源喪失等により、計器電源が喪失した場合に、計器に給電する対応手段の優先順位を以下に示す。

全交流動力電源喪失が発生した場合には、所内蓄電式直流電源設備から計測可能な計器に給電される。

所内蓄電式直流電源設備から給電されている間に、常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から計器に給電する。

常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が困難となった場合で直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型直流電源設備又は直流給電車から計器に給電する。

代替電源(交流、直流)からの給電が困難となった場合は、可搬型計測器により重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。

1. 15. 3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により、計測結果を記録する。

ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む）の値、現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。

主要パラメータのうち記録可能なものについて、自主対策設備であるプロセス計算機により計測結果、警報等を記録する。

有効監視パラメータの計測結果の記録について整理し、第1. 15. 5表に示す。

(1) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合。

(2) 操作手順

重大事故等が発生し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果を記録する手順の概要は以下のとおり。

a. 安全パラメータ表示システム（SPDS）による記録

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、常時記録であり、非常用電源又は代替電源から給電可能で、14日間の記録容量を持っている。重大事故等時のパラメータの値を継続して確認できるよう、記録された計測結果が記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。

b. 現場指示計の記録

現場運転員は、現場操作時に監視する手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータの現場指示計がある場合には、記録用紙へ記録する。

c. 可搬型計測器の記録

中央制御室運転員は、「1.15.2.1(2)b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」又は「1.15.2.2(1) d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」で得られた可搬型計測器で計測されたパラメータの値を記録用紙に記録する。

d. プロセス計算機の記録

(a) 発電日誌

プロセス計算機が稼動状態にあれば、定められたプロセスの計測結果を定時ごとに自動で記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

(b) 警報記録

プロセス計算機が稼動状態にあれば、プロセス値の異常な状態による中央制御盤の警報発生時、警報の状態を記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

プラントの過渡変化による重要警報のファーストヒット警報発生時、その発生順序（シーケンス）、トリップ状態、工学的安全施設作動信号及び工学的安全施設の作動状況を記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

(c) 事故時データ収集記録

プロセス計算機が稼動状態にあれば、事象発生前後のプラント状態の推移を把握するため、定められたプロセス値のデータを自動で収集、記録し、運転員等は、中央制御室にて事象発生後に手動で帳票印刷する。

(3) 操作の成立性

安全パラメータ表示システム（SPDS）による記録は、安全パラメータ表示システム（SPDS）の記録容量（14日間）を超える前に、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所にて緊急時対策要員1名で行う。室内での端末操作であるため、対応が可能である。

現場指示計及び可搬型計測器の記録は記録用紙への記録であり、運転員1名にて対応が可能である。

プロセス計算機による記録のうち、事故時データ収集記録の帳票印刷は、中央制御室内での端末操作であるため、運転員1名で対応が可能である。

1.15.4 その他の手順項目にて考慮する手順

審査基準1.9, 1.10, 1.14については、各審査基準において要求事項があるため、以下のとおり各々の手順において整備する。

原子炉格納容器内の水素濃度監視に関する手順は「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」にて整備する。

原子炉建屋内の水素濃度監視に関する手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。

全交流動力電源喪失時の代替電源確保に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第1.15.1表 事故時に必要な計装に関する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧

分類	機能喪失を想定する 重大事故等対処設備	対応 手段	対処設備		手順書	
監視機能喪失時	計器の故障	他チャンネル による計測	主要パラメータの他チャンネルの重 要計器	重大事故等 対処設備	アクシデントマネジメントの手引き 「重要監視計器復旧」	
			主要パラメータの他チャンネルの常 用計器	自主対策 設備		
		代替パラメータ による推定	重要代替計器	重大事故等 対処設備		
			常用代替計器	自主対策 設備		
	計器の計測範囲を超えた場合	代替パラメータ による推定	重要代替計器	重大事故等 対処設備		アクシデントマネジメントの手引き 「重要監視計器復旧」
			常用代替計器	自主対策 設備		
可搬型計測器 による計測		可搬型計測器	重大事故等 対処設備	AM 設備別操作手順書 「可搬計器によるパラメータ計測」		
計器電源喪失時	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	代替電源（交流） からの給電	常設代替交流電源設備	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書（微候ベース） 「交流／直流電源供給回復」	
			可搬型代替交流電源設備			
			第二代替交流電源設備	自主対策 設備		
		代替電源（直流） からの給電	所内蓄電式直流電源設備	重大事故等 対処設備		
			可搬型直流電源設備			
			直流給電車及び可搬型代替交流電源 設備	自主対策 設備		
		可搬型計測器 による計測	可搬型計測器	重大事故等 対処設備		AM 設備別操作手順書 「可搬計器によるパラメータ計測」
-	-	パラメータ記録	安全パラメータ表示システム（SPDS） （データ伝送装置，緊急時対策支援 システム伝送装置，SPDS 表示装置）	重大事故等 対処設備	緊急時対策本部運営要領	
			プロセス計算機	自主対策 設備		

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*13	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	0～350℃	最大値：300℃*4	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準（300℃）に対して、350℃までを監視可能。	－ (Ss)	AM 用 直流電源	熱電対	可	⑬
	原子炉圧力*1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉圧力 (SA)*1									
	原子炉水位 (広帯域)*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位 (燃料域)*1									
	原子炉水位 (SA)*1									
	残留熱除去系熱交換器 入口温度*1	「⑭最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）」を監視するパラメータと同じ。								

*1：重要代替監視パラメータ， *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

*3：局部出力領域モニタの検出器は 208 個であり，平均出力領域モニタの各チャンネルには，52 個ずつの信号が入力される。

*4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

*5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm），*6：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより 905cm）

*7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため，有効燃料棒頂部を下回ることはない。

*8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。 *9：T.M.S.L. =東京湾平均海面

*10：炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

*11：検出点は 14 箇所， *12：検出点は 8 箇所

*13：所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は，AM 用直流電源及び区分 I 直流電源を電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（2/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*13	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.
② 原子 炉圧 力容 器内 の圧 力	原子炉圧力*2	3	0~10MPa[gage]	最大値： 8.48MPa[gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高 圧力(8.92MPa[gage])を包絡する範囲として 設定。なお、主蒸気逃がし安全弁の自動操作 により変動する範囲についても計測範囲に 包絡されており、監視可能である。	S	区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉔
	原子炉圧力(SA)*2	1	0~11MPa[gage]	最大値： 8.48MPa[gage]	原子炉圧力容器最高使用圧力(8.62MPa [gage])の1.2倍(10.34MPa [gage])を監視 可能。	- (Ss)	AM用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉔
	原子炉水位(広帯域)*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位(燃料域)*1									
	原子炉水位(SA)*1									
原子炉圧力容器温度*1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。									

*1：重要代替監視パラメータ， *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

*3：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。

*4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

*5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1224cm）， *6：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより905cm）

*7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。

*8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。 *9：T.M.S.L. =東京湾平均海面

*10：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であ
り、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

*11：検出点は14箇所， *12：検出点は8箇所

*13：所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分Ⅰ直流電源を電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（3/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*13	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.
③ 原子炉 圧力 容器 内 の 水 位	原子炉水位（広帯域）*2	3	-3200～3500mm*5	-6872～1650mm*5,7	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲（レベル 3～8）及び有効燃料棒底部まで監視可能。	S	区分 I, II, III 直流電源	差圧式水位 検出器	可	㉔
	原子炉水位（燃料域）*2	2	-4000～1300mm*6	-3680～4843mm*6,7		S	区分 I, II 直流電源	差圧式水位 検出器	可	㉔
	原子炉水位（SA）*2	1	-3200～3500mm*5	-6872～1650mm*5,7		-	AM 用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	㉔
		1	-8000～3500mm*5			-	AM 用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	
	高压代替注水系統流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量)*1									
	復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量)*1									
	原子炉隔離時冷却系統流量*1									
	高压炉心注水系統流量*1									
	残留熱除去系統流量*1									
原子炉圧力*1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。									
原子炉圧力（SA）*1										
格納容器内圧力（S/C）*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。									

*1：重要代替監視パラメータ， *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

*3：局部出力領域モニタの検出器は 208 個であり，平均出力領域モニタの各チャンネルには，52 個ずつの信号が入力される。

*4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

*5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm）， *6：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより 905cm）

*7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため，有効燃料棒頂部を下回ることはない。

*8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。 *9：T.M.S.L. =東京湾平均海面

*10：炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

*11：検出点は 14 箇所， *12：検出点は 8 箇所

*13：所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は，AM 用直流電源及び区分 I 直流電源を電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（4/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*13	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.
④ 原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量	1	0~300m ³ /h	—*8	高压代替注水系ポンプの最大注水量 (182m ³ /h)を監視可能。	— (Ss)	AM用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑪
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0~300m ³ /h	0~182m ³ /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (182m ³ /h)を監視可能。	S	区分Ⅰ 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑩
	高压炉心注水系系統流量	2	0~1000m ³ /h	0~727m ³ /h	高压炉心注水系ポンプの最大注水量 (727m ³ /h)を監視可能。	S	区分Ⅱ,Ⅲ 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑨
	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水系流量)	1	0~200m ³ /h(6号炉) 0~150m ³ /h(7号炉)	—*8	復水移送ポンプを用いた低压代替注水系 (RHR A系ライン)における最大注水量 (90m ³ /h)を監視可能。	— (Ss)	AM用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑫
	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水系流量)	1	0~350m ³ /h	—*8	復水移送ポンプを用いた低压代替注水系 (RHR B系ライン)における最大注水量 (300m ³ /h)を監視可能。	— (Ss)	AM用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑬
	残留熱除去系系統流量	3	0~1500m ³ /h	0~954m ³ /h	残留熱除去系ポンプの最大注水量(954m ³ /h) を監視可能。	S	区分Ⅰ,Ⅱ,Ⅲ 直流電源	差圧式流量 検出器	可	④
	復水貯蔵槽水位(SA)*1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	サブプレッション・チェンバ プール水位*1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位(広帯域)*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位(燃料域)*1									
原子炉水位(SA)*1										

*1: 重要代替監視パラメータ, *2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

*3: 局部出力領域モニタの検出器は 208 個であり, 平均出力領域モニタの各チャンネルには, 52 個ずつの信号が入力される。

*4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

*5: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端(原子炉圧力容器零レベルより 1224cm), *6: 基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器零レベルより 905cm)

*7: 水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため, 有効燃料棒頂部を下回ることはない。

*8: 重大事故等時に使用する設備のため, 設計基準事故時は値なし。 *9: T.M.S.L. =東京湾平均海面

*10: 炉心損傷は, 原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり, 設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

*11: 検出点は 14 箇所, *12: 検出点は 8 箇所

*13: 所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は, AM用直流電源及び区分Ⅰ直流電源を電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（5/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*13	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.
⑤ 原子炉 格納容器 への注水 量	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	1	0~350m ³ /h	—*8	復水移送ポンプを用いた代替格納容器スプレイ系(RHR B系ライン)の最大注水量(140m ³ /h)を監視可能。	— (Ss)	AM用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑬
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	0~150m ³ /h(6号炉) 0~100m ³ /h(7号炉)	—*8	復水移送ポンプを用いた格納容器下部注水系の最大注水量(90m ³ /h)を監視可能。	— (Ss)	AM用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑭
	復水貯蔵槽水位(SA)*1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力(D/W)*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力(S/C)*1									
格納容器下部水位*1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。									
⑥ 原子炉 格納容器 内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	0~300℃	最大値:138℃	原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	— (Ss)	AM用 直流電源	熱電対	可	⑮
	サブプレッション・チェンバ 気体温度*2	1	0~300℃	最大値:138℃		— (Ss)	AM用 直流電源	熱電対	可	⑯
	サブプレッション・チェンバ・ プール水温度*2	3	0~200℃	最大値:97℃	原子炉格納容器の限界圧力(2Pd:620kPa [gage])におけるサブプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度(約166℃)を監視可能。	— (Ss)	AM用 直流電源	測温抵抗体	可	⑰
	格納容器内圧力(D/W)*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力(S/C)*1									

*1: 重要代替監視パラメータ, *2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

*3: 局部出力領域モニタの検出器は208個であり, 平均出力領域モニタの各チャンネルには, 52個ずつの信号が入力される。

*4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

*5: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端(原子炉圧力容器零レベルより1224cm), *6: 基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器零レベルより905cm)

*7: 水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため, 有効燃料棒頂部を下回ることはない。

*8: 重大事故等時に使用する設備のため, 設計基準事故時は値なし。 *9: T.M.S.L. =東京湾平均海面

*10: 炉心損傷は, 原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり, 設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

*11: 検出点は14箇所, *12: 検出点は8箇所

*13: 所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は, AM用直流電源及び区分I直流電源を電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（6/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*13	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.
⑦ 原子 炉 格 納 容 器 内 の 圧 力	格納容器内圧力 (D/W) *2	1	0～1000kPa[abs]	最大値：246kPa[gage]	原子炉格納容器の限界圧力(2Pd:620kPa [gage])を監視可能。	— (Ss)	AM用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉔
	格納容器内圧力 (S/C) *2	1	0～980.7kPa[abs]	最大値：177kPa[gage]		— (Ss)	AM用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉕
	ドライウエル雰囲気温度*1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
	サブプレッション・チェンバ 気体温度*1									

*1：重要代替監視パラメータ， *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

*3：局部出力領域モニタの検出器は 208 個であり，平均出力領域モニタの各チャンネルには，52 個ずつの信号が入力される。

*4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

*5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm），*6：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより 905cm）

*7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため，有効燃料棒頂部を下回ることはない。

*8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。 *9：T.M.S.L. =東京湾平均海面

*10：炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

*11：検出点は 14 箇所， *12：検出点は 8 箇所

*13：所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は，AM用直流電源及び区分 I 直流電源を電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（7/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*13	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.
⑧ 原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	-6～11m (T.M.S.L.-7150～+9850mm)*9	-2.59～0m (T.M.S.L.-3740～-1150mm)*9	ウェットウェルベント操作可否判断（ベントライン高さ-1m：9.1m）を把握できる範囲を監視可能。 （サブプレッション・チェンバ・プールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動（低下）水位：-2.59mを監視可能。）	- (Ss)	AM用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	㉔
	格納容器下部水位	3	+1m,+2m,+3m (T.M.S.L.-5600mm, -4600mm,-3600mm)*9	-**	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に熔融炉心の冷却に必要な水深（底部から+2m）があることを監視可能。	- (Ss)	AM用 直流電源	電極式水位 検出器	可	㉕
	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)*1	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)*1									
	復水貯蔵槽水位 (SA)*1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力 (D/W)*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
格納容器内圧力 (S/C)*1										

*1：重要代替監視パラメータ、 *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

*3：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。

*4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

*5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1224cm）、*6：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより905cm）

*7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。

*8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。 *9：T.M.S.L. =東京湾平均海面

*10：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

*11：検出点は14箇所、 *12：検出点は8箇所

*13：所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分I直流電源を電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（8/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*13	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.
㊸ 原子 炉格 納容 器内 の 水素 濃度	格納容器内水素濃度*2	2	0~30vol%(6号炉) 0~20vol%/ 0~100vol%(7号炉)	0~6.2vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度 が変動する可能性のある範囲(0~38vol%) を計測可能な範囲とする。 なお、6号炉については、格納容器内水素濃 度が30vol%を超えた場合においても、格納容 器内水素濃度(SA)により把握可能。	S	計器、サンプ リング装置： 区分Ⅰ、Ⅱ計 測用交流電源	熱伝導式 水素検出器	—	㊸
	格納容器内水素濃度(SA)*2	2	0~100vol%			— (Ss)	AM用 直流電源	水素吸蔵 材料式水素 検出器	—	㊹
㊸ 原子 炉格 納容 器内 の 放 射 線 量 率	格納容器内雰囲気放射線 レベル(D/W)	2	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	10Sv/h未満*10	炉心損傷の判断値(原子炉停止直後に炉心損 傷した場合は約10Sv/h)を把握する上で監視 可能(上記の判断値は原子炉停止後の経過時 間とともに低くなる)。	S	区分Ⅰ 直流電源 区分Ⅱ計測用 交流電源	電離箱	—	㊺
	格納容器内雰囲気放射線 レベル(S/C)	2	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	10Sv/h未満*10	炉心損傷の判断値(原子炉停止直後に炉心損 傷した場合は約10Sv/h)を把握する上で監視 可能(上記の判断値は原子炉停止後の経過時 間とともに低くなる)。	S	区分Ⅰ 直流電源 区分Ⅱ計測用 交流電源	電離箱	—	㊻

*1: 重要代替監視パラメータ, *2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

*3: 局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。

*4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

*5: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端(原子炉圧力容器零レベルより1224cm), *6: 基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器零レベルより905cm)

*7: 水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。

*8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。 *9: T.M.S.L. =東京湾平均海面

*10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であ
り、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

*11: 検出点は14箇所, *12: 検出点は8箇所

*13: 所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分Ⅰ直流電源を電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（9/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*13	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.
⑩ 未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	起動領域モニタ*2	10	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ 0~40%又は 0~125% $(1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の 約 10 倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域モニタが測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域モニタによって監視可能。	S	区分 I, II, III, IV バイタル交流 電源	核分裂 電離箱	—	⑪
	平均出力領域モニタ*2	4 *3	0~125% $(1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故時及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものではないことから、現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また、重大事故等時においても原子炉再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	S	区分 I, II, III, IV バイタル交流 電源	核分裂 電離箱	—	

*1：重要代替監視パラメータ， *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

*3：局部出力領域モニタの検出器は 208 個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52 個ずつの信号が入力される。

*4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

*5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm）， *6：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより 905cm）

*7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。

*8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。 *9：T.M.S.L. =東京湾平均海面

*10：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

*11：検出点は 14 箇所， *12：検出点は 8 箇所

*13：所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分 I 直流電源を電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（10/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*13	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.
⑩最終ヒートシンクの確保	サブプレッション・チェンバ・ プール水温度*2									
	復水補給水系温度(代替循環冷却)	1	0～200℃	—*8	代替循環冷却時における復水移送ポンプの 最高使用温度(85℃)に余裕を見込んだ設定 とする。	— (Ss)	AM用 直流電源	熱電対	可	⑩
	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)*2									
	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)*2									
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)*2									
	原子炉水位(広帯域)*1									
	原子炉水位(燃料域)*1									
	原子炉水位(SA)*1									
	復水移送ポンプ吐出圧力*1									
	格納容器内圧力(S/C)*1									
	サブプレッション・チェンバ・ プール水位*1									
	格納容器下部水位*1									
	サブプレッション・チェンバ 気体温度*1									
	ドライウエル雰囲気温度*1									
原子炉圧力容器温度*1										

*1: 重要代替監視パラメータ, *2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

*3: 局部出力領域モニタの検出器は 208 個であり, 平均出力領域モニタの各チャンネルには, 52 個ずつの信号が入力される。

*4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

*5: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端(原子炉圧力容器零レベルより 1224cm), *6: 基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器零レベルより 905cm)

*7: 水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため, 有効燃料棒頂部を下回ることはない。

*8: 重大事故等時に使用する設備のため, 設計基準事故時は値なし。 *9: T.M.S.L. =東京湾平均海面

*10: 炉心損傷は, 原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり, 設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

*11: 検出点は 14 箇所, *12: 検出点は 8 箇所

*13: 所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は, AM用直流電源及び区分 I 直流電源を電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（11/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*13	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.		
⑫最終ヒートシンクの確保	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位*2	2	0～6000mm	—*8	スクラパノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限：約2200mm、下限：約500mmを監視可能。	— (Ss)	AM用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	⑳	
		フィルタ装置入口圧力	1	0～1MPa[gage]	—*8	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置内の最高圧力(0.62MPa[gage])が監視可能。	— (Ss)	AM用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	㉑	
		フィルタ装置出口放射線モニタ	2	10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h	—*8	格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率(約7×10 ⁴ mSv/h)を監視可能。	— (Ss)	AM用 直流電源	電離箱	—	㉒	
		フィルタ装置水素濃度	2	0～100vol%	—*8	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、フィルタ装置及び耐圧強化ベントラインの配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度(4vol%)以下であることを監視可能。	— (Ss)	計器：AM用 直流電源 サンプリング 装置：区分 I バイタル交流 電源	熱伝導式 水素検出器	—	㉓	
		フィルタ装置金属フィルタ差圧	2	0～50kPa	—*8	フィルタ装置金属フィルタの上限差圧 [] が監視可能。	— (Ss)	AM用 直流電源	差圧式圧力 検出器	可	㉔	
		フィルタ装置スクラパ水 pH	1	pH0～14	—*8	フィルタ装置スクラパ水の pH(pH0～14)が監視可能。	— (Ss)	AM用 直流電源	pH 検出器	—	㉕	
		格納容器内圧力 (D/W)*1	「㉖原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。									
		格納容器内圧力 (S/C)*1										
		格納容器内水素濃度 (SA)*1										

*1：重要代替監視パラメータ， *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

*3：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。

*4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

*5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1224cm）， *6：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより905cm）

*7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。

*8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。 *9：T.M.S.L. =東京湾平均海面

*10：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

*11：検出点は14箇所， *12：検出点は8箇所

*13：所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分 I 直流電源を電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（12/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*13	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.
⑫ 最終 ヒート シンク の 確保	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	—*8	重大事故等時の排気ラインの耐圧強化ベント系放射線モニタ設置位置における最大線量当量率(約 $4 \times 10^4 \text{mSv/h}$)を監視可能。	— (Ss)	AM用 直流電源	電離箱	—	④
	フィルタ装置水素濃度	1	「⑫最終ヒートシンクの確保（格納容器圧力逃がし装置）」を監視するパラメータと同じ。							
	格納容器内水素濃度 (SA)*1	「⑨原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。								

*1: 重要代替監視パラメータ, *2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

*3: 局部出力領域モニタの検出器は 208 個であり, 平均出力領域モニタの各チャンネルには, 52 個ずつの信号が入力される。

*4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

*5: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端(原子炉圧力容器零レベルより 1224cm), *6: 基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器零レベルより 905cm)

*7: 水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため, 有効燃料棒頂部を下回ることはない。

*8: 重大事故等時に使用する設備のため, 設計基準事故時は値なし。 *9: T.M.S.L. =東京湾平均海面

*10: 炉心損傷は, 原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり, 設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

*11: 検出点は 14 箇所, *12: 検出点は 8 箇所

*13: 所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は, AM用直流電源及び区分 I 直流電源を電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（13/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*13	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.	
⑫最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器 入口温度*2	3	0～300℃	最大値：182℃	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統水の最高使用温度(182℃)を監視可能。	C (Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源	熱電対	可	①	
	残留熱除去系熱交換器 出口温度	3	0～300℃	最大値：182℃	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統水の最高使用温度(182℃)を監視可能。	C (Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源	熱電対	可	②	
	残留熱除去系系統流量	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。									
	原子炉補機冷却水系 系統流量*1	3	0～4000m ³ /h (6号炉区分Ⅰ，Ⅱ) 0～3000m ³ /h (6号炉区分Ⅲ，7号 炉区分Ⅰ，Ⅱ) 0～2000m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	0～2200m ³ /h (6号炉区分Ⅰ，Ⅱ) 0～1700m ³ /h (6号炉区分Ⅲ) 0～2600m ³ /h (7号炉区分Ⅰ，Ⅱ) 0～1600m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	原子炉補機冷却水ポンプの最大流量 (2200m ³ /h(6号炉区分Ⅰ，Ⅱ)，1700m ³ /h (6号炉区分Ⅲ)，2600m ³ /h(7号炉区分Ⅰ， Ⅱ)，1600m ³ /h(7号炉区分Ⅲ))を監視可 能。 代替原子炉補機冷却水ポンプの最大流量 (600m ³ /h)を監視可能。	C (Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑤	
	残留熱除去系熱交換器 入口冷却水流量*1	3	0～2000m ³ /h(6号炉) 0～1500m ³ /h(7号炉)	0～1200m ³ /h	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の最大 流量(1200m ³ /h)を監視可能。 熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却水 ポンプ)の最大流量(470m ³ /h)を監視可 能。	C (Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑥	
	原子炉圧力容器温度*1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。									
	サブプレッション・チェンバ プール水温度*1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。									
	残留熱除去系ポンプ 吐出圧力*1	「⑬格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ。									

*1：重要代替監視パラメータ， *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

*3：局部出力領域モニタの検出器は208個であり，平均出力領域モニタの各チャンネルには，52個ずつの信号が入力される。

*4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

*5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端(原子炉圧力容器零レベルより1224cm)， *6：基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器零レベルより905cm)

*7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため，有効燃料棒頂部を下回ることはない。

*8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。 *9：T.M.S.L. =東京湾平均海面

*10：炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

*11：検出点は14箇所， *12：検出点は8箇所

*13：所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は，AM用直流電源及び区分Ⅰ直流電源を電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（14/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*13	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.	
⑬ 格納容器 パイパスの 監視	原子炉水位（広帯域）*2				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位（燃料域）*2										
	原子炉水位（SA）*2										
	原子炉圧力容器内の状態	原子炉圧力*2									
		原子炉圧力（SA）*2									
		原子炉圧力容器温度*1									
	原子炉格納容器内の状態	ドライウエル雰囲気温度*2				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。					
		格納容器内圧力（D/W）*2									
		格納容器内圧力（S/C）*1									
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	0～12MPa[gage]	最大値：11.8MPa[gage]	高圧炉心注水系の運転時における、高圧炉心注水系系統の最高使用圧力（約 11.8MPa[gage]）を監視可能。	B (Ss)		区分Ⅱ，Ⅲ 直流電源	弾性圧力 検出器	可
残留熱除去系ポンプ吐出圧力		3	0～3.5MPa[gage]	最大値：3.5MPa[gage]	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統の最高使用圧力（約 3.5MPa[gage]）を監視可能。	B (Ss)		区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源	弾性圧力 検出器	可	③
原子炉圧力*1					「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
原子炉圧力（SA）*1											

*1：重要代替監視パラメータ， *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

*3：局部出力領域モニタの検出器は 208 個であり，平均出力領域モニタの各チャンネルには，52 個ずつの信号が入力される。

*4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

*5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm），*6：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより 905cm）

*7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため，有効燃料棒頂部を下回ることはない。

*8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。 *9：T.M.S.L. =東京湾平均海面

*10：炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

*11：検出点は 14 箇所， *12：検出点は 8 箇所

*13：所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は，AM 用直流電源及び区分Ⅰ直流電源を電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（15/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*13	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.
⑭ 水源 の 確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	0～16m(6号炉) 0～17m(7号炉)	0～15.5m(6号炉) 0～15.7m(7号炉)	復水貯蔵槽の底部からオーバーフローレベル(6号炉：0～15.52m, 7号炉：0～15.76m)を監視可能。	－ (Ss)	AM用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	⑦
	サブプレッション・チェンバ・ プール水位	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	高压代替注水系統流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)*1									
	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)*1									
	原子炉隔離時冷却系統流量*1									
	高压炉心注水系統流量*1									
	残留熱除去系統流量*1									
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位 (広帯域)*1									
	原子炉水位 (燃料域)*1									
	原子炉水位 (SA)*1									
	復水移送ポンプ吐出圧力*1	3	0～2MPa[gage]	－*7	重大事故等時における、復水補給水系の最高使用圧力(約1.7MPa[gage])を監視可能。	－ (Ss)	AM用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑮
残留熱除去系ポンプ吐出圧力*1	「⑬格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ。									

*1：重要代替監視パラメータ， *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

*3：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。

*4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

*5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1224cm）， *6：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより905cm）

*7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。

*8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。 *9：T.M.S.L. =東京湾平均海面

*10：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

*11：検出点は14箇所， *12：検出点は8箇所

*13：所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分I直流電源を電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（16/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*13	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.
㊸ 原子炉建屋内の 水素濃度	原子炉建屋水素濃度	8	0～20vol%	—*8	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能(なお、静的触媒式水素再結合器にて、原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する)。	— (Ss)	AM用 直流電源	熱伝導式 水素検出器	—	㊸
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置*1	4	0～300℃	—*8	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合器の作動時に想定される温度を監視可能。	— (Ss)	AM用 直流電源	熱電対	可	㊸
㊸ 原子炉格納容器内の 酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0～30vol%(6号炉) 0～10vol%/0～30vol% (7号炉)	4.9vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度 が変動する可能性のある範囲(0～4.9vol%) を計測可能な範囲とする。	S	計器, サンプ リング装置: 区分 I, II 計 測用交流電源	熱磁気風式 酸素検出器	—	㊸
	格納容器内雰囲気放射線 レベル(D/W)*1	「㊸原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内雰囲気放射線 レベル(S/C)*1									
	格納容器内圧力(D/W)*1	「㊸原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
格納容器内圧力(S/C)*1										

*1: 重要代替監視パラメータ, *2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

*3: 局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。

*4: 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

*5: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端(原子炉圧力容器零レベルより1224cm), *6: 基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器零レベルより905cm)

*7: 水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため、有効燃料棒頂部を下回ることはない。

*8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。 *9: T.M.S.L. =東京湾平均海面

*10: 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

*11: 検出点は14箇所, *12: 検出点は8箇所

*13: 所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、AM用直流電源及び区分 I 直流電源を電源とした計器である。

第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（17/17）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源*13	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No.
⑩ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位 ・温度 (SA 広域) *2	1*11	T.M.S.L.20180～ 31170mm(6号炉)*9 T.M.S.L.20180～ 31123mm(7号炉)*9	T.M.S.L.31395mm (6号炉)*9 T.M.S.L.31390mm (7号炉)*9	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	C (Ss)	区分 I 直流電源	熱電対	可	④
			0～150℃	最大値：66℃	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。					
	使用済燃料貯蔵プール水位 ・温度 (SA) *2	1*12	T.M.S.L.23420～ 30420mm(6号炉)*9 T.M.S.L.23373～ 30373mm(7号炉)*9	T.M.S.L.31395mm (6号炉)*9 T.M.S.L.31390mm (7号炉)*9	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	- (Ss)	AM 用 直流電源	熱電対	可	⑤
			0～150℃	最大値：66℃	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。					
	使用済燃料貯蔵プール 放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) *2	1	10 ¹ ～10 ⁸ mSv/h	- *7	重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲 (5×10 ⁻² ～10 ⁷ mSv/h) にわたり監視可能。	- (Ss)	AM 用 直流電源	電離箱	-	⑥
		1	10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h (6号炉) 10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h (7号炉)							
	使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ*2	1	-	- *7	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	- (Ss)	カメラ：区分 I バイタル交 流電源	赤外線 カメラ	-	⑦
			空冷装置：区 分 I 計測用交 流電源				⑧			

*1：重要代替監視パラメータ， *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

*3：局部出力領域モニタの検出器は 208 個であり，平均出力領域モニタの各チャンネルには，52 個ずつの信号が入力される。

*4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

*5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm）， *6：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより 905cm）

*7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため，有効燃料棒頂部を下回ることはない。

*8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。 *9：T.M.S.L. =東京湾平均海面

*10：炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

*11：検出点は 14 箇所， *12：検出点は 8 箇所

*13：所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は，AM 用直流電源及び区分 I 直流電源を電源とした計器である。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/15)

【推定ケース】

- ケース 1 : 同一物理量(温度, 圧力, 水位, 放射線量率, 水素濃度及び中性子束)により推定する。
- ケース 2 : 水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定する。
- ケース 3 : 流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定する。
- ケース 4 : 除熱状態を温度, 圧力, 流量等の傾向監視により推定する。
- ケース 5 : 必要な pH が確保されていることを, フィルタ装置水位の水位変化により推定する。
- ケース 6 : 圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定する。
- ケース 7 : 注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定する。
- ケース 8 : 原子炉格納容器内の水位を格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により推定する。
- ケース 9 : 未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定する。
- ケース 10 : 酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定する。
- ケース 11 : 水素濃度を装置の作動状況により推定する。
- ケース 12 : エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定する。
- ケース 13 : 原子炉格納容器への空気(酸素)の流入の有無を原子炉格納容器内圧力より推定する。
- ケース 14 : 使用済燃料プールの状態を同一物理量(温度及び水位), あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラの監視により, 使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。
- ケース 15 : 原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力(S/C)の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定する。

なお, 代替パラメータによる推定に当たっては, 代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。また, スクラム後, 原子炉水位が有効燃料棒頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば, 残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		②原子炉圧力 ②原子炉圧力(SA) ②原子炉水位(広帯域) ②原子炉水位(燃料域) ②原子炉水位(SA)	ケース 6	
		③残留熱除去系熱交換器入口温度	ケース 1	

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉圧力 (SA)	ケース 1	① 原子炉圧力の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③ 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (SA) ③ 原子炉圧力容器温度	ケース 6	
	原子炉圧力 (SA)	① 原子炉圧力	ケース 1	① 原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ② 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。
		② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA) ② 原子炉圧力容器温度	ケース 6	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉水位 (SA)	ケース 1	① 原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (SA) により推定する。 ③ 高圧代替注水系系統流量、復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④ 原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③ 高圧代替注水系系統流量 ③ 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) ③ 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ③ 原子炉隔離時冷却系系統流量 ③ 高圧炉心注水系系統流量 ③ 残留熱除去系系統流量	ケース 2	
		④ 原子炉圧力 ④ 原子炉圧力 (SA) ④ 格納容器内圧力 (S/C)	ケース 15	
	原子炉水位 (SA)	① 原子炉水位 (広帯域) ① 原子炉水位 (燃料域)	ケース 1	① 原子炉水位 (SA) の水位の監視が不可能となった場合は、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ② 高圧代替注水系系統流量、復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③ 原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。
		② 高圧代替注水系系統流量 ② 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) ② 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ② 原子炉隔離時冷却系系統流量 ② 高圧炉心注水系系統流量 ② 残留熱除去系系統流量	ケース 2	
		③ 原子炉圧力 ③ 原子炉圧力 (SA) ③ 格納容器内圧力 (S/C)	ケース 15	

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	ケース 3	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) * 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) * 代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	ケース 3	①復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	ケース 3	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	高圧炉心注水系系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	ケース 3	①高圧炉心注水系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心注水系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
	残留熱除去系系統流量	①サブプレッション・チェンバ・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	ケース 3	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位を優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)* 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) * 代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	① 復水貯蔵槽水位 (SA)	ケース 3	① 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量), 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の監視が不可能となった場合は, 水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお, 復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ② 注水先の格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) より復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ② 注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。 推定は, 環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位 (SA) を優先する。
		② 格納容器内圧力 (D/W) ② 格納容器内圧力 (S/C)	ケース 7	
		② 格納容器下部水位	ケース 3	
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	① 主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	① ドライウエル雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ② ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は, 飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (D/W) によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 ③ 格納容器内圧力 (S/C) により, 上記②と同様にドライウエル雰囲気温度を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		② 格納容器内圧力 (D/W) ③ 格納容器内圧力 (S/C)	ケース 6	
	サブプレッション・チェンバ気体温度	① サプレッション・チェンバ・プール水温度	ケース 1	
		② 格納容器内圧力 (S/C)	ケース 6	
		③ [サブプレッション・チェンバ気体温度] *2	ケース 1	
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	① 主要パラメータの他チャンネル ② サプレッション・チェンバ気体温度	ケース 1	① サプレッション・チェンバ・プール水温度の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ② サプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合は, サプレッション・チェンバ気体温度によりサブプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	① 格納容器内圧力 (S/C)	ケース 1	① 格納容器内圧力 (D/W) の圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (S/C) により推定する。 ② 飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する (推定可能範囲: 101~1122.7kPa[abs])。 ③ 監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、連通孔及びピント管を介して均圧される格納容器内圧力 (S/C) を優先する。
		② ドライウエル雰囲気温度	ケース 6	
		③ [格納容器内圧力 (D/W)] *2	ケース 1	
	格納容器内圧力 (S/C)	① 格納容器内圧力 (D/W)	ケース 1	
		② サプレッション・チェンバ氣體温度	ケース 6	
		③ [格納容器内圧力 (S/C)] *2	ケース 1	

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	① 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ② 復水貯蔵槽水位 (SA)	ケース 2	① サプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合は、復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の注水量により、サブプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 ② 水源である復水貯蔵槽水位の変化により、サブプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 (上記①, ②の推定方法は、注水量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブプレッション・チェンバへ移行する場合は想定しており、サブプレッション・チェンバ・プール水位の計測目的 (ウェットウェルベントの操作可否判断 (ベントライン高さ-1m: 9.1m) を把握すること) から考えると保守的な評価となることから問題ない。) ③ 格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧によりサブプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 ④ 監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、注水先に近い復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) を優先する。
		③ 格納容器内圧力 (D/W) ③ 格納容器内圧力 (S/C)	ケース 8	
		④ [サブプレッション・チェンバ・プール水位] *2	ケース 1	
	格納容器下部水位	① 主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	
		② 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) ③ 復水貯蔵槽水位 (SA)	ケース 2	
	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器内水素濃度 (SA)	
格納容器内水素濃度 (SA)		① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器内水素濃度	ケース 1	

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ* ¹	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ]* ²	ケース 1	①格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の 1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ]* ²	ケース 1	①格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の 1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて、格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域モニタ	ケース 1	①起動領域モニタの 1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③[制御棒操作監視系]* ²	ケース 9	
	平均出力領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域モニタ	ケース 1	①平均出力領域モニタの 1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③[制御棒操作監視系]* ²	ケース 9	
[制御棒操作監視系]* ²	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	ケース 9	①制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ②平均出力領域モニタにより推定する。 推定は、低出力領域を監視する起動領域モニタを優先する。	

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法	
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	① 主要パラメータの他チャンネル ② サブプレッション・チェンバ気体温度	ケース 1	① サブプレッション・チェンバ・プール水温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② サブプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ気体温度によりサブプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		復水補給水系温度 (代替循環冷却)	① サブプレッション・チェンバ・プール水温度	ケース 1	① 復水補給水系温度 (代替循環冷却) の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価からサブプレッション・チェンバ・プール水温度により推定する。
		復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	① 原子炉水位 (広帯域) ① 原子炉水位 (燃料域) ① 原子炉水位 (SA)	ケース 3	① 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位及びの水位変化により復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) を推定する。 ② 原子炉圧力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。推定は、注水先の原子炉水位を優先する。
			② 原子炉圧力容器温度	ケース 4	
		復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	① 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) ① 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) ① 復水移送ポンプ吐出圧力 ① 格納容器内圧力 (S/C) ① サブプレッション・チェンバ・プール水位	ケース 4	① 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器側の流量計である復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 又は格納容器下部側の流量計である復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) と復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C)、サブプレッション・チェンバ・プール水位から復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より、原子炉格納容器側への注水量を推定する。 ② 代替循環冷却系による冷却において、復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ・プール水温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は、復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)、復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C)、サブプレッション・チェンバ・プール水位を優先する。
			② サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ② ドライウエル雰囲気温度 ② サブプレッション・チェンバ気体温度	ケース 4	
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	① 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ① 復水移送ポンプ吐出圧力 ① 格納容器内圧力 (S/C) ① サブプレッション・チェンバ・プール水位	ケース 7	① 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器側の流量計である復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) と復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C)、サブプレッション・チェンバ・プール水位から復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より、格納容器下部への注水量を推定する。 ② 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の監視が不可能となった場合は、注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) を推定する。推定は、復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)、復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C)、サブプレッション・チェンバ・プール水位を優先する。		
	② 格納容器下部水位	ケース 3			

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法	
最終ヒートシンクの確保	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①フィルタ装置水位の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置入口圧力	①格納容器内圧力 (D/W) ①格納容器内圧力 (S/C)	ケース 1	①フィルタ装置入口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。
		フィルタ装置出口放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①フィルタ装置出口放射線モニタの 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	ケース 1	①フィルタ装置水素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		フィルタ装置金属フィルタ差圧	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①フィルタ装置金属フィルタ差圧の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置スクラバ水 pH	①フィルタ装置水位	ケース 5	①フィルタ装置スクラバ水 pH の監視が不可能となった場合は、フィルタ装置水位によりベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈状況により推定する。
	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①耐圧強化ベント系放射線モニタの 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置水素濃度	①格納容器内水素濃度 (SA)	ケース 1	①フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが耐圧強化ベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/15)

分類		主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッション・チェンバ・プール水温度	ケース 1	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、サブプレッション・チェンバ・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
		残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度	ケース 1	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補機冷却水系系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は、残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。
			②原子炉補機冷却水系系統流量 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	ケース 4	
残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	ケース 4	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。		

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉水位 (SA)	ケース 1	① 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (SA) により推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		原子炉水位 (SA)	① 原子炉水位 (広帯域) ① 原子炉水位 (燃料域)	
	原子炉圧力	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉圧力 (SA)	ケース 1	① 原子炉圧力の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③ 原子炉水位 (広帯域) ③ 原子炉水位 (燃料域) ③ 原子炉水位 (SA) ③ 原子炉圧力容器温度	ケース 6	
	原子炉圧力 (SA)	① 原子炉圧力	ケース 1	
		② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA) ② 原子炉圧力容器温度	ケース 6	

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	原子炉格納容器内の状態	① 主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	① ドライウエル雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力 (D/W) によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 格納容器内圧力 (D/W) の圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (S/C) により推定する。 ② 飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度により格納容器内圧力 (D/W) を推定する。 ③ 監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力 (S/C) を優先する。
		② 格納容器内圧力 (D/W)	ケース 6	
	格納容器内圧力 (D/W)	① 格納容器内圧力 (S/C)	ケース 1	
		② ドライウエル雰囲気温度	ケース 6	
		③ [格納容器内圧力 (D/W)]*2	ケース 1	
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	① 原子炉圧力 ① 原子炉圧力 (SA)	
② [エリア放射線モニタ]*2			ケース 12	
原子炉建屋内の状態	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	① 原子炉圧力 ① 原子炉圧力 (SA)	ケース 1	
		② [エリア放射線モニタ]*2	ケース 12	

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	① 高圧代替注水系系統流量 ① 復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) ① 復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) ① 原子炉隔離時冷却系系統流量 ① 高圧炉心注水系系統流量 ① 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) ② 原子炉水位 (広帯域) ② 原子炉水位 (燃料域) ② 原子炉水位 (SA) ② 復水移送ポンプ吐出圧力	ケース 2	① 復水貯蔵槽水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から、復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ② 注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位 (SA) を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ② 復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。 ③ 監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量を優先する。
		③ [復水貯蔵槽水位] *2	ケース 1	
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	① 復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) ① 復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) ① 残留熱除去系系統流量 ② 復水移送ポンプ吐出圧力 ② 残留熱除去系ポンプ吐出圧力	ケース 2	① サプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、原子炉格納容器へ注水する復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) と経過時間より算出した注水量から推定する。また、サブプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、サブプレッション・チェンバ・プール水から原子炉圧力容器へ注水する復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) 又は残留熱除去系系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ② サプレッション・チェンバ・プールを水源とする復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。 ③ 監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、サブプレッション・チェンバ・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。
		③ [サブプレッション・チェンバ・プール水位]*2	ケース 1	

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉建屋内の 水素濃度	原子炉建屋水素濃度	① 主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	① 原子炉建屋水素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合器 動作監視装置(静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度により水素濃度を推定)により推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		② 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	ケース 11	
原子炉格納容器内の 酸素濃度	格納容器内酸素濃度	① 主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	① 格納容器内酸素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果(解析結果)により格納容器内酸素濃度を推定する。 ② 格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)により、原子炉格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		② 格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W) ② 格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	ケース 10	
		② 格納容器内圧力(D/W) ② 格納容器内圧力(S/C)	ケース 13	

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (15/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	ケース 14	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により、水位・温度を推定する (推定可能範囲: 有効燃料棒頂部～有効燃料棒頂部+約 6m)。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて使用済燃料プールの状態を判断した後、使用済燃料プールの水位を推定する。 ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、同じ仕様である使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	ケース 14	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) により、水位・温度を推定する (推定可能範囲: 有効燃料棒頂部～有効燃料棒頂部+約 6m)。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて使用済燃料プールの状態を判断した後、使用済燃料プールの水位を推定する。 ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、同じ仕様である使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	ケース 14	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) にて水位を計測した後、水位と放射線率の関係により放射線量率を推定する (推定可能範囲: $10^{-3} \sim 10^6 \text{mSv/h}$)。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	ケース 14	①使用済燃料貯蔵プール監視カメラの監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて、使用済燃料プールの状態を推定する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15.4 表 補助パラメータ (1/3)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
電源関係	500kV 母線電圧	500kV 母線の受電状態を確認するパラメータ
	M/C C 電圧*1	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ
	M/C D 電圧*1	
	M/C E 電圧*1	
	P/C C-1 電圧*1	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ
	P/C D-1 電圧*1	
	P/C E-1 電圧*1	
	P/C C-1 電圧(他号炉)*1	
	P/C D-1 電圧(他号炉)*1	
	AM 用 MCC B 電圧	AM 用 MCC の受電状態を確認するパラメータ
	直流 125V 主母線盤 A 電圧*1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ
	直流 125V 主母線盤 B 電圧*1	
	直流 125V 主母線盤 C 電圧*1	
	直流 125V 主母線盤 D 電圧	
	直流 125V 充電器盤 A 充電器電圧	
	直流 125V 充電器盤 B 充電器電圧	
	直流 125V 充電器盤 A-2 充電器電圧	
	直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧*1	
	AM 用直流 125V 充電器盤充電器電圧	
	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧*1	
	非常用 D/G 発電機電圧*1	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ
	非常用 D/G 発電機周波数*1	
	非常用 D/G 発電機電力*1	
	非常用 D/G 発電機電圧(他号炉)*1	
	非常用 D/G 発電機周波数(他号炉)*1	
	非常用 D/G 発電機電力(他号炉)*1	
	第一 GTG 発電機電圧*1	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ
	第一 GTG 発電機周波数*1	
	第一 GTG 発電機電力	
	第二 GTG 発電機電圧	
	第二 GTG 発電機周波数	
	第二 GTG 発電機電力	
	電源車電圧*1	
	電源車周波数*1	
	直流給電車電圧	
	荒浜側緊急用 M/C 電圧	
	大湊側緊急用 M/C 電圧	
	軽油タンク油面	燃料の確保状態を確認するパラメータ
	燃料ディタンク油面	
	タンクローリ油タンクレベル	
	各機器油タンクレベル	

*1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故対処設備とする。

第 1.15.4 表 補助パラメータ (2/3)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
補機関係	高压代替注水系ポンプ吸込圧力	高压代替注水系の運転状態を確認するパラメータ
	高压代替注水系ポンプ吐出圧力	
	高压代替注水系タービン入口圧力	
	高压代替注水系タービン排気圧力	
	可搬式原子炉水位計	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	
	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	
	原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力	
	原子炉隔離時冷却系タービン回転速度	
	可搬型回転計	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ
	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	
	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ
	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	可搬型代替注水ポンプの運転状態を確認するパラメータ
	大容量送水車吐出圧力	大容量送水車の運転状態を確認するパラメータ
	サブプレッションプール浄化系系統流量	サブプレッションプール浄化系の運転状態を確認するパラメータ
	ほう酸水タンク液位	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ
	ほう酸水注入ポンプ出口圧力	
その他	制御棒駆動系充てん水ライン圧力	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ
	制御棒駆動系系統流量	
	高压窒素ガス供給系 ADS 入口圧力*1	主蒸気逃し安全弁の運転状態を確認するパラメータ
	高压窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ出口圧力*1	
	SRV 緊急時強制操作作用窒素ガスポンベ出口圧力	
	SRV 緊急時強制操作作用窒素ガス圧力	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ
	ドライウェルサンプ水位	
	RHR ポンプ室雰囲気温度	
	RCIC 機器室雰囲気温度	
RCIC ポンプ室雰囲気温度		

*1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故対処設備とする。

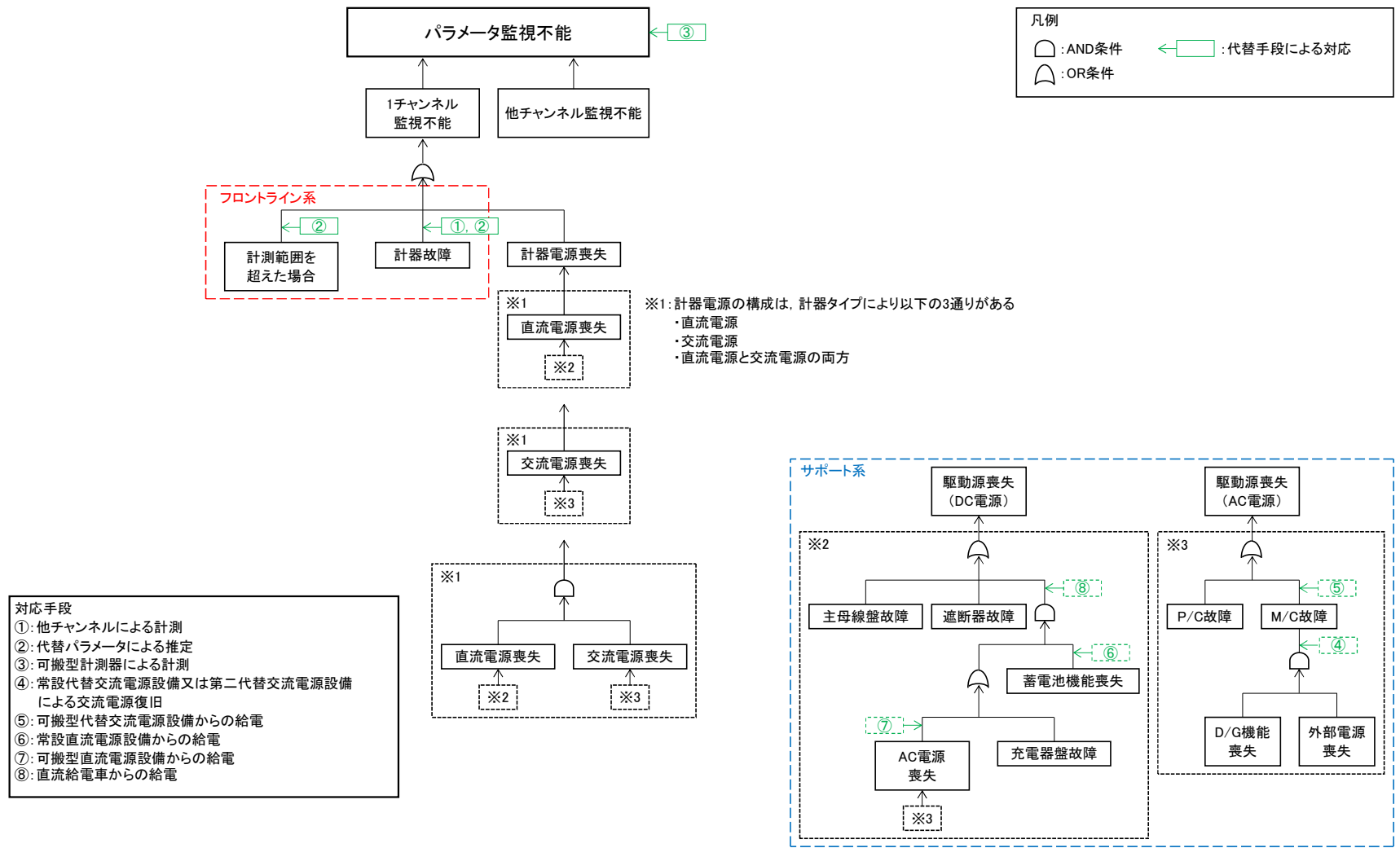
第 1.15.4 表 補助パラメータ (3/3)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
その他	ドレン移送ライン圧力	フィルタバント系の運転状態を確認するパラメータ
	ドレンタンク水位* ¹	
	フィルタ装置ドレン移送流量	
	薬液タンク水位	原子炉格納容器内の pH を確認するパラメータ
	サブプレッションプール水 pH	
	可燃性ガス濃度制御系入口ガス流量	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ
	ブロウ吸込ガス流量	
	ブロウ吸込圧力	
	加熱管内ガス温度	
	加熱管出口ガス温度	
	加熱管表面温度	
	再結合器内ガス温度	
	再結合器表面温度	
	復水器器内圧力	給復水系の運転状態を確認するパラメータ
	給水流量	
	RFP 吐出ヘッド圧力	
	RCW サージタンク水位* ¹	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ
	原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度 * ¹	
	代替 RCW ポンプ吸込圧力	
	代替 RCW ポンプ吐出圧力	
	代替 RCW ユニット入口温度	
	原子炉補機冷却海水系ポンプ吐出圧力	原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認するパラメータ
	代替 RSW ポンプ出口圧力	
	使用済燃料プールエリア雰囲気温度	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ
	プロセス放射線モニタ	
	スキマサージタンク水位	
	FPC ポンプ吐出流量	
	純水タンク水位	代替水源の確保状態を確認するパラメータ
	純水移送ポンプ吐出圧力	
	ろ過水タンク水位	
	淡水貯水池	
	防火水槽	
	モニタリング・ポスト	屋外の放射線量を確認するパラメータ

*1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故対処設備とする。

第 1.15.5 表 有効監視パラメータ(自主対策設備)の監視・記録について

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応			記録	
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器バイパスの監視	エリア放射線モニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	中央制御室記録計	—
未臨界の維持又は監視	制御棒操作監視系	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	安全パラメータ表示システム (SPDS)	—



第 1.15.1 図 機能喪失原因対策分析

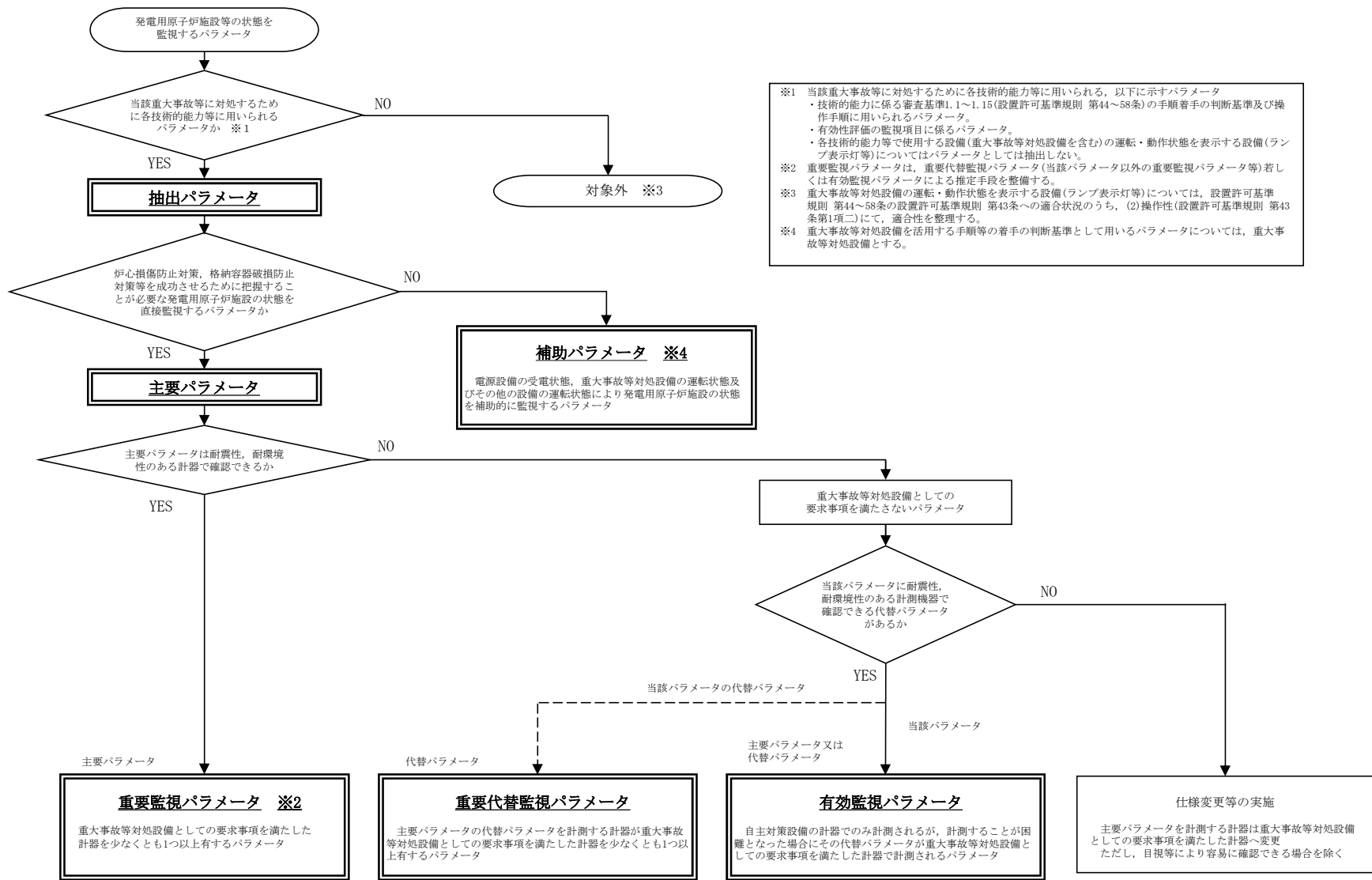
凡例: フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり

フロントライン系, サポート系の整理, 故障の想定・対応手段

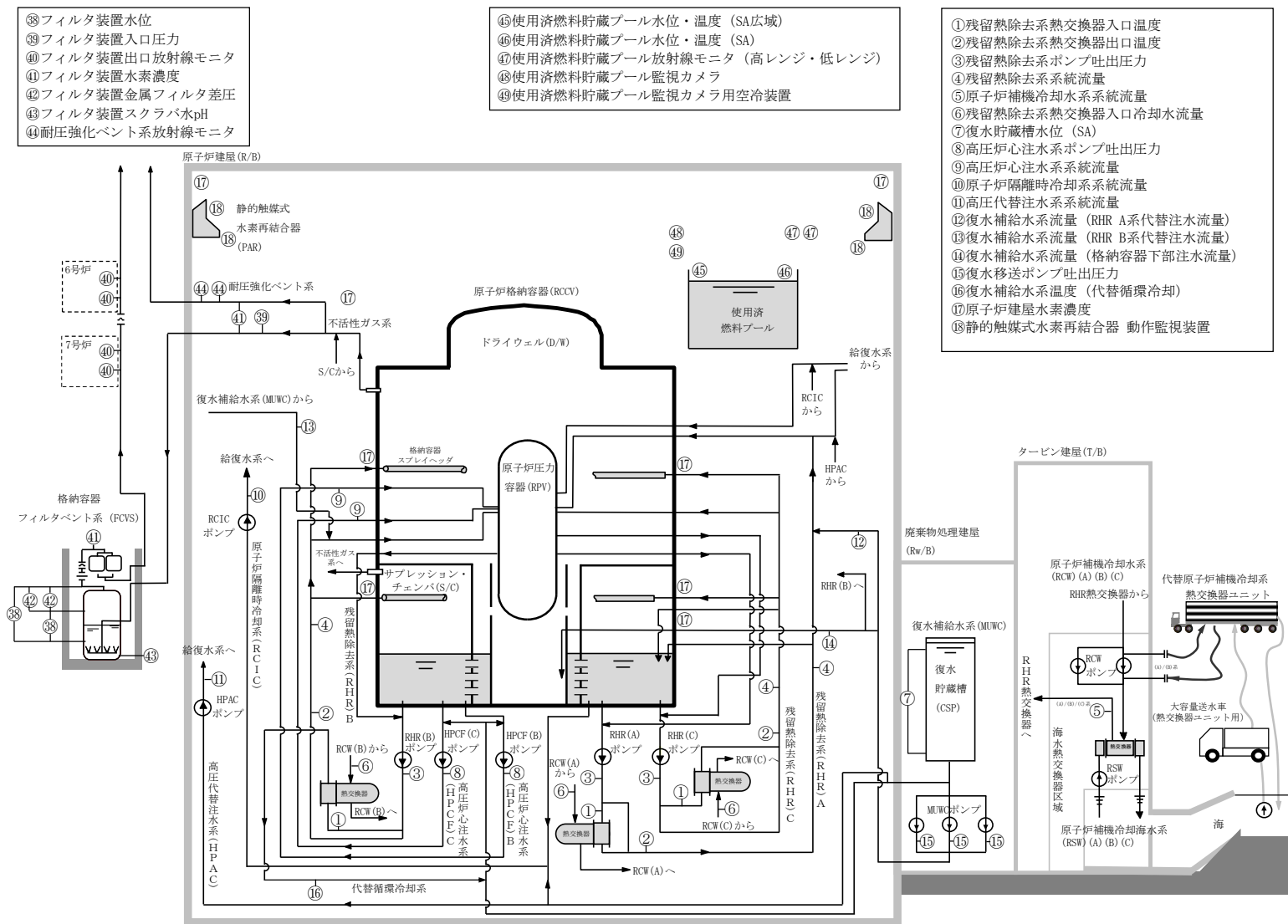
故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8
パラメータ監視不能	他チャンネル監視不能							
	1チャンネル監視不能	計測範囲を超えた場合						
		計器本体故障						
		計器電源喪失	交流電源喪失(以降, 1.14と同様)					
			直流電源喪失(以降, 1.14と同様)					

※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

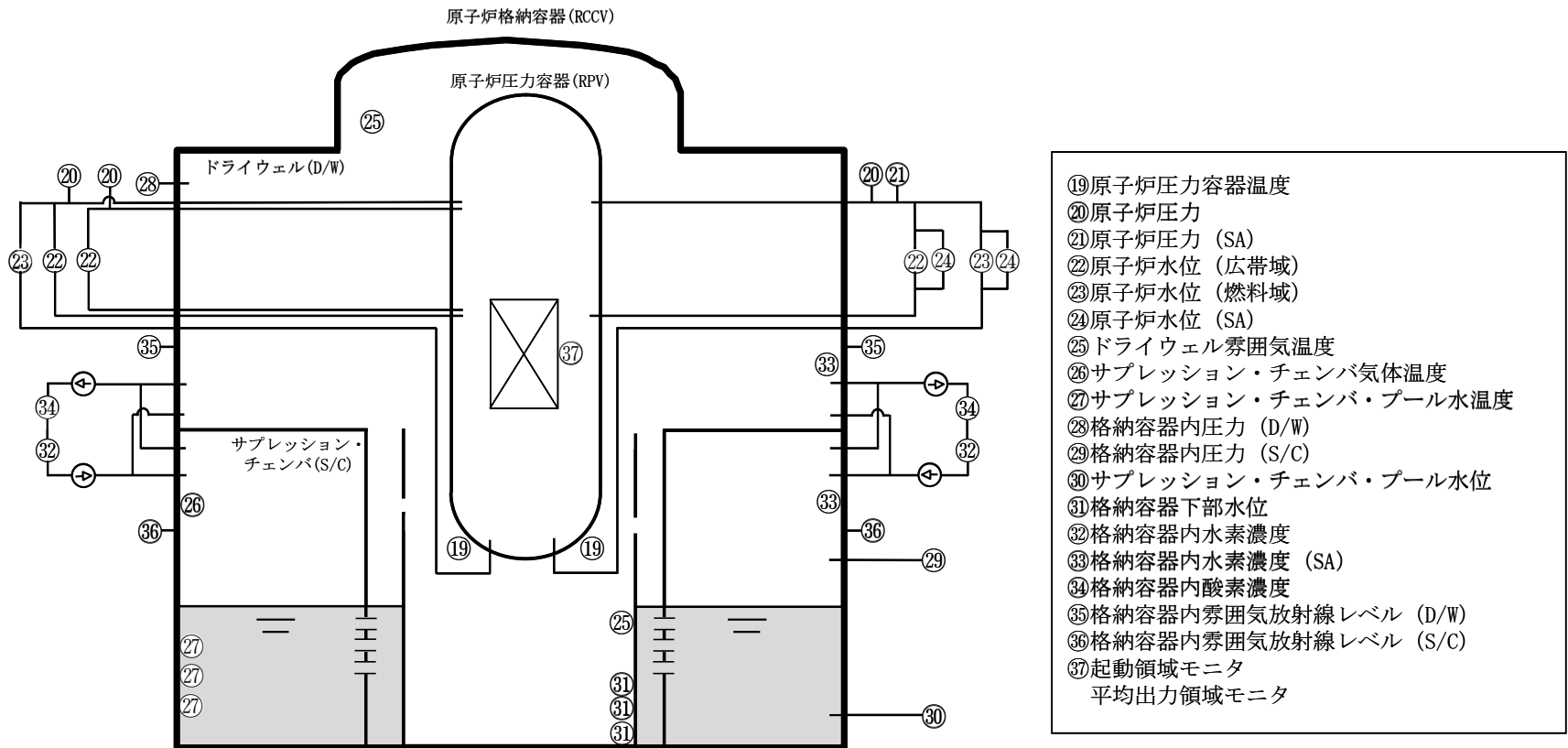
第 1.15.1 図 機能喪失原因対策分析（補足）



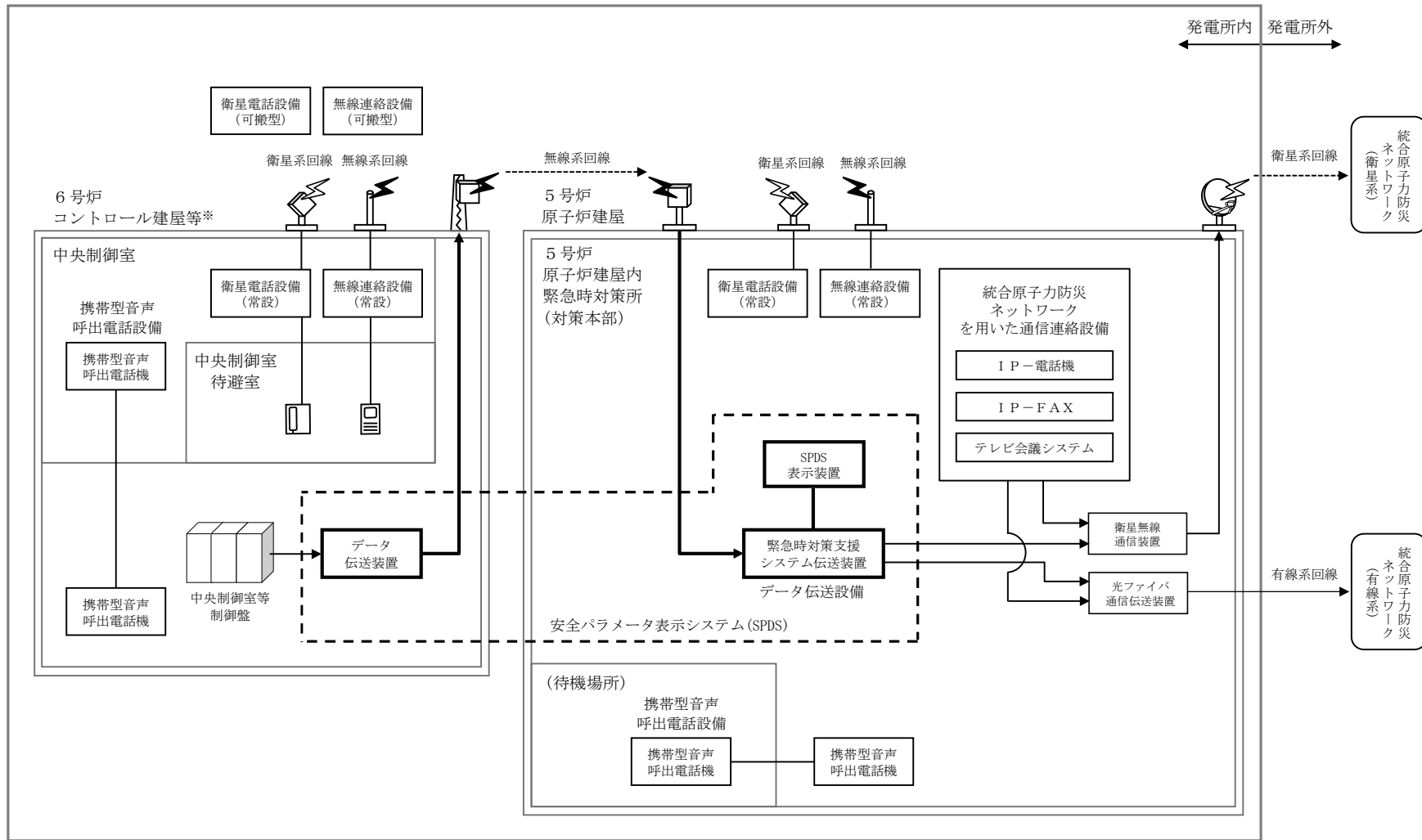
第 1.15.2 図 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー



第 1.15.3 図 主要設備 概略系統図 (1/3)

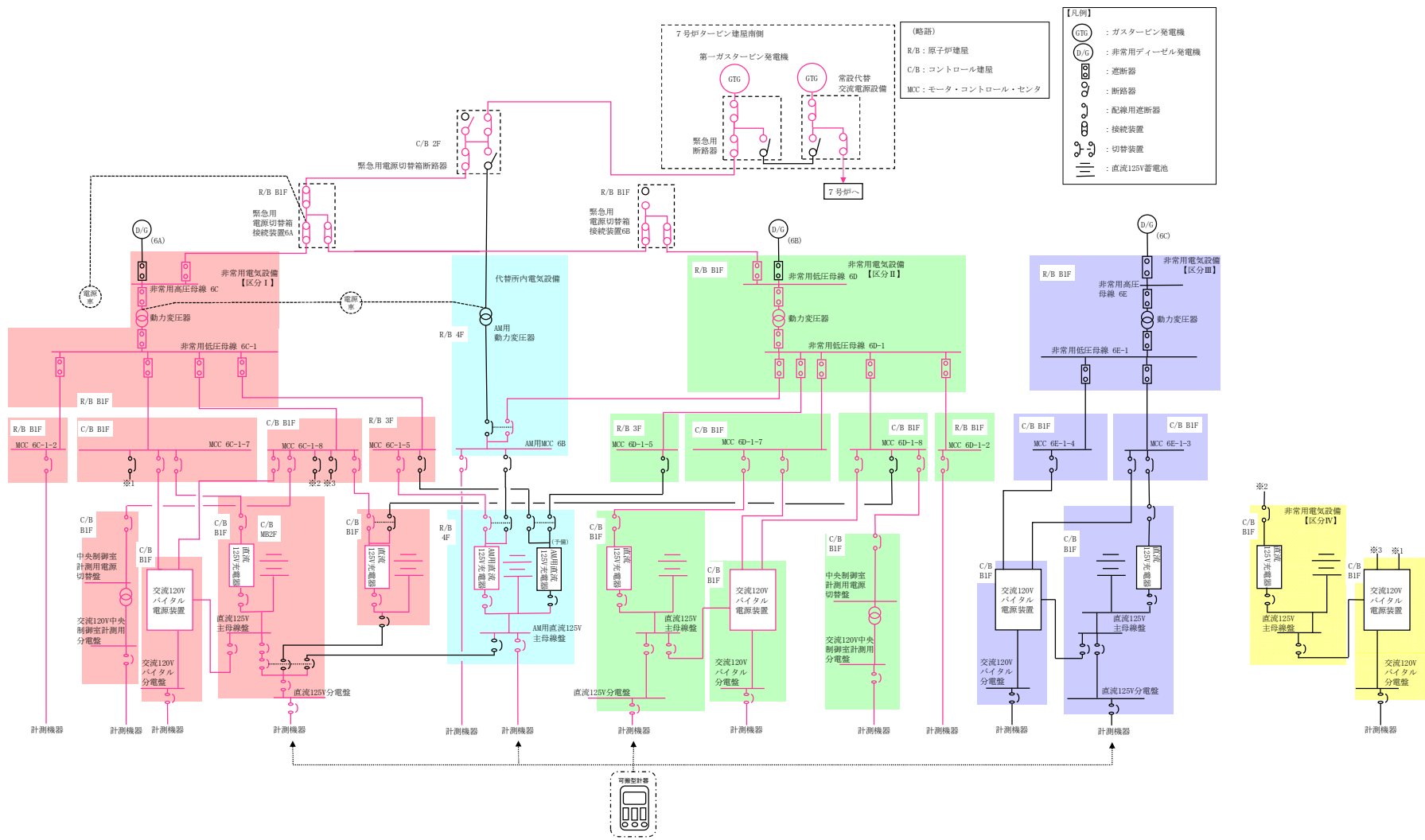


第 1.15.3 図 主要設備 概略系統図 (2/3)

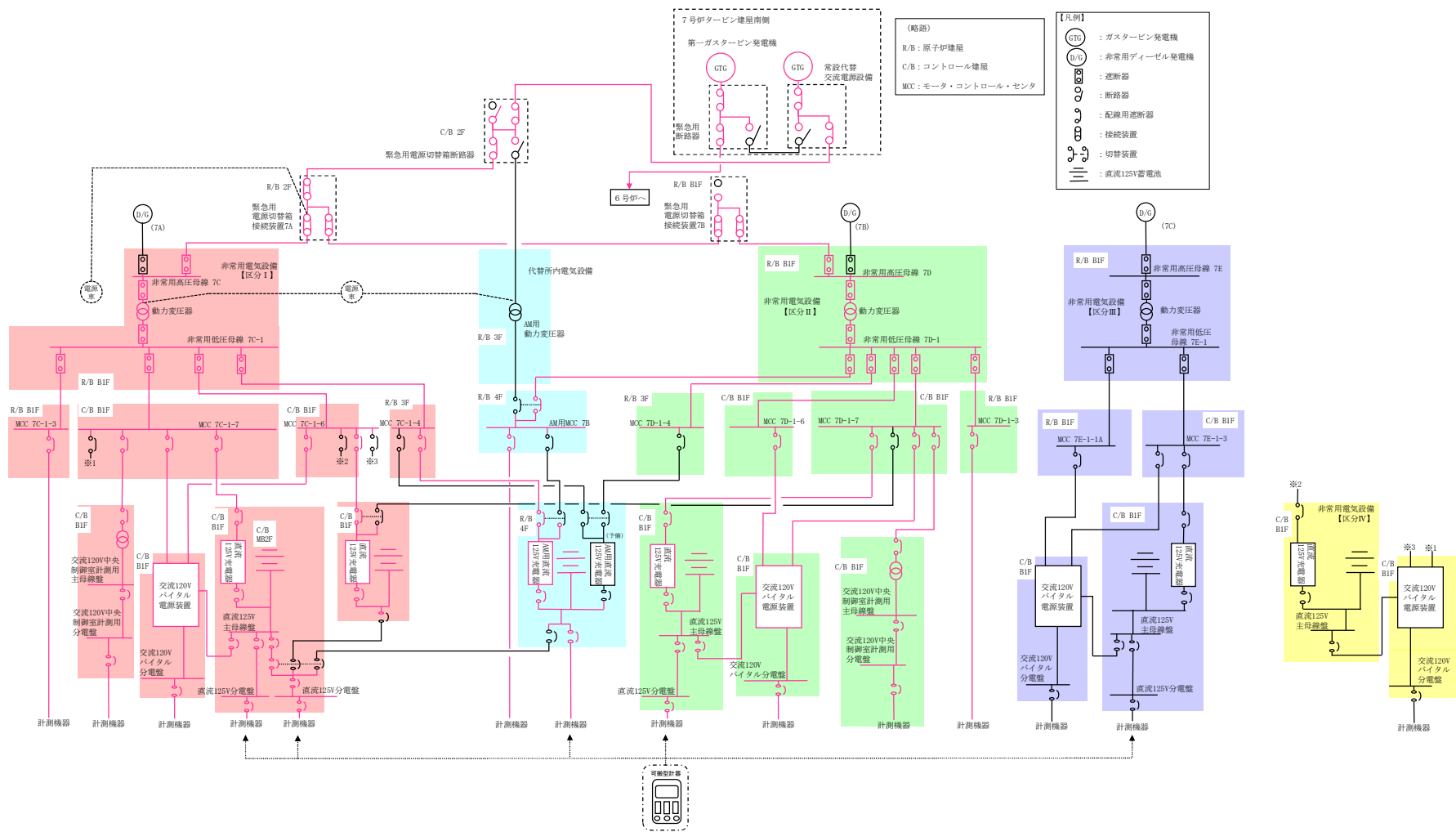


※: 7号炉も同様

第 1.15.3 図 主要設備 概略系統図 (3/3)



第 1.15.4 図 6号炉 計器の電源構成図



第 1.15.4 図 7号炉 計器の電源構成図

		経過時間(分)												備考
		4	6	8	10	12	14	16	18					
手順の項目	要員(数)	接続開始 接続完了, 計測開始												
可搬計測器によるパラメータ確認 (中央制御室での接続)	中央制御室運転員A, B	2	1測定点あたり, 10分(接続, 測定のみ)											

中央制御室での可搬型計器接続

		経過時間(分)												備考
		4	6	8	10	12	14	16	18					
手順の項目	要員(数)	接続開始 接続完了, 計測開始												
可搬計測器によるパラメータ確認 (現場での接続)	現場運転員C, D	2					移動	1測定点あたり, 10分(接続, 測定のみ)						

現場での可搬型計器接続

第 1.15.5 図 可搬型計器による監視パラメータ計測タイムチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1/2)

技術的能力審査基準 (1.15)	番号	設置許可基準規則 (58条)	技術基準規則 (73条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（設置許可基準規則第十六条第三項第二号に規定するパラメータをいう。以下同じ。）を計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を施設しなければならない。</p>	⑦
<p>【解釈】 1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	—	<p>【解釈】 1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	<p>【解釈】 1 第73条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	—
<p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）</p>	②	<p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）</p>	<p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）</p>	⑧
<p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。 i) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。 ii) 原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。</p>	③	<p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 i) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii) 原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p>	<p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 i) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii) 原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p>	⑨
<p>iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p>	④	<p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p>	<p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p>	⑩
<p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	⑤	<p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	<p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	⑪
<p>d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。</p>	⑥	—	—	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2/2)

: 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
他チャンネル による計測	主要パラメータの他 チャンネルの重要計器	既設 新設	① ② ⑦ ⑧	他チャンネル による計測	主要パラメータの他チャ ンネルの常用計器	常設	-	-	-
	-	-			-				
代替パラメータ による推定	重要代替計器	既設 新設	① ③ ④ ⑦ ⑨ ⑩	代替パラメータ による推定	常用代替計器	常設	-	-	-
	-	-			-				
可搬型計測器 による計測	可搬型計測器	新設	① ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	-
	-	-			-				
代替電源（直流） からの給電	所内蓄電式直流電源設 備	既設 新設	① ⑥ ⑦	代替電源（直流） からの給電	直流給電車及び 可搬型代替交流電源設備	可搬	-	-	手順は「1.14 電源の確保に 関する手順 等」にて整備 する。
	可搬型直流電源設備	新設			-				
	-	-			-				
代替電源（交流） からの給電	常設代替交流電源設備	新設	① ⑥ ⑦	代替電源（交流） からの給電	第二代替交流電源設備	常設	-	-	
	可搬型代替交流電源設 備	新設			-				
	-	-			-				
パラメータ記録	安全パラメータ表示シ ステム（SPDS）（デー タ伝送装置，緊急時対 策支援システム伝送装 置，SPDS表示装置）	既設 新設	① ⑤ ⑦ ⑪	パラメータ 記録	プロセス計算機	常設	-	1名	自主対策とす る理由は本文 参照
	-	-			-				

重大事故等対処に必要なパラメータの選定

1. 選定の考え方

炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは、技術的能力に係る審査基準 1.1～1.15 のパラメータの判断基準、操作手順に係るパラメータ及び有効性評価の監視項目に係るパラメータより選定する。

選定した主要パラメータ（パラメータの分類：原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率、未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保、原子炉建屋内の水素濃度、原子炉格納容器内の酸素濃度、使用済燃料プールの監視）及び代替パラメータは、以下のとおり分類する（第1図参照）。

なお、監視対象パラメータについては添付資料 1.15.3 参照。

主要パラメータ

・重要監視パラメータ

主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を、少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。

・有効監視パラメータ

主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。

代替パラメータ

・重要代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を、少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。

・有効監視パラメータ

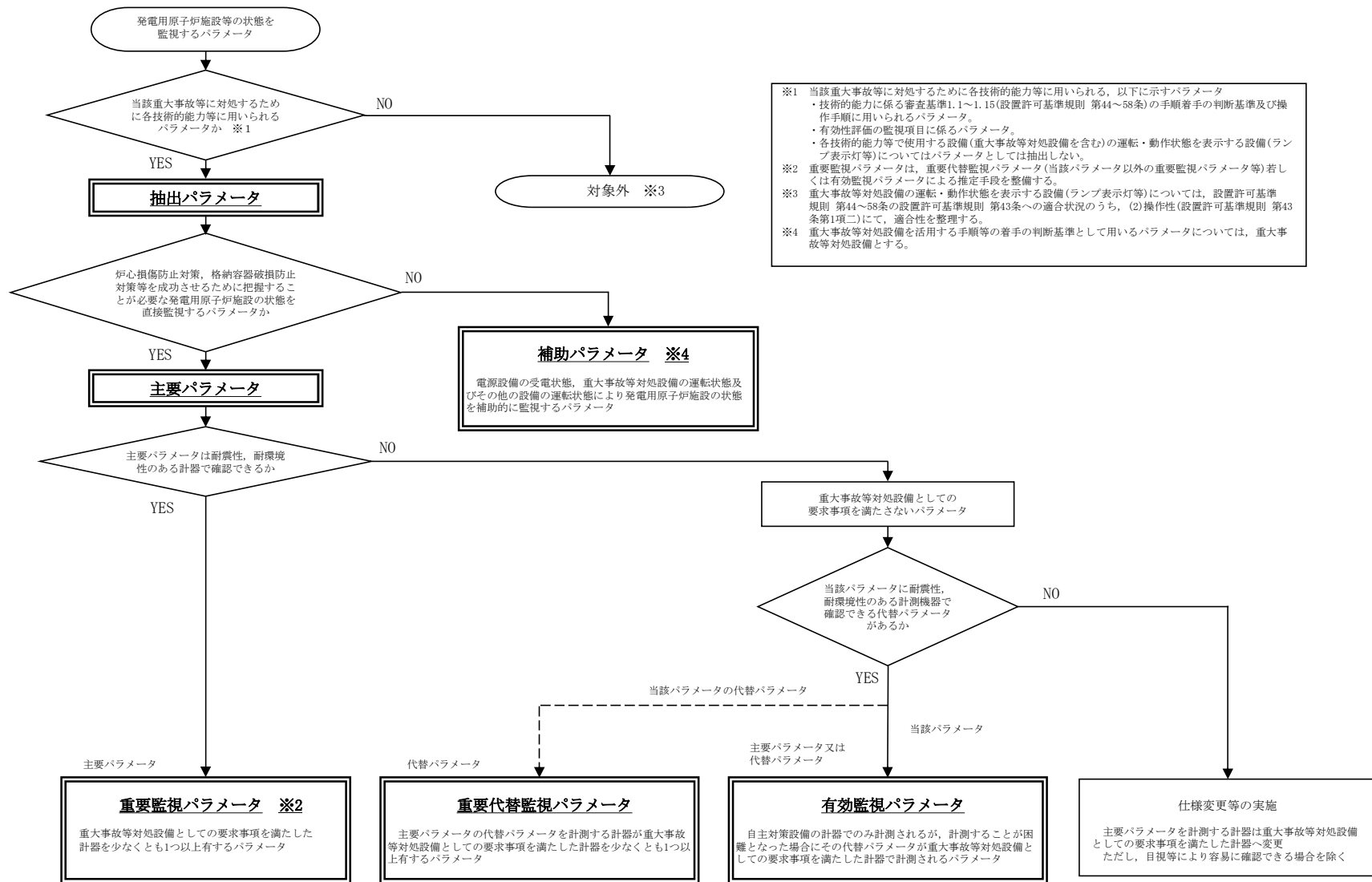
主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。

補助パラメータ

抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することは

できないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により、発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータをいう。

なお、主要パラメータが重大事故等対処設備の計器で計測できず、かつその代替パラメータも重大事故等対処設備の計器で計測できない場合は、重大事故等時に発電用原子炉施設の状態を把握するため、主要パラメータを計測する計器の1つを、重大事故等対処設備としての要求を満たした計器へ変更する。



第1図 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー

2. 選定の結果

重大事故等の対処に必要なパラメータとして、技術的能力に係る審査基準 1.1～1.15 のパラメータの判断基準，操作手順に係るパラメータ及び有効性評価の監視項目に係るパラメータの中から，炉心損傷及び格納容器破損防止のために必要となる監視パラメータを直接監視するパラメータを選定した。

選定結果を第 1 表に示す。

第 1 表 重大事故等の対処に必要なパラメータ (1/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 残留熱除去系熱交換器入口温度
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度
	原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA) 高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 格納容器内圧力 (S/C)
	原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 格納容器内圧力 (S/C)

* : [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 重大事故等の対処に必要なパラメータ (2/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系システム流量	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	原子炉隔離時冷却系システム流量	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	高圧炉心注水系システム流量	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	残留熱除去系システム流量	サブプレッション・チェンバ・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	復水貯蔵槽水位 (SA) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器下部水位
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)
	サブプレッション・チェンバ気体温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 格納容器内圧力 (S/C) [サブプレッション・チェンバ気体温度]*
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・チェンバ気体温度

* : [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 重大事故等の対処に必要なパラメータ (3/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	格納容器内圧力 (S/C) ドライウエル雰囲気温度 [格納容器内圧力 (D/W)]*
	格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内圧力 (D/W) サブプレッション・チェンバ気体温度 [格納容器内圧力 (S/C)]*
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) [サブプレッション・チェンバ・プール水位]*
	格納容器下部水位	主要パラメータの他チャンネル 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA)
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度 (SA)
	格納容器内水素濃度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	主要パラメータの他チャンネル [エリア放射線モニタ]*
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	主要パラメータの他チャンネル [エリア放射線モニタ]*
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	主要パラメータの他チャンネル 平均出力領域モニタ [制御棒操作監視系]*
	平均出力領域モニタ	主要パラメータの他チャンネル 起動領域モニタ [制御棒操作監視系]*
	[制御棒操作監視系]*	起動領域モニタ 平均出力領域モニタ

* : [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 重大事故等の対処に必要なパラメータ (4/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・チェンバ気体温度
		復水補給水系温度 (代替循環冷却)	サブプレッション・チェンバ・プール水温度
		復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度
		復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) 復水移送ポンプ吐出圧力 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッション・チェンバ・プール水位 サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ気体温度
		復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) 復水移送ポンプ吐出圧力 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器下部水位
	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	主要パラメータの他チャンネル
		フィルタ装置入口圧力	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)
		フィルタ装置出口放射線モニタ	主要パラメータの他チャンネル
		フィルタ装置水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度 (SA)
		フィルタ装置金属フィルタ差圧	主要パラメータの他チャンネル
		フィルタ装置スクラバ水 pH	フィルタ装置水位
	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	主要パラメータの他チャンネル
フィルタ装置水素濃度		格納容器内水素濃度 (SA)	
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉圧力容器温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器入口温度 原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	
	残留熱除去系系統流量	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	

* : [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 重大事故等の対処に必要なパラメータ (5/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA)
		原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度
	原子炉格納容器内の状態	ドライウエル雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内圧力 (D/W)
		格納容器内圧力 (D/W)	格納容器内圧力 (S/C) ドライウエル雰囲気温度 [格納容器内圧力 (D/W)]*
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) [エリア放射線モニタ]*
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) [エリア放射線モニタ]*

* : [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 重大事故等の対処に必要なパラメータ (6/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心注水系系統流量 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 復水移送ポンプ吐出圧力 [復水貯蔵槽水位]*
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 残留熱除去系系統流量 復水移送ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 [サブプレッション・チェンバ・プール水位]*
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置

* : [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 重大事故等の対処に必要なパラメータ (7/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)

* : [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

以 上

重大事故等対処に係る監視事項

1. はじめに

重大事故等時における運転員の対応操作においては、監視計器を用いてプラント状態を的確に把握する必要がある。また、対応操作の実施に当たって、監視計器を用いて適切な手順を選定し、適切なタイミングで対応操作を行うことが重要である。

重大事故等時に、運転員が確認する監視項目について、主要パラメータに加え主要パラメータが監視できない場合の代替パラメータ及び全交流動力電源が喪失した場合の影響も含めて取りまとめた。

2. 監視項目

技術的能力 1. 1～1. 15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータについて整理した。

- (1) 技術的能力 1. 1～1. 15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ【技術的能力における各手段の判断と確認】
- (2) 有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータ【判断及び確認】

目次

0. 重大事故等対処に係る監視事項についての説明資料

1. 技術的能力における各手段の判断と確認

- 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
- 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
- 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
- 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等
- 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
- 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
- 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
- 1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
- 1.14 電源の確保に関する手順等

2. 有効性評価の監視項目に係る判断と確認

(1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- 2.1 高圧・低圧注水機能喪失
- 2.2 高圧注水・減圧機能喪失
- 2.3 全交流動力電源喪失
 - 2.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)
 - 2.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗
 - 2.3.3 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失
 - 2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再開失敗
- 2.4 崩壊熱除去機能喪失
 - 2.4.1 取水機能が喪失した場合
 - 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合
- 2.5 原子炉停止機能喪失
- 2.6 LOCA 時注水機能喪失
- 2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

(2) 運転中の原子炉における重大事故

- 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
 - 3.1.1 代替循環冷却系を使用する場合
 - 3.1.2 代替循環冷却系を使用しない場合
- 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
- 3.4 水素燃焼
- 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

(3) 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

- 4.1 想定事故 1
- 4.2 想定事故 2

(4) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- 5.1 崩壊熱除去機能喪失
- 5.2 全交流動力電源喪失
- 5.3 原子炉冷却材の流出
- 5.4 反応度の誤投入

0. 重大事故等対処に係る監視事項についての説明資料

次項以降の「重大事故等対処に係る監視事項」についての解説を以下に示す。

- a. 「対応手段」欄は、事故処置中に確認する項目、対応手段を示す。
- b. 各技術的能力の「項目」欄については、抽出パラメータ又は抽出パラメータの代替パラメータにより判断あるいは確認する項目を示す。
- c. 「抽出パラメータを計測する計器」欄は、判断基準の確認で使用する必要なパラメータを計測する計器を示す。
- d. 「抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器」欄は、抽出パラメータが監視できない場合に監視するパラメータを計測する計器を示す。
- e. 「SBO 影響（直後）」欄は、全交流動力電源喪失発生直後は区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ、Ⅳの蓄電池が健全であるため、CRT を含めて監視可能な計器数を示す。
- f. 「SBO 影響（区分Ⅰ（区分Ⅱ）直流電源を延命した場合）」欄は、区分Ⅰ（区分Ⅱ）直流電源を延命した場合に監視可能な計器数を示す。
- g. 「パラメータ分類」欄は、抽出パラメータの分類を示し、その結果を①～③にて示す。
 - ①重要監視パラメータ
 - ②有効監視パラメータ
 - ③補助パラメータ
- h. 「補助パラメータ分類理由」欄は、補助パラメータの選定について、その理由を示す。
- i. 「評価 計器故障等」欄は、抽出パラメータが計器故障等で監視できない場合に、判断基準の確認を抽出パラメータの代替パラメータで推定できることを評価し、監視方法を示す。
- j. 「評価 SBO」欄は、全交流動力電源喪失の影響を考慮した場合に、判断基準の確認が可能なパラメータの監視方法を示す。
 - ・区分Ⅰ又は区分Ⅱ直流電源を延命した場合に監視可能な計器を評価し、監視方法について記載している。

表 1 重大事故等対処に係る監視事項（例）

a. 対応手段	b. 項目	分類	c. 抽出パラメータを計測する計器						d. 抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	e. SBO 影響			g. パラメータ 分類	h. 補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	e. SBO 影響			i. 計器故障等	j. SBO
					e. 直後	f. 区分 I 直流電源 を延命した場合	f. 区分 II 直流電源 を延命した場合					e. 直後	f. 区分 I 直流電源 を延命した場合	f. 区分 II 直流電源 を延命した場合		
	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系統流量	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系統流量 (知R A 系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系統流量 (知R B 系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系統流量	3	3	1	1		

※ 抽出パラメータを計測する計器の計器名称又は抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器の計器名称の灰色部は、計測されるパラメータが重要監視パラメータ又は重要代替監視パラメータであることを示す。

※ []は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価								
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO									
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合											
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)EOP「スクラム」(原子炉出力)																									
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	判断基準	スクラム発生の有無	スクラム警報 (6号炉)	1	1	0	0	-	-																
			スクラム警報 (7号炉)	1	1	0	1																		
		スクラム要素															原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化								
		プラント停止状態	全制御棒全挿入ラン (6号炉)	4	4	1	1	-	-																
			プラント停止状態 [制御棒操作監視系]	1	1	1	1	②	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより、未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認									
平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能													
原子炉出力	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認											
原子炉出力	[制御棒操作監視系]	1	1	1	1			[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能												
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ラン (6号炉)	4	4	1	1	-	-																
			全制御棒全挿入ラン (7号炉)	4	4	0	0																		
		スクラム要素															原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化								
		プラント停止状態	全制御棒全挿入ラン (6号炉)	4	4	1	1	-	-																
			プラント停止状態 [制御棒操作監視系]	1	1	1	1	②	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより、未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認									
平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認												
原子炉出力	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認											
原子炉出力	[制御棒操作監視系]	1	1	1	1			[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能												
代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入(手動)	操作	原子炉出力	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	-	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認									
			起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能										
		起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能											

重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順																		
(2) EOP「反応度制御」																		
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」	判断 基準	プラント 停止状態	全制御棒全挿入ラン (6号炉)	4	4	1	1	—	—	—								
			ブ (7号炉)	4	4	0	0	—	—	—								
原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制 (手動)	操作	RIP-ASD 受電遮断器開放状態	RIP-ASD 受電遮断器 (6号炉)	4	4	1	2	—	—	—								
			表示灯 (7号炉)	4	4	2	2	—	—	—								
		原子炉冷却材再循環ポンプ表示灯	原子炉冷却材再循環ポンプ (6号炉)	10	10	5	5	—	—	—								
			(7号炉)	10	10	0	5	—	—	—								
		原子炉出力	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	—	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	—	—	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能			
原子炉出力	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	—	[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
	[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	—	—	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能					
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」	判断 基準	プラント 停止状態	全制御棒全挿入ラン (6号炉)	4	4	1	1	—	—	—								
			ブ (7号炉)	4	4	0	0	—	—	—								
自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	操作	ADS及びSA-ADS起動阻止状態	ADS及びSA-ADS起動阻止状態表示灯	2	2	1	1	—	—	—								
			[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	②	—	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより、未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認		
			平均出力領域モニタ	4	4	1	1	—										

重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合					区分Ⅱ直流電源を延命した場合	直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			区分Ⅱ直流電源を延命した場合
事故時運転転換手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」 ほう酸水注入	未臨界の維持又は監視 操作	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能		
		起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能		
		ほう酸水注入系ポンプ出口圧力	1	0	0	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	
		ほう酸水注入系タンク液位	1	0	0	0	③	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉冷却材浄化系運転状態	原子炉冷却材浄化系隔離弁表示灯 (6号炉) (7号炉)	2 2	2 2	1 2	1 0	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	

重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合			区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転転操作手順書 (微候ベース) 「反応度制御」 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	原子炉出力	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能		
		起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能		
									[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能		
	原子炉隔離状態の有無	主蒸気隔離弁開閉表示灯	8	8	4	4	-	-	-							
	操作 (1/2)	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域)	4 3	4 3	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
原子炉圧力										3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
原子炉圧力(SA)										1	1	1	1			
格納容器内圧力(S/C)										1	1	1	1			
原子炉水位(広帯域)										3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
原子炉水位(SA)										1	1	1	1			
原子炉水位(燃料域)										2	2	1	1			
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0												
復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能											
復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1												
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0												
原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能											
原子炉圧力(SA)	1	1	1	1												
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1												

重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合			区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	操作 (2/2)	原子炉圧力容器への注水量	給水流量 (6号炉)	4	4	4	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	-							
			給水流量 (7号炉)	4	4	0	4										
			原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1								崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1										
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1										
			高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1										崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1										
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1										
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	0	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	-										
原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	1	1	1	0													
原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力	1	1	1	0													
原子炉隔離時冷却系タービン回転速度	1	1	1	0													
高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	2	0	1	①		-	-									

重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価				
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO				
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合			区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」 代替制御棒挿入機能に よる制御棒緊急挿入 (手動)	プラント 停止状態	全制御棒全挿入ラン プ [制御棒操作監視系]	全制御棒全挿入ラン プ (6号炉)	4	4	1	1	—	—	—						計器故障等	SBO		
			全制御棒全挿入ラン プ (7号炉)	4	4	0	0	—	—	—									
	原子炉出力	平均出力領域モニタ	[制御棒操作監視系]	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	—	起動領域モニタ	10	10	3	2			起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより、 未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パ ラメータにて確認
				平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	—	平均出力領域モニタ	10	10	3	2			起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替 監視可能	
				平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	—	[制御棒操作監視系]	1	1	1	1			制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未 臨界状態が推定可能	
				平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	—	[制御棒操作監視系]	1	1	1	1			制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未 臨界状態が推定可能	
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」 制御棒手動挿入	プラント 停止状態	スクラム弁開閉表示 全制御棒全挿入ラン プ [制御棒操作監視系]	スクラム弁開閉表示	205	205	0	0	—	—	—						計器故障等	SBO		
			全制御棒全挿入ラン プ (6号炉)	4	4	1	1	—	—	—									
	原子炉出力	平均出力領域モニタ	[制御棒操作監視系]	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	—	起動領域モニタ	10	10	3	2			起動領域モニタ又は平均出力領域モニタにより、 未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パ ラメータにて確認
				平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	—	平均出力領域モニタ	10	10	3	2			起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替 監視可能	
				平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	—	[制御棒操作監視系]	1	1	1	1			制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未 臨界状態が推定可能	
				平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	—	[制御棒操作監視系]	1	1	1	1			制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未 臨界状態が推定可能	

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水																		
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等	電源	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-									
			原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
					3	3	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
					2	2	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1			
							1	1	1	0		復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1			1
							1	1	1	0		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			0
							2	2	0	1		高圧炉心注水系系統流量	2	2	0			1
							3	3	1	1		残留熱除去系系統流量	3	3	1			1
							3	3	1	1		原子炉圧力	3	3	1			1
							1	1	1	1		原子炉圧力(SA)	1	1	1			1
							1	1	1	1		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1			1
							3	3	1	1		原子炉圧力	3	3	1			1
							1	1	1	1		原子炉圧力(SA)	1	1	1			1
							1	1	1	1		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1			1
			水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認		
					1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1			
							1	1	1	1		復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1		1	
							1	1	1	0		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		0	
							2	2	0	1		高圧炉心注水系系統流量	2	2	0		1	
		1			1	1	1		復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1					
		3			3	1	1		原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1					
		2			2	1	1		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1					
		1			1	1	1		原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
		1			1	1	1		復水貯蔵槽水位	1	1	1	1					
		3			3	3	3		復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3					
		注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能																
		復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能																

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
事故時運転転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等	原子炉圧力容器内の水位	操作 (1/2)	[原子炉水位(広帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 1	① ① ①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能									
			原子炉圧力(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能									
			原子炉圧力(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能									
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能									
			原子炉圧力(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能									
			原子炉圧力(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能									
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能									

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合			区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等	原子炉圧 力容器へ の注水量	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代 替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			3	3	1	1	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より 代替監視可能				
操作 (2) (2)	水源の確 保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	0	0	①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転してい る系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可 能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
			1	1	1	1	復水補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流量)	1	1	1	1					
			1	1	1	1	復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量)	1	1	1	1					
			1	1	1	0	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0					
			2	2	0	1	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1					
			1	1	1	1	復水補給水系流量 (格納容器下 部注水流量)	1	1	1	1					
			3	3	1	1	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1					
			2	2	1	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1					
			1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1					
			1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1					
3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水 位の代替監視可能							

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転転換手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「HPAC 現場起動」	電源	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-							
			[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 1	① ① ①	- - -	原子炉水位(SA) 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流 量) 復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流 量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 格納容器内圧力(S/C)	1 1 1 1 1 2 3 3 1 1 1 1	1 1 1 1 1 0 1 1	1 1 1 1 1	1 1 1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	- -	原子炉水位(燃料域) 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流 量) 復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流 量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 格納容器内圧力(S/C)	3 2 1 1 1 2 3 3 1 1 1	3 2 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1 1	1 1	0 1	0 1	① ①	- -	高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流 量) 復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流 量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 復水補給水系流量(格納容器下部注水流 量) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA) 復水移送ポンプ吐出圧力	1 1 1 1 2 1 3 2 1 1 3	1 1 1 1 0 1 1	1 1 1	1 1 1 1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能 復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価				
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合			区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転転換手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「HPAC 現場起動」	操作	原子炉圧力容器内の水位	可搬式原子炉水位計	1	1	1	1	③	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ									
			原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	1	1	1	0	③										
			高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	1	③										
			高圧代替注水系タービン入口圧力	1	1	1	1	③	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ									
			高圧代替注水系タービン排気圧力	1	1	1	1	③										
			高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	1	1	1	1	③										

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合					区分Ⅱ直流電源を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合	
1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順																	
(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水																	
事故時運転操作手順書 (復旧ベース) 「水位確保」等	電源		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ								
			直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧	1	1	1	1	③									
AM 設備別操作手順書 「RCIC 現場起動」	原子炉圧力容器内の水位	判断基準	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③									
多様なハザード対応手順 「RCIC 現場起動 (排水処理)」			[原子炉水位 (狭帯域)] 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 1	① ① ①	- - -								
			原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	- -								
			原子炉水位 (燃料域)														
			原子炉水位 (広帯域)														
			原子炉水位 (狭帯域)														
			原子炉圧力														
			原子炉圧力 (SA)														
			格納容器内圧力 (S/C)														
			原子炉水位 (燃料域)														
			原子炉水位 (広帯域)														
			原子炉水位 (SA)														
			高圧代替注水系系統流量														
			復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流)														
			復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流)														
			原子炉隔離時冷却系系統流量														
			高圧炉心注水系系統流量														
			残留熱除去系系統流量														
			原子炉圧力														
			原子炉圧力 (SA)														
			格納容器内圧力 (S/C)														
			高圧代替注水系系統流量														
			復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流)														
			復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流)														
			原子炉隔離時冷却系系統流量														
			高圧炉心注水系系統流量														
			復水補給水系流量 (格納容器下部注水流)														
			原子炉水位 (広帯域)														
			原子炉水位 (燃料域)														
			原子炉水位 (SA)														
			復水移送ポンプ吐出圧力														

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合					区分Ⅱ直流電源を延命した場合	直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合			区分Ⅱ直流電源を延命した場合
事故時運転転作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RCIC 現場起動」 多様なハザード対応手順 「RCIC 現場起動 (排水処理)」	操作 補機監視機能	原子炉圧力容器内の水位	可搬式原子炉水位計	1	1	1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	-						
			可搬型回転計	1	1	1	1	③		-						
			原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	1	1	1	0	③		-						
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力	1	1	1	0	③		-						

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順																	
(1) 重大事故等の進展抑制																	
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を									
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ									
AM 設備別操作手順書 「SLC ボンプによる原子炉注水」	電源	P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を									
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ									
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態									
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	を確認するパラメータ									
判断基準	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	0	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
										高圧炉心注水系統流量	2	2	0			1	
										残留熱除去系系統流量	3	3	1			1	
										原子炉圧力	3	3	1			1	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1			1	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1			1	
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1			1	
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1			1	
										高圧代替注水系統流量	1	1	1			1	
										復水補給水系統流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1			1	
										復水補給水系統流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1			1	
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			0	
										高圧炉心注水系統流量	2	2	0			1	
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1					
								原子炉圧力	3	3	1	1					
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	1					
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1					
水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)		1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能			
			1	1	1	1	①	—	復水補給水系統流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1				
										復水補給水系統流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1		1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		0		
										高圧炉心注水系統流量	2	2	0		1		
										復水補給水系統流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1		1		
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1		1		
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1		1		
										原子炉水位(SA)	1	1	1		1		
										原子炉水位(SA)	1	1	1		1		
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能				
													復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能				
								ろ過水タンク水位					「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	
								純水タンク水位					「緊急時対策本部」に確認	③	—	—	

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「CRD による原子炉注水」	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	-								
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-								
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-								
	原子炉圧力容器内の水位	判断基準	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1			
											復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
											残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
原子炉水位(SA)	判断基準		1	1	1	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			1	1	1	1	①	-	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1			
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1			
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
										原子炉圧力	3	3	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1					
補機監視機能		原子炉補機冷却水系系統流量(A系のみ)	1	1	1	0	①	-	-								
水源の確保	判断基準	[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1				
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1			
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
										復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1			
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3		復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等	原子炉圧力 容器への注水量	制御棒駆動系系統流量	1	1	0	0	③	制御棒駆動系の運転状態 を確認するパラメータ	-							
			補機監視 機能	制御棒駆動系充てん (6号炉) 水ライン圧力 (7号炉)	4 1	4 1	1 1	1 0	③	制御棒駆動系の運転状態 を確認するパラメータ	-					
AM 設備別操作手順書 「CRD による原子炉注 水」	操作 (2/2)	水源の確保 [復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している 系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可 能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
								復水補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流量)	1	1	1	1				
									復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量)	1	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
									復水補給水系流量 (格納容器下 部注水流量)	1	1	1	1			
									原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
									原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
									復水移送ポンプ吐出圧力	1	1	1	1			
								3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位 が確保されていることを監視可能				

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合			区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「HPCF 緊急注水」	原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心注水系統流量 (B 系のみ)	1	1	0	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認	
			原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	—				
	補機監視機能	高圧炉心注水ポンプ吐出圧力 (B 系のみ)	1	1	0	1	①	—	—							
	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1			
									復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0			
									高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1			
									復水補給水系統流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1			
原子炉水位 (広帯域)									3	3	1	1				
原子炉水位 (燃料域)									2	2	1	1				
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能											
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1												
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能											

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合					区分Ⅱ直流電源を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合	
1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水																	
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等	電源	原子炉圧力容器内の水位	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-							
			[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	-	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1			
											復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1			1
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			0
											高压炉心注水系系統流量	2	2	0			1
											残留熱除去系系統流量	3	3	1			1
											原子炉圧力	3	3	1			1
											原子炉圧力(SA)	1	1	1			1
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1			1

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準 (2/2)	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	0	0	①	-	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				1	1	1	1	①		1	1	1	1			
				1	1	0	0	①		1	1	1	1			
				1	1	1	1	①		1	1	1	1			
				1	1	1	1	①		1	1	1	1			
				1	1	1	1	①		1	1	1	1			
				1	1	1	1	①		1	1	1	1			
				1	1	1	1	①		1	1	1	1			
				1	1	1	1	①		1	1	1	1			
			サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能		
				1	1	1	1	①		1	1	1	1			
				1	1	1	1	①		1	1	1	1			
				1	1	1	1	①		1	1	1	1			
				1	1	1	1	①		1	1	1	1			
				1	1	1	1	①		1	1	1	1			
				1	1	1	1	①		1	1	1	1			
				1	1	1	1	①		1	1	1	1			
				1	1	1	1	①		1	1	1	1			
サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	1	1	1	1	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能					
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水量よりサブプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能					
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバを水源とする系統のポンプ吐出圧力により、サブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを監視可能					
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバを水源とする系統のポンプ吐出圧力により、サブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを監視可能					
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバを水源とする系統のポンプ吐出圧力により、サブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを監視可能					
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						
	1	1	1	1	①		1	1	1	1						

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等	原子炉圧力 容器内の 水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
			3	3	1	1	①	—	高圧代替注水系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能				
			2	2	1	1	①	—	復水補給水系統流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1					
										復水補給水系統流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1			1		
										原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1			0		
										高圧炉心注水系統流量	2	2	0			1		
										残留熱除去系統流量	3	3	1			1		
										原子炉圧力	3	3	1			1		
										原子炉圧力(SA)	1	1	1			1		
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1			1		
																	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
																直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
												原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能						
												原子炉圧力	3	3	1	1		
												原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		
												格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
														直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
														原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能				
														直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
														原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能				
														サブプレッション・チェンバ温度	3	3	3	3
														サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1
														復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1
														原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1
														原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1
														原子炉水位(SA)	1	1	1	1
														原子炉水位(SA)	1	1	1	1

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等	補機監視 機能		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	0	③	原子炉隔離時冷却系の運 転状態を確認するパラメ ータ	-							
			原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	1	1	1	0	③		-							
			原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力	1	1	1	0	③		-							
			原子炉隔離時冷却系タービン回転速度	1	1	1	0	③		-							
	水源の確保	操作 (2/2)		[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	①	-	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	
				復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①		復水補給水系流量(RHR A系代替注水流)	1	1	1	1		
											復水補給水系流量(RHR B系代替注水流)	1	1	1	1		
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
											高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
											復水補給水系流量(格納容器下部注水流)	1	1	1	1		
											原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
											原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
											原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
											原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
											復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3		
															復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能		
サブプレッション・チェンバ・プール水位				1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流)	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水量よりサブプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流)	1	1	1	1			
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3			
										残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1			
										[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1			

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (2) 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水																	
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等	電源	M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を 確認するパラメータ									
		M/C E 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ									
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を 確認するパラメータ									
		P/C E-1 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ									
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態 を確認するパラメータ									
		直流 125V 主母線盤 C 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ									
	判断基準 (1/2)	原子炉圧 力容器内 の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測すること ができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と 崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR A 系代 替注水流量)	1	1	1	1			
										復水補給水系流量(RHR B 系代 替注水流量)	1	1	1	1			
										原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0			
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力 (S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可 能		
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測すること ができ、監視可能		
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と 崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
								復水補給水系流量(RHR A 系代 替注水流量)	1	1	1	1					
								復水補給水系流量(RHR B 系代 替注水流量)	1	1	1	1					
								原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0					
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1					
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1					
								原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力 (S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可 能				
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	1					
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1					

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準 (2/2)	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)	1 1	1 1	0 1	0 1	① ①	— —	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1		
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
										原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能								
			復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水量よりサブプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能								
			復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1									
			残留熱除去系系統流量	3	3	1	1									
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3									
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1									
			[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1		監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により代替監視可能							

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合					区分Ⅱ直流電源を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合
事故時運転転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			3	3	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
			2	2	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1			
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1			1
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			0
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0			1
										残留熱除去系系統流量	3	3	1			1
										原子炉圧力	3	3	1			1
										原子炉圧力(SA)	1	1	1			1
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1			1
操作 (1/2)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	2	2	0	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
									残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
		原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	—	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
									原子炉圧力	3	3	1	1			
									原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			
原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバール水温度	3	3	3	3	①	—	原子炉圧力	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能			
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1				
原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
補機監視機能	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	2	0	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内圧力が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1				

重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等	操作 (2/2)	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)	1 1	1 1	0 1	0 1	① ①	— —	高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 復水移送ポンプ吐出圧力	1 1 1 1 2 1 3 2 1 3	1 1 1 1 2 1 3 2 1 3	1 1 1 1 0 1 1 1 3	1 1 1 1 1 1 1 1 3	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能 復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 残留熱除去系系統流量 復水移送ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 [サブプレッション・チェンバ・プール水位]	1 1 3 3 3 2	1 1 3 3 1 2	1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1	サプレッション・チェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水量よりサブプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能 サプレッション・チェンバを水源とする系統のポンプ吐出圧力により、サブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを監視可能 監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合	
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順																	
(1) 代替減圧																	
事故時運転転換手順書 (敷設ベース) 「減圧冷却」	判断基準	補機監視機能	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	2	0	1	①	-								
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	0	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	-							
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	①	-	-							
			(6号炉)	1	1	1	0										
			RFP 吐出ヘッド圧力 (7号炉)	1	1	0	1	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	-							
			(6号炉)	1	1	1	0										
復水器器内圧力 (7号炉)	1	1	0	1	③		-										

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価						
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO							
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「減圧冷却」	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
			原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力 (広帯域) 原子炉圧力 (燃料域) 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力容器温度	3 2 1 1	3 2 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	原子炉圧力から原子炉圧力容器内に飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能						
		原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位 (狭帯域)] 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	4	4	1	1	①	—	原子炉圧力	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
				3	3	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能						
				2	2	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系統流量 残留熱除去系系統流量	1 2 3	1 2 3	1 0 1	0 1 1							
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		監視事項は主要パラメータにて確認				
				1	1	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA) 格納容器内圧力 (S/C)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能						
				サプレッション・チェンバ・ブル水位	1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高圧代替注水系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	3 2 1 1	3 2 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
					サプレッション・チェンバ・ブル水温度	3	3	3	3	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系統流量 残留熱除去系系統流量	1 2 3	1 2 3	1 0 1			0 1 1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
						サプレッション・チェンバ・ブル水位	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 格納容器内圧力 (S/C)	3 1 1	3 1 1			1 1 1	1 1 1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
							サプレッション・チェンバ・ブル水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA)	1 1			1 1	1 1	1 1	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の注水量により代替監視可能 水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により代替監視可能
								1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) [サプレッション・チェンバ・ブル水位]	1 1 2			1 1 2	1 1 1	1 1 1	格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧により代替監視可能 監視可能であればサプレッション・チェンバ・ブル水位 (常用計器) により代替監視可能
補機監視機能	復水器内圧力 (6号炉) 復水器内圧力 (7号炉)	1 1	1 1	1 0	0 1	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	監視事項は主要パラメータにて確認								

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「急速減圧」	判断基準	補機監視機能	高压炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	2	0	1	①	—	—					
			残留熟除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	①	—	—					
			RFP 吐出ヘッド (6号炉)	1	1	1	0	③	給復水系の動作状態を確認するパラメータ	—					
			圧力 (7号炉)	1	1	0	1			—					
			復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ	—					
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	①	—	—					
			ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—					
			復水器器内圧力 (6号炉)	1	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—					
圧力 (7号炉)	1	1	0	1	—										

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「急速減圧」	原子炉圧力 容器内の 圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内に飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能									
		原子炉圧力容器温度	2	2	2	2										
		原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1										
	原子炉圧力 容器内の 水位	[原子炉水位 (狭帯域)] 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	4	4	1	1	①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
									原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熟除去に必要な水量より代替監視可能														
		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0										
		高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1										
残留熟除去系系統流量	3	3	1	1												
原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能											
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1												
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1												
原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1				
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熟除去に必要な水量より代替監視可能															
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0											
	高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1											
残留熟除去系系統流量	3	3	1	1												
原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能											
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1												
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1												
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1				
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
								高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1				
原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ・プール温度	3	3	3	3	①	-	残留熟除去系系統流量	3	3	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								原子炉圧力	3	3	1	1				
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1				
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1				
補機監視機能	復水器器内圧力 (6号炉) (7号炉)	1	1	1	0	③	給復水系の動作状態を確認するパラメータ	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	監視可能であればサプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1				
								サプレッション・チェンバ・プール水位	2	2	1	1	サプレッション・チェンバ・プール温度の温度変化により代替監視可能			
								サプレッション・チェンバ・プール温度	1	1	1	1				

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」	補機監視 機能	補機監視 機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—	
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	①	—	—	—	—	—	—	—	
			ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
				3	3	3	3	①	—	—	—	—	—	—		
				「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
				2	2	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
				1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
3				3	3	3	①	—	—	—	—	—	—	—		
「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—					
2				2	1	1	①	—	原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
1				1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
3	3	3	3	①	—	—	—	—	—	—	—					
「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—					
1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
1	1	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—					
2	2	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—					
3	3	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—					
1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能					
1	1	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—					
2	2	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—					
3	3	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—					
3	3	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能					
1	1	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—					
1	1	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能					
1	1	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—					
3	3	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—					
1	1	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能					
1	1	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—					
3	3	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—					
1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能					

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」	操作	原子炉圧力 容器内の 圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉圧力から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
		原子炉圧力 容器内の 水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				3	3	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
				2	2	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
				4	4	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
			3	3	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
			2	2	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
			1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
			1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
			1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
			1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エアラ放射線モニタ]	2	0	0	0	エアラ放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エアラ放射線モニタ]	2	0	0	0	エアラ放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉圧力 容器内の 温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		原子炉圧力から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能
				原子炉圧力 (燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		原子炉圧力から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能
				原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		原子炉圧力から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能
				残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1		残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価					
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO						
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合				
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧																				
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「AM 用切替装置又は バッテリーによる SRV 開放」	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③												
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態 を確認するパラメータ											
			直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧	1	1	1	1	③												
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	2	2	1	1	③	主蒸気速がし安全弁の運転状態を確認するパラメータ											
			高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ出口圧力	2	2	2	2	③												
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—											
			復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ											
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	①	—											
					「緊急時対策本部」に確認			③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ											
		原子炉圧力容器内の圧力	操作	原子炉圧力	原子炉圧力 (SA)	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
原子炉水位 (広帯域)	3				3	1	1			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能					
原子炉水位 (燃料域)	2				2	1	1			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1						
原子炉水位 (SA)	1				1	1	1			原子炉圧力容器温度	2	2	2	2						
原子炉圧力	3				3	1	1			原子炉圧力 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
原子炉水位 (広帯域)	3			3	1	1			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能						
原子炉水位 (燃料域)	2			2	1	1			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1							
原子炉圧力 (可搬計測器)	1	1	1	1	—	—	原子炉圧力 (現場計器)	1	1	1	1									
原子炉圧力 (現場計器)	1	1	1	1	—	—														
補機監視機能	操作	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	2	2	1	1	③	主蒸気速がし安全弁の運転状態を確認するパラメータ												
		高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ出口圧力	2	2	2	2	③													

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価						
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO							
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合					
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「AM 用切替装置又は バッテリーによる SRV 開放」	判断 基準	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③													
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③													
			直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧	1	1	1	1	③													
		補機監視 機能	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口 圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃がし安全弁の運 転状態を確認するパラメ ータ												
			高圧窒素ガス供給系 窒素ガ スポンベ出口圧力	2	2	2	2	③													
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—												
			復水移送ポンプ吐出ヘッド圧 力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を 確認するパラメータ												
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	①	—												
			ディーゼル駆動消火ポンプ吐 出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポン プの運転状態を確認する パラメータ												
	操作	原子炉圧 力容器内 の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認					
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあ ると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧 力容器温度より代替監視可能						
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1							
											原子炉水位 (SA)	1	1	1	1						
											原子炉水位 (SA)	1	1	1	1						
											原子炉圧力容器温度	2	2	2	2						
		原子炉圧 力容器内 の圧力	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測すること ができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認					
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあ ると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧 力容器温度より代替監視可能						
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1							
											原子炉水位 (SA)	1	1	1	1						
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1									
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2									
補機監視 機能	高圧窒素ガス供給系 ADS 入 口圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃がし安全弁の運 転状態を確認するパラメ ータ														
	高圧窒素ガス供給系 窒素ガ スポンベ出口圧力	2	2	2	2	③															

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価					
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO						
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合				
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「代替 SRV 駆動装置による SRV 開放」	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③												
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③												
			直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧	1	1	1	1	③												
		補機監視機能	SRV 緊急時強制操作室素ガスボンベ出口圧力	2	2	2	1	③	主蒸気逃がし安全弁の運転状態を確認するパラメータ											
			SRV 緊急時強制操作室素ガス圧力	2	2	2	1	③												
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—											
			復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ											
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	①	—											
			ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認					③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ										
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能					
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1						
										原子炉水位 (SA)	1	1	1	1						
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1						
										原子炉圧力容器温度	2	2	2	2						
									原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
									原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能						
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1							
									原子炉水位 (SA)	1	1	1	1							
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1									
							原子炉圧力容器温度	2	2	2	2									
補機監視機能	SRV 緊急時強制操作室素ガスボンベ出口圧力	2	2	2	2	③	主蒸気逃がし安全弁の運転状態を確認するパラメータ													
	SRV 緊急時強制操作室素ガス圧力	2	2	2	2	③														

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順																
(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧																
事故時運転転換手順書 (徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「SRV 駆動源確保」	判断 基準	補機監視 機能	高圧窒素ガス供給系 ドライ ウェル入口圧力低警報	1	1	1	1	—	—					—		
			高圧窒素ガス供給系 窒素ガ スポンベ出口圧力低警報	2	2	2	2	—	—					—		
	操作	補機監視 機能	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口 圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃がし安全弁の運 転状態を確認するパラメ ータ					—		
			高圧窒素ガス供給系 窒素ガ スポンベ出口圧力	2	2	2	2	③						—		

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順																
事故時運転操作手順書 (敬候ベース) 「原子炉建屋制御」等 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」	判断基準	格納容器 バイパス の監視	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力(広帯域)							原子炉圧力(燃料域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力(燃料域)							原子炉水位(SA)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力(燃料域)							原子炉圧力容器温度	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
			原子炉圧力(燃料域)							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能	
			原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能	
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を、監視可能	
原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	—	[エア放射線モニタ]	25	0	0	0	エア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	2	0	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を、監視可能				
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	0	③	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
RHR ポンプ室雰囲気温度	3	3	1	0	③	当該系統の漏えいを確認するパラメータ	[エア放射線モニタ]	25	0	0	0	エア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を、監視可能				
RCIC ポンプ室雰囲気温度	1	1	1	0	③	—										
RCIC 機器室雰囲気温度	1	1	1	0	③	—										
[エア放射線モニタ]	25	0	0	0	②	—										
補機監視機能							ドライウェルサンプ水位	2	0	0	0	③	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ			
漏えい関連警報							RHR ポンプ室床漏えい	3	3	0	0	—				
							HPCF ポンプ室床漏えい	2	2	0	0	—				
							RCIC ポンプ室床漏えい	1	1	0	0	—				
							RCIC 蒸気管圧力低	1	1	1	0	—				
							RCIC 蒸気管流量大	1	1	1	0	—				
							CW 差流量大	1	1	1	0	—				

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「原子炉建屋制御」等			[原子炉水位(狹帯域)]	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」	格納容器 バイパス の監視	操作 (1/2)	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	2	0	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	0	③	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
RHR ポンプ室雰囲気温度	3	3	1	0	③	当該系統の漏えいを確認するパラメータ	[エリア放射線モニタ]	25	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
RCIC ポンプ室雰囲気温度	1	1	1	0	③	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
RCIC 機器室雰囲気温度	1	1	1	0	③	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
[エリア放射線モニタ]	25	0	0	0	②	—	[エリア放射線モニタ]	25	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
プロセス放射線モニタ	4	4	1	1	③	原子炉建屋の放射線線量率を確認するパラメータ	[エリア放射線モニタ]	25	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇により格納容器バイパスの発生を、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
原子炉圧力容器への注水量			残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
補機監視機能			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	2	0	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価					
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO						
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「原子炉建屋制御」等 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」	水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水量よりサブプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
			1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1			サブプレッション・チェンバを水源とする系統のポンプ吐出圧力により、サブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを監視可能				
操作 (2/2)	最終ヒートシンクの確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	-	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	サブプレッション・チェンバを水源とする系統のポンプ吐出圧力により、サブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
			1	1	1	1	①	-	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	3	3			サブプレッション・チェンバを水源とする系統のポンプ吐出圧力により、サブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを監視可能				
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
				1	1	1	1	①	-	残留熱除去系系統流量	1	1	1	1			復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能			
				1	1	0	0	①	-	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
				1	1	1	1	①	-	原子炉心注水系系統流量	2	2	0	1			復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能			
				3	3	1	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位(燃料域)	原子炉水位(SA)		1	1	1
				2	2	1	1	①	-	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			原子炉水位(SA)			
				3	3	3	3	①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
				1	1	1	1	①	-	復水移送ポンプ吐出圧力	1	1	1	1			サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
				3	3	3	3	①	-	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	除熟先の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
				3	3	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3			残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換量評価より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
				3	3	1	1	①	-	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	原子炉補機冷却水系の流量が確保されていることにより、最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
				3	3	1	1	①	-	残留熱除去系熱交換器出口温度	3	3	1	1			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	1	1	1
				3	3	1	1	①	-	原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3				
				3	3	1	1	①	-	原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1
				3	3	1	1	①	-	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	3	3	1	1	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3				
				3	3	1	1	①	-	原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	3	3	1	1			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1
				3	3	1	1	①	-	原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	3	3	1	1	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3				
				6	6	2	2	③	-	原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認するパラメータ	6	6	2	2			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1
6	6	2	2	③	-	原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認するパラメータ	6	6	2	2	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1					
1	1	1	0	③	-	給復水系の動作状態を確認するパラメータ	1	1	1	0						残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1
1	1	0	1	③	-	給復水系の動作状態を確認するパラメータ	1	1	0	1	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1					

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水																
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「MLWC による原子炉 注水」	原子炉圧 力容器内 の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測すること ができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			3	3	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量(RHR A 系代 替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と 崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
2	2	1	1	①	—	—	復水補給水系流量(RHR B 系代 替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と 崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能				
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1				
								原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力 (S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可 能			
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	1				
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1				
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測すること ができ、監視可能			
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と 崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
								復水補給水系流量(RHR A 系代 替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と 崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
								復水補給水系流量(RHR B 系代 替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と 崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1				
								原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力 (S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可 能			
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	1				
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1				
	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を 確認するパラメータ					—			
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③	—					—			
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を 確認するパラメータ					—			
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	—					—			
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態 を確認するパラメータ					—			
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	—					—			
	水源の確 保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転してい る系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可 能 監視事項は主要パ ラメータにて確認		
			1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR A 系代 替注水流量)	1	1	1	1			
									復水補給水系流量(RHR B 系代 替注水流量)	1	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
									復水補給水系流量(格納容器下 部注水流量)	1	1	1	1			
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水 位の代替監視可能 復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位 が確保されていることを監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉 注水」	原子炉圧 力容器内 の水位	[原子炉水位(狹帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
2	2	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0						
								高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1				
								残留熱除去系統流量	3	3	1	1				
								原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能			
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	1				
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1				
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
								高圧代替注水系統流量	1	1	1	1				
								復水補給水系統流量(RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1				
								復水補給水系統流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1				
								原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0				
								高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1				
								残留熱除去系統流量	3	3	1	1				
								原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能			
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	1				
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1				
	原子炉圧 力容器内 の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1		1	
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2				
								原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2				

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉注水」	原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—		
		復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能		
			原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—		
	補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ	—				—	—		
		復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	①	—	—				—	—		
	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)	復水貯蔵槽水位	1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1		
			復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	—	—	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1		
			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	—	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
高圧炉心注水系系統流量			2	2	0	1	—	—	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)			1	1	1	1	—	—	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1			
原子炉水位 (広帯域)			3	3	1	1	—	—	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			
原子炉水位 (燃料域)			2	2	1	1	—	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	—	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1					
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	—	—	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能				

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (原子炉注水)」	原子炉圧力容器内の水位	判断基準	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能					
原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能					
M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
M/C D 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—
P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1 1	1 1	0 1	0 1	① ①	— —	— —	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	—	復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	—				
復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	—	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	—				
復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	—				
復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	—	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	—				
復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	—	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	—				
復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	—	復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1	—				
防火水槽			「緊急時対策本部」に確認			③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能	—		
淡水貯水池			「緊急時対策本部」に確認			③	—	—	—	—	—	—	—	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	—		

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書 (教候ベース)等 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (原子炉注水)」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狹帯域)]	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1			
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
				1	1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
											残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
											原子炉圧力	3	3	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
											原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
											原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
											原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1					
								復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能				
								復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1					
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能				
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1					
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
								原子炉圧力	3	3	1	1					
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1					
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1					
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能				
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
								原子炉圧力	3	3	1	1					
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1					
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能				
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能				
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1					
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能				
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1					
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能				
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能				
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1					
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能				
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
								可搬型代替注水ポンプの運転状態を確認するパラメータ					—				
								「緊急時対策本部」に確認	③				—				
								「緊急時対策本部」に確認	③				—				
								「緊急時対策本部」に確認	③				—				

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原 子炉注水」	原子炉圧 力容器内 の水位	判断基準	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	復水補給水系系統流量(RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系系統流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能	
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	監視可能	
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										復水補給水系系統流量(RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										復水補給水系系統流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	監視可能	
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	
										復水補給水系系統流量(RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										復水補給水系系統流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の代替監視可能	
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	監視可能	
										復水補給水系系統流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1	監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1	監視可能	
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										ろ過水タンク水位					「緊急時対策本部」に確認	
															代替水源の確保状態を確認するパラメータ	

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」	原子炉圧力容器への注水量	操作 (2/2)	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能				
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能				
	補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	-							
			「緊急時対策本部」に確認				③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	-							
水源の確保	ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	-								

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧																
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉 注水」 「RHR(B)による原子炉 注水」	原子炉圧 力容器内 の水位	[原子炉水位(広帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	0	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉 注水」 「RHR(B)による原子炉 注水」	原子炉圧 力容器内 の水位	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	0	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
補機監視 機能	電源	原子炉補機冷却水系系統流量(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	格納容器内圧力(S/C)		
補機監視 機能	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	監視事項は主要パラメータにて確認	
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
補機監視 機能	電源	P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	監視事項は主要パラメータにて確認	
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
補機監視 機能	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	監視事項は主要パラメータにて確認	
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
水源の確保	水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水量よりサブプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			—	—	—	—	—	—	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	サブプレッション・チェンバを水源とする系統のポンプ吐出圧力により、サブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを監視可能		
水源の確保	水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位	—	—	—	—	—	—	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			—	—	—	—	—	—	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能		
水源の確保	水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位	—	—	—	—	—	—	[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価										
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO											
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合									
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉 注水」 「RHR(B)による原子炉 注水」	操作 (1/2)	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狹帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 1	① ① ①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認									
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	1		1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	1		1	1	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0											
										高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1											
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1											
										原子炉圧力	3	3	1	1											
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	1											
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1											
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1											
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1											
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1											
		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0																			
		高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1																			
		残留熱除去系系統流量	3	3	1	1																			
		原子炉圧力	3	3	1	1																			
		原子炉圧力(SA)	1	1	1	1																			
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1																			
		原子炉圧力(SA)	1	1	1	1																			
		原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1																			
		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1																			
		原子炉水位(SA)	1	1	1	1																			
		原子炉圧力容器温度	2	2	2	2																			
		原子炉圧力	3	3	1	1																			
原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1																					
原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1																					
原子炉水位(SA)	1	1	1	1																					
原子炉圧力容器温度	2	2	2	2																					

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉注水」 補機監視 「RHR(B)による原子炉注水」	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 (A, B系のみ)	2	2	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より代替監視可能 崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			2	2	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
			2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (A, B系のみ)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	—		
			1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1			
			1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1			
水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	サブプレッション・チェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水量よりサブプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能 サブプレッション・チェンバを水源とする系統のポンプ吐出圧力により、サブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを監視可能 監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			3	3	3	3	①	—	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3			
			3	3	1	1	①	—	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1			
			2	2	1	1	①	—	[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1			

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水																
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「MLWC による原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 1	① ① ①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1												
復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1												
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0												
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1												
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1												
原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能											
原子炉圧力(SA)	1	1	1	1												
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1												
原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能											
原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1												
高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1												
復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能											
復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1												
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0												
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1												
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1												
原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能											
原子炉圧力(SA)	1	1	1	1												
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1												
原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能											
原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1												
原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内に飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能											
原子炉水位(SA)	1	1	1	1												
原子炉圧力容器温度	2	2	2	2												
原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能											
原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1												
原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内に飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能											
原子炉水位(SA)	1	1	1	1												
原子炉圧力容器温度	2	2	2	2												

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉 注水」	原子炉格 納容器内 の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能		
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
									サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能		
		[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	-	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能		
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能		
		原子炉格 納容器内 の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1		飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
		電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を 確認するパラメータ	-	-	-	-	-		-
				M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を 確認するパラメータ	-	-	-	-		-
	P/C C-1 電圧			1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を 確認するパラメータ	-	-	-	-	-		
	P/C D-1 電圧			1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を 確認するパラメータ	-	-	-	-	-		
	直流 125V 主母線盤 A 電圧			1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態 を確認するパラメータ	-	-	-	-	-		
	直流 125V 主母線盤 B 電圧			1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態 を確認するパラメータ	-	-	-	-	-		
	水源の確 保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能		
									復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1			
			復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1									
			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0									
			高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1									
			復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1									
原子炉水位(広帯域)			3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能									
原子炉水位(燃料域)			2	2	1	1										
原子炉水位(SA)			1	1	1	1										
原子炉水位			1	1	1	1										
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能											

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1			
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1			

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉 注水」	原子炉圧 力容器へ の注水量	復水補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流量)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代 替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より 代替監視可能			
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代 替監視可能				
		原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より 代替監視可能				
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	代替監視可能				
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	1										
	補機監視 機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧 力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を 確認するパラメータ	—							
		復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	①	—	—							
	水源の確 保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転してい る系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可 能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
				原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水 位の代替監視可能		
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
			高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	復水補給水系流量 (格納容器下 部注水流量)	1	1	1	1				
原子炉水位 (広帯域)			3	3	1	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1					
原子炉水位 (SA)			1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1					
原子炉水位 (SA)			1	1	1	1	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位 が確保されていることを監視可能				
復水移送ポンプ吐出圧力			3	3	3	3										

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位	判断基準 (1/2)	[原子炉水位(狹帯域)]	4	4				①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				①	—	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能			
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1				
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1				
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1				
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1				
										原子炉圧力	3	3	1	1				
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	1				
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1				
	原子炉圧力容器内の圧力	判断基準 (1/2)	原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1			①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
原子炉水位(SA)			1	1	1	1					高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
												復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
												復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
												原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0		
												高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
												残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
												原子炉圧力	3	3	1	1		
												原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		
												格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
	原子炉圧力容器内の圧力	判断基準 (1/2)	原子炉圧力(SA)	3	3	1	1			①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
原子炉水位(広帯域)			3	3	1	1					原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能							
原子炉水位(燃料域)			2	2	1	1												
原子炉水位(SA)			1	1	1	1												
原子炉圧力容器温度			2	2	2	2												
	原子炉圧力容器内の圧力	判断基準 (1/2)	原子炉圧力	1	1	1	1			①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
原子炉水位(広帯域)			3	3	1	1					原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能							
原子炉水位(燃料域)			2	2	1	1												
原子炉水位(SA)			1	1	1	1												
原子炉圧力容器温度			2	2	2	2												

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原 子炉注水」	原子炉格 納容器内 の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
									ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能		
		[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)（常用計器）により代替監視可能									
		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能									
		サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能									
		[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)（常用計器）により代替監視可能									
	原子炉格 納容器内 の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
	電源	判断基準 (2)/(3)	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を							
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ							
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を							
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ							
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態							
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	を確認するパラメータ							
	水源の確 保	判断基準 (2)/(3)	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
復水補給水系流量(RHR A 系代替注水系流量)										1	1	1	1			
復水補給水系流量(RHR B 系代替注水系流量)			1	1	1	1										
原子炉隔離時冷却系統流量			1	1	1	0										
高圧炉心注水系系統流量			2	2	0	1										
復水補給水系流量(格納容器下部注水系流量)			1	1	1	1										
原子炉水位(広帯域)			3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能									
原子炉水位(燃料域)			2	2	1	1										
原子炉水位(SA)			1	1	1	1										
復水移送ポンプ吐出圧力			3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能									
ろ過水タンク水位			「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ										

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狹帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
2	2	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能					
3	3	1	1	①	—	高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1						
3	3	1	1	①	—	残留熱除去系統流量	3	3	1	1						
3	3	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1						
3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1						
1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1						
3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1						
1	1	1	1	①	—	高圧代替注水系統流量	1	1	1	1						
1	1	1	1	①	—	復水補給水系統流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1						
1	1	1	1	①	—	復水補給水系統流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1						
1	1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0						
2	2	1	1	①	—	高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1						
3	3	1	1	①	—	残留熱除去系統流量	3	3	1	1						
3	3	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1						
1	1	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1						
1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1						
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1		1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
			2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
			1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
			1	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2			
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力(SA)	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
			2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
			1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
			1	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2			

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」	原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能				
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能				
	補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—							
			「緊急時対策本部」に確認				③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—							
水源の確保	ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—								

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉 注水」 多様なハザード対応手 順 「消防車による送水 (原子炉注水)」	判断基準 (1/2)	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狹帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
				3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1				
				2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1				
				4	4	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
				2	2	0	1	—	—	高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1				
				3	3	1	1	—	—	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1				
				3	3	1	1	—	—	原子炉圧力	3	3	1	1				
				1	1	1	1	—	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1				
				1	1	1	1	—	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1				
				3	3	1	1	—	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
				2	2	1	1	—	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
				1	1	1	1	—	—	高圧代替注水系統流量	1	1	1	1				
		1	1	1	1	—	—	復水補給水系統流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1						
		1	1	1	0	—	—	復水補給水系統流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1						
		2	2	0	1	—	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0						
		3	3	1	1	—	—	高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1						
		3	3	1	1	—	—	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1						
		3	3	1	1	—	—	原子炉圧力	3	3	1	1						
		1	1	1	1	—	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1						
		1	1	1	1	—	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1						
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	—	①	1	1	1	1	—	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
						3	3	1	1	—	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
						2	2	1	1	—	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
						1	1	1	1	—	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
1	1					1	1	—	—	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1				
2	2					2	2	—	—	原子炉圧力	2	2	2	2				
原子炉圧力(SA)	—		①	1	1	1	1	—	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
				3	3	1	1	—	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
				2	2	1	1	—	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
				1	1	1	1	—	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
				1	1	1	1	—	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
				2	2	2	2	—	—	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2				

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉 注水」 多様なハザード対応手 順 「消防車による送水 (原子炉注水)」	判断基準 (2/2)	原子炉格 納容器内 の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	②	—	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能	
			ドライウエル雰囲気温度	1	1	1	1	②	—	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能	
		電源	原子炉格納容器内の温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を	格納容器内圧力(S/C)	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能	
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を	—	—	—	—	—		
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態	—	—	—	—	—		
		水源の確保	直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
			[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1 1	1 1	0 1	0 1	① ①	— —	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
									復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1			
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能		
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能			
防火水槽						③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—				
淡水貯水池						③	—	—	—	—	—	—				

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合			区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
事故時運転転換手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉 注水」 多様なハザード対応手 順 「消防車による送水 (原子炉注水)」	操作 (1/2)	原子炉圧 力容器内 の水位	[原子炉水位(狹帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
				2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
				—	—	—	—	—	—	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0			
				—	—	—	—	—	—	高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1			原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
				—	—	—	—	—	—	残留熱除去系統流量	3	3	1	1			
				—	—	—	—	—	—	原子炉圧力	3	3	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
				—	—	—	—	—	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			
				—	—	—	—	—	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
				—	—	—	—	—	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
				—	—	—	—	—	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
				—	—	—	—	—	—	高圧代替注水系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
		—	—	—	—	—	—	復水補給水系統流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能				
		—	—	—	—	—	—	復水補給水系統流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
		—	—	—	—	—	—	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
		—	—	—	—	—	—	高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
		—	—	—	—	—	—	残留熱除去系統流量	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
		—	—	—	—	—	—	原子炉圧力	3	3	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
		—	—	—	—	—	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
		—	—	—	—	—	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
		—	—	—	—	—	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認				
		—	—	—	—	—	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
		—	—	—	—	—	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
		—	—	—	—	—	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
—	—	—	—	—	—	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能						
—	—	—	—	—	—	原子炉圧力	3	3	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
—	—	—	—	—	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認						
—	—	—	—	—	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		監視事項は主要パラメータにて確認					
—	—	—	—	—	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認						
—	—	—	—	—	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		監視事項は主要パラメータにて確認					
—	—	—	—	—	—	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	監視事項は主要パラメータにて確認						

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉 注水」 多様なハザード対応手 順 「消防車による送水 (原子炉注水)」	原子炉圧 力容器へ の注水量	②	復水補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流量)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代 替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より 代替監視可能			
		原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代 替監視可能				
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より 代替監視可能				
	③	補機監視 機能	可搬型代替注水ポンプ吐出圧 力	「緊急時対策本部」に確認			③	可搬型代替注水ポンプの 運転状態を確認するパラ メータ	—				—	—		
		水源の確 保	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認			③	代替水源の確保状態を確 認するパラメータ	—				—	—		
			淡水貯水池	「緊急時対策本部」に確認			③	—	—				—	—		

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧																	
事故時運転転換手順書 (停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉除熱」 「RHR(B)による原子炉除熱」	判断基準 (1/2)	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流)	1	1	1	1			
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流)	1	1	1	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	-	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	-	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
										原子炉圧力	3	3	1	1			
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1						
							復水補給水系流量(RHR A系代替注水流)	1	1	1	1						
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0						
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1						
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1						
							原子炉圧力	3	3	1	1						
							原子炉圧力(SA)	1	1	1	1						
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1						
							原子炉圧力	1	1	1	1						
							原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1						
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1						
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1						
							原子炉圧力容器温度	2	2	2	2						
							原子炉圧力	3	3	1	1						
							原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1						
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1						
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1						
							原子炉圧力容器温度	2	2	2	2						

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 (停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「RHR (A) による原子炉除熱」 「RHR (B) による原子炉除熱」	判断基準 (2/2)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			残留熱除去系熱交換器入口温度	1	1	1	1			
			残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1										
		補機監視機能	残留熱除去系熱交換器入口温度 (A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—								
			原子炉補機冷却水系系統流量 (A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—								
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量 (A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—								
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ								
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③									
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ								
電源	P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③											
	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ										
	直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③											

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉除熱」 「RHR(B)による原子炉除熱」	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
2	2	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能					
3	3	1	1	①	—	高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1						
3	3	1	1	①	—	残留熱除去系統流量	3	3	1	1						
3	3	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1						
1	1	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1						
1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1						
3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	3	3	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
2	2	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1						
1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	2	2	1	1						
1	1	1	1	①	—	高圧代替注水系統流量	1	1	1	1						
1	1	1	1	①	—	復水補給水系統流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1						
1	1	1	1	①	—	復水補給水系統流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1						
1	1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0						
2	2	1	1	①	—	高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1						
3	3	1	1	①	—	残留熱除去系統流量	3	3	1	1						
3	3	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1						
1	1	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1						
1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1						
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
			3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
			2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
			1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
			1	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1			
			2	2	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2			
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力(SA)	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
			3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
			2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
			1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
			1	1	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			
			2	2	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2			

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価							
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO							
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合			区分Ⅱ直流電源 を延命した場合						
事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「RHR (A) による原子炉除熱」 「RHR (B) による原子炉除熱」	操作 (2/2)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			原子炉圧力 (広帯域)	3	3	1	1								
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1								
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			残留熱除去系熱交換器入口温度	1	1	1	1								
			残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1			原子炉圧力容器温度	2	2	2	2								
			残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能							サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3								
																除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
																残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換量評価より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
																原子炉補機冷却水系の流量が確保されていることにより、最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能						
																残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (A, B 系のみ)		2	2	1	1	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
1.4.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順 (1) 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉圧力容器への注水																
事故時運転転換手順書 (敷設ベース) 「水位確保」等	原子炉圧力容器内の水位	判断基準	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	-	原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	-	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0		
										高压代替注水系系統流量	2	2	0	1		
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	3	3	1	1		
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
										原子炉水位(狭帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										高压代替注水系系統流量	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0		
							高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1					
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1					
							原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能				
							原子炉圧力(SA)	1	1	1	1					
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1					
	補機監視機能		原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	①	-							
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	3	3	1	1	①	-							
	電源		M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ							
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③								
			M/C E 電圧	1	1	1	1	③								
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ							
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③								
			P/C E-1 電圧	1	1	1	1	③								
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	②	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ							
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③									
		直流 125V 主母線盤 C 電圧	1	1	1	1	③									
	水源の確保		サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水量よりサブプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1			
									残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
									復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバを水源とする系統のポンプ吐出圧力により、サブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを監視可能		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能		
									[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1			

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等	操作 (1/2)	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狹帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 1	① ① ①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力(広帯域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
										原子炉圧力(燃料域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
										原子炉圧力(広帯域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
										原子炉圧力(燃料域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
										原子炉圧力(広帯域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
										原子炉圧力(燃料域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
										原子炉圧力(広帯域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
										原子炉圧力(燃料域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プールの水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
									1	1	1	1				
									-							
	水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水量よりサブプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1			
									残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
									復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3			
								残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	サブプレッション・チェンバを水源とする系統のポンプ吐出圧力により、サブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを監視可能			
								[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1			監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
1.4.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順																	
(2) 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱																	
事故時運転転換操作手順書(徴候ベース) 「減圧冷却」等 事故時運転転換操作手順書(停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 1	① ① ①	— — —	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
										復水補給水系流量(RHR A系代替注水流)	1	1	1	1			
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流)	1	1	1	1			
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
										原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1													
復水補給水系流量(RHR A系代替注水流)	1	1	1	1													
復水補給水系流量(RHR B系代替注水流)	1	1	1	0													
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0													
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1													
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1													
原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能												
原子炉圧力(SA)	1	1	1	1													
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1													
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
									原子炉圧力容器温度	2	2	2	2				
									原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		監視事項は主要パラメータにて確認	
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
									原子炉圧力容器温度	2	2	2	2				
									原子炉圧力	3	3	1	1				
									原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能			監視事項は主要パラメータにて確認
原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1													
原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1													
原子炉水位(SA)	1	1	1	1													
原子炉圧力容器温度	2	2	2	2													
原子炉圧力	3	3	1	1													
残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認											
原子炉圧力容器温度	2	2	2	2													
サプレッション・チェンバール水温度	3	3	3	3	除熱先の温度変化により代替監視可能												

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「減圧冷却」等 事故時運転操作手順書 (停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」	補機監視 機能	原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	①	—	—							
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	3	3	1	1	①	—	—						
	電源	判 断 基 準 (2 / 2)	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を 確認するパラメータ	—						
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③		—						
			M/C E 電圧	1	1	1	1	③	—							
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	—							
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を 確認するパラメータ	—						
			P/C E-1 電圧	1	1	1	1	③		—						
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態 を確認するパラメータ	—						
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③		—						
直流 125V 主母線盤 C 電圧	1	1	1	1	③	—										

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転転換手順書 (微候ベース) 「減圧冷却」等 事故時運転転換手順書 (停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」	原子炉圧力容器内の水位	操作 (1/2)	[原子炉水位(狹帯域)]	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系統流量	3	3	1	1		
										原子炉圧力	3	3	1	1		
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										高圧代替注水系統流量	1	1	1	1		
										復水補給水系統流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
									復水補給水系統流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0			
									高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1			
									残留熱除去系統流量	3	3	1	1			
									原子炉圧力	3	3	1	1			
									原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
									原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
									原子炉圧力容器温度	2	2	2	2			
							原子炉圧力	3	3	1	1					
							原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1					
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1					
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
							原子炉圧力容器温度	2	2	2	2					

重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「減圧冷却」等 事故時運転操作手順書 (停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温 度制御」	操作 (2/2) 最終ヒートシンク の確保	原子炉圧 力容器内 の温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあ ると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧 力より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
			残留熟除去系熱交換器入口温 度	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1				
			残留熟除去系熱交換器出口温 度	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
			残留熟除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
			原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
			残留熟除去系熱交換器入口冷 却水流量	3	3	1	1	①	—	残留熟除去系熱交換器入口温 度	3	3	1	1				
			原子炉補機冷却水系熱交換器 出口冷却水温度	3	3	1	1	③	原子炉補機冷却水系の運 転状態を確認するパラメ ータ	—	—	—	—	—				
			—	—	—	—	—	—	—	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2			残留熟除去系が運転状態であれば、残留熟除去系 熱交換器入口温度により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			—	—	—	—	—	—	—	サブプレッション・チェンバ・プ ール水温度	3	3	3	3			除熟先の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			—	—	—	—	—	—	—	残留熟除去系熱交換器入口温 度	3	3	1	1			残留熟除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニ ットの熱交換量評価より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流電源が健全である場合） a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱																	
事故時運転操作手順書 (撤換ベース) 「PCV 圧力制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベント （フィルタベント使用 （S/C）」 「炉心損傷前 PCV ベント （フィルタベント使用 （D/W）」	判断基準 ①/②	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エア放射線モニタ]	2	0	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エア放射線モニタ]	2	0	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内圧力(S/C)	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1		監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)（常用計器）により代替監視可能
				格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ氣體温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ氣體温度	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度(常用計器)により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ氣體温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後	区分 I 直流電源 を延命した場合			区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (敬候ベース) 「PCV 圧力制御」	原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に原子炉格納容器内の水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベント (フィルタベント使用 (S/C))」 「炉心損傷前 PCV ベント (フィルタベント使用 (D/W))」	原子炉格納容器内の 酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の解析結果により、格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	—	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能		
		復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	—	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の注水量により代替監視可能		
		格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	—	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により代替監視可能		
原子炉格納容器内の 水位	サプレッション・チェンバ プール水位	サプレッション・チェンバ プール水位	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		[サプレッション・チェンバ プール水位]	2	2	1	1	—	—	—	—	—	—	—	監視可能であればサプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により代替監視可能		
		M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—		—
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		—
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—		—
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—		—
直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—			
AM 用直流 125V 充電器蓄電池電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—			

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合			区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベン ト (フィルタベント使 用 (S/C))」 「炉心損傷前 PCV ベン ト (フィルタベント使 用 (D/W))」	操作 (1/2)	原子炉格 納容器内 の放射線 量率	格納容器内雰囲気放射線レ ベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			格納容器内雰囲気放射線レ ベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
		原子炉格 納容器内 の酸素濃 度	格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	-	格納容器内酸素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の酸素濃度を計測す ることができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			格納容器内酸素濃度(SA)	2	2	2	2	①	-	格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	直接的に原子炉格納容器内の酸素濃度を計測す ることができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
		原子炉格 納容器内 の酸素濃 度	格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベ ル(D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)又は格納容 器内雰囲気放射線レベル(S/C)の解析結果により、 格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
										格納容器内雰囲気放射線レベ ル(S/C)	2	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)に より、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の 有無により、水素爆発の可能性を把握可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
		原子炉格 納容器内 の水位	サブプレッション・チェンバ プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR B 系代 替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)の注水 量により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替 監視可能	
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差 圧により代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
										[サブプレッション・チェンバ プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プ ール水位(常用計器)により代替監視可能	
		原子炉格 納容器内 の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測するこ とができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気 温度により代替監視可能	
[格納容器内圧力(D/W)]	2									2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計 器)により代替監視可能			
格納容器内圧力(S/C)	1		1	1	1	①	-	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測するこ とができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認							
サブプレッション・チェンバ プール気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チ ェンバプール気体温度により代替監視可能											
[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1			監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計 器)により代替監視可能									

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベン ト (フィルタベント使 用 (S/C))」 「炉心損傷前 PCV ベン ト (フィルタベント使 用 (D/W))」	操作 (2/2)	原子炉格 納容器内 の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の上昇により代替監視 可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ 体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・ブ ール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・ブール水温度の上昇 により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ・ プール水温度	3	3	3	3	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (S/C) により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ 体温度	3	3	3	3	①	—	[サブプレッション・チェンバ 体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ 体温度 (常用計器) により代替監視可能	
			フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ 体温度の温度変化に より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		最終ヒ ートシンク の確保	フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器圧力 逃がし装置の健全性を代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			フィルタ装置出口放射線モニ タ	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	—	
			—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン 移送ポンプ水張り」	判断基準	—	—						—								
	操作	—	—						—								
多様なハザード対応手順 「フィルタベント水位 調整(水張り)」	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—								
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—							
多様なハザード対応手順 「フィルタベント水位 調整(水抜き)」	判断基準	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—							
		補機監視機能	フィルタ装置金属フィルタ差圧	2	2	2	2	①	—	—							
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—							
		補機監視機能	フィルタ装置ドレン移送流量	「緊急時対策本部」に確認			③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	—	—							
多様なハザード対応手順 「フィルタベント停止 後の N ₂ バージ」	判断基準	—	—						—								
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水素濃度	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		補機監視機能	フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器圧力逃がし装置の健全性を代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置スクラ バ水 pH 調整」	判断基準	—	—						—								
	操作	補機監視機能	フィルタ装置スクラバ水 pH	1	1	1	1	①	—	フィルタ装置水位	2	2	2	2	必要な pH が確保されていることを、フィルタ装置水位の水位変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
多様なハザード対応手順 「ドレン移送ライン N ₂ バージ」	判断基準	—	—						—								
	操作	補機監視機能	ドレン移送ライン圧力	「緊急時対策本部」に確認			③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	—	—							
多様なハザード対応手順 「ドレンタンク水抜き」	判断基準	補機監視機能	ドレンタンク水位	「緊急時対策本部」に確認			③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	—	—							
	操作	補機監視機能	ドレンタンク水位	「緊急時対策本部」に確認			③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	—	—							

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流電源が健全である場合） b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱																	
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベント（耐圧強化ライン使用（S/C）」 「炉心損傷前 PCV ベント（耐圧強化ライン使用（D/W）」	判断基準 (1/2)	原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・ブール水温度	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・ブール水温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ・ブール水温度により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・ブール水温度	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・ブール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・ブール水温度の上昇により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・ブール水温度	サブプレッション・チェンバ・ブール水温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・ブール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・ブール水温度の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				サブプレッション・チェンバ・ブール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ・ブール水温度	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・ブール水温度(常用計器)により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・ブール水温度	サブプレッション・チェンバ・ブール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ・ブール水温度	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・ブール水温度(常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				サブプレッション・チェンバ・ブール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ・ブール水温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ・ブール水温度の温度変化により代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後	区分 I 直流電源 を延命した場合			区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (敬候ベース) 「PCV 圧力制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベント (耐圧強化ライン使用 (S/C))」 「炉心損傷前 PCV ベント (耐圧強化ライン使用 (D/W))」	判断基準 (2/2)	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に原子炉格納容器内の水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の解析結果により、格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能							
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバール水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により代替監視可能							
				格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧により代替監視可能							
				格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバール水位 [サブプレッション・チェンバール水位] により代替監視可能							
		電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—
P/C C-1 電圧	1		1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—		
P/C D-1 電圧	1		1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—		
直流 125V 主母線盤 A 電圧	1		1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—		
直流 125V 主母線盤 B 電圧	1		1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—		
AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—			

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベント (耐圧強化ライン使用 (S/C))」 「炉心損傷前 PCV ベント (耐圧強化ライン使用 (D/W))」	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に原子炉格納容器内の水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
操作	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の解析結果により、格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能		
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(S/C)により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能		
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(S/C)により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能		
	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により代替監視可能		
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能		
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(S/C)と格納容器内圧力(D/W)の差圧により代替監視可能		
									[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能		
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器)により代替監視可能			
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度により代替監視可能										
	[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器)により代替監視可能										
サブプレッション・チェンバ・プール水温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能			
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能			
最終ヒートシンクの確保	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	2	2	2	①	—	[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順																	
(2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合）																	
a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）																	
事故時運転操作手順書 (撤換ベース) 「PCV 圧力制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベント （フィルタベント使用 （S/C）」 「炉心損傷前 PCV ベント （フィルタベント使用 （D/W）」	判断基準 ①/②	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エア放射線モニタ]	2	0	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エア放射線モニタ]	2	0	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
			格納容器内圧力(S/C)	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)（常用計器）により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	格納容器内圧力(S/C)	2	2	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1		飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能
				サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ氣體温度	3	0	0	0	①	—	[サブプレッション・チェンバ氣體温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度(常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ氣體温度の温度変化により代替監視可能		

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合	直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合			区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベン ト (フィルタベント使 用 (S/C))」 「炉心損傷前 PCV ベン ト (フィルタベント使 用 (D/W))」	判断基準 (2/2)	原子炉格納容器内	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に原子炉格納容器内の水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の解析結果により、格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能							
				格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の注水量により代替監視可能							
				復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により代替監視可能							
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により代替監視可能							
				M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
				M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
				P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
		電源	P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—
				直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—
				直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—
				AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—
AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1			1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—		

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」	原子炉格納容器内の放射線レベル(D/W)	①	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベント (フィルタベント使用 (S/C))」 「炉心損傷前 PCV ベント (フィルタベント使用 (D/W))」	原子炉格納容器内の放射線量率	①	格納容器内放射線量率	2	0	0	0	①	-	格納容器内放射線量率 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の放射線量を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内放射線量率 (SA)	2	2	2	2	①	-	格納容器内放射線量率	2	0	0	0	直接的に原子炉格納容器内の放射線量を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
操作 (1/2)	原子炉格納容器内の水位	①	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧により代替監視可能		
			格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により代替監視可能		
			格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
			格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
原子炉格納容器内の圧力	①	-	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	-	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	-	[格納容器内圧力 (D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により代替監視可能		
			格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
操作 (1/2)	原子炉格納容器内の圧力	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ・プール水位により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	-	[格納容器内圧力 (S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベン ト (フィルタベント使 用 (S/C))」 「炉心損傷前 PCV ベン ト (フィルタベント使 用 (D/W))」	操作 (2/2)	原子炉格 納容器内 の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の上昇により代替監視 可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ ー温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・ブ ール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・ブール水温度の上昇 により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ・ ール水温度	3	3	3	3	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (S/C) により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ ー気体温度	3	0	0	0	—	—	[サブプレッション・チェンバ ー気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ ー気体温度 (常用計器) により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ ー水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ ー気体温度	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ ー気体温度 (常用計器) により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ ー水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ ー水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ ー水温度の上昇により代替監視可能	
		フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		最終ヒ ートシンク の確保	フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器圧力 逃がし装置の健全性を代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			フィルタ装置出口放射線モニ タ	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器圧力 逃がし装置の健全性を代替監視可能	
			—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
—	—		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合	
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン 移送ポンプ水張り」	判断基準	-	-						-								
	操作	-	-						-								
多様なハザード対応手順 「フィルタベント水位 調整(水張り)」	補機監視機能	補機監視	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-	-							
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-	-							
多様なハザード対応手順 「フィルタベント水位 調整(水抜き)」	判断基準	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-	-							
			フィルタ装置金属フィルタ差 圧	2	2	2	2	①	-	-							
			フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-	-							
	操作	補機監視機能	フィルタ装置ドレン移送流量	「緊急時対策本部」に確認			③	フィルタベント系の動作 状態を確認するパラメータ	-								
多様なハザード対応手順 「フィルタベント停止 後の N ₂ バージ」	判断基準	-	-						-								
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水素濃度	2	2	2	2	①	-	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器圧力逃がし装置の健全性を代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置スクラ バ水 pH 調整」	判断基準	-	-						-								
	操作	補機監視機能	フィルタ装置スクラバ水 pH	1	1	1	1	①	-	フィルタ装置水位	2	2	2	2	必要な pH が確保されていることを、フィルタ装置水位の水位変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
多様なハザード対応手順 「ドレン移送ライン N ₂ バージ」	判断基準	-	-						-								
	操作	補機監視機能	ドレン移送ライン圧力	「緊急時対策本部」に確認			③	フィルタベント系の動作 状態を確認するパラメータ	-								
多様なハザード対応手順 「ドレンタンク水抜き」	判断基準	補機監視機能	ドレンタンク水位	「緊急時対策本部」に確認			③	フィルタベント系の動作 状態を確認するパラメータ	-								
	操作	補機監視機能	ドレンタンク水位	「緊急時対策本部」に確認			③	フィルタベント系の動作 状態を確認するパラメータ	-								

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2)最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合） b.耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）																	
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベント（耐圧強化ライン使用（S/C）」 「炉心損傷前 PCV ベント（耐圧強化ライン使用（D/W）」	判断基準 (1/2)	原子炉格納容器内の放射線量率	原子炉格納容器内放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内圧力(S/C)	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	2	2	1	1		飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能
				格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				格納容器内圧力(S/C)	2	2	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)（常用計器）により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	
				格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	
サブプレッション・チェンバ氣體温度	3	0	0	0	①	—	[サブプレッション・チェンバ氣體温度]（常用計器）	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度（常用計器）により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ氣體温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後	区分 I 直流電源 を延命した場合			区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (敬候ベース) 「PCV 圧力制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベント (耐圧強化ライン使用 (S/C))」 「炉心損傷前 PCV ベント (耐圧強化ライン使用 (D/W))」	判断基準 (2/2)	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に原子炉格納容器内の水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の解析結果により、格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能							
				格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧により代替監視可能							
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により代替監視可能							
				格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧により代替監視可能							
				格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により代替監視可能							
		電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
M/C D 電圧	1			1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—		
P/C C-1 電圧	1			1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
P/C D-1 電圧	1			1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—		
直流 125V 主母線盤 A 電圧	1			1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—		
直流 125V 主母線盤 B 電圧	1			1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—				

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合			区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」	原子炉格納容器内の放射線	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベント (耐圧強化ライン使用 (S/C))」 「炉心損傷前 PCV ベント (耐圧強化ライン使用 (D/W))」	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に原子炉格納容器内の水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
操作	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の解析結果により、格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	格納容器内酸素濃度の代替監視可能		
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能		
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能		
	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・ブル水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能		
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能		
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能		
	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	[サブプレッション・チェンバ・ブル水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・ブル水位(常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器)により代替監視可能			
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器)により代替監視可能			
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能			
								[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能			
最終ヒートシンクの確保	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								—	—	—	—	—				

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合	
1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1)最終ヒートシンク(海)への代替熱輸送 a.代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 b.大容量送水車(熱交換器ユニット用)又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保																	
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等 AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機 冷却水 (A) 確保」 「代替 Hx による補機 冷却水 (B) 確保」 多様なハザード対応手 順 「熱交換器ユニットに よる補機冷却水確保」	判断基準	原子炉格 納容器内 の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能		
			[サブプレッション・チェンバ氣體温度]	3	0	0	0	①	-	[サブプレッション・チェンバ氣體温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度(常用計器)により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ氣體温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能			
		[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	①	-	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能			
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能			
		[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	①	-	[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能			
		電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を M/C D 電圧	1	1	1	1	1	③	確認するパラメータ	-
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を P/C D-1 電圧	1	1	1	1	1	③	確認するパラメータ	-	
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を	1	1	1	1	1	③	確認するパラメータ	-	
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ	1	1	1	1	1	③	確認するパラメータ	-	
水源の確保	RCW サージタンク水位(A,B 系のみ)	2	2	1	1	③	原子炉補機冷却水系の状態を確認するパラメータ	2	2	1	1	③	確認するパラメータ	-			
最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系系統流量(A,B 系のみ)	2	2	1	1	①	-	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A,B 系のみ)	2	2	1	1	①	-	-		
補機監視機能	代替 RCW ユニット入口温度	「緊急時対策本部」に確認						③	代替原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	
	代替 RCW ポンプ吸込圧力	「緊急時対策本部」に確認						③	代替原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	
	代替 RCW ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認						③	代替原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	
	代替 RSW ポンプ出口圧力	「緊急時対策本部」に確認						③	代替原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	
	大容量送水車吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認						③	大容量送水車の運転状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「S/P 温度制御」等 AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機 冷却水 (A) 確保」 「代替 Hx による補機 冷却水 (B) 確保」 多様なハザード対応手 順 「代替原子炉補機冷却 海水ポンプによる補機 冷却水確保」 「大容量送水車による 補機冷却水確保」	判断 基準	原子炉格 納容器内 の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視 可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・ブ ール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・ブール水温度の上昇 により代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C) により代替監視可能	
			[サブプレッション・チェンバ 気体温度]	3	0	0	0	—	—	[サブプレッション・チェンバ 気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気 体温度(常用計器)により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ・ ブール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ気 体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化に より代替監視可能	
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測すること ができ、監視可能	
			ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気 温度により代替監視可能	
			[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	—	—	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計 器)により代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測すること ができ、監視可能	
		サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チ ェンバ気体温度により代替監視可能		
		[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	—	—	[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計 器)により代替監視可能		
		M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を 確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—		
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を 確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—		
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—		
		操作	最終ヒ ートシンク の確保	原子炉補機冷却水系系統流量 (A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—
				残留熱除去系熱交換器入口冷 却水流量 (A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—
				補機監視 機能	大容量送水車吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認			③	大容量送水車の運転状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.5.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (1) 原子炉補機冷却系による補機冷却水確保																		
事故時運転操作手順書 (敬候ベース) 「S/P 温度制御」等	判断基準 (1/2)	原子炉圧力 容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
				原子炉圧力(SA)	1	1	1	1										
				原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1										
				原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1										
				原子炉水位(SA)	1	1	1	1										
		原子炉格納 容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
				サブプレッション・チェンバ ー気体温度	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1		飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
											サブプレッション・チェンバ ー水温度	3	3	3	3		サブプレッション・チェンバ ー水温度の上昇により代替監視可能	
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	
				サブプレッション・チェンバ ー水温度	3	3	3	3	①	—	—	[サブプレッション・チェンバ ー気体温度]	3	0	0		0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ ー気体温度(常用計器)により代替監視可能
		サブプレッション・チェンバ ー気体温度	1									1	1	1	サブプレッション・チェンバ ー気体温度の温度変化により代替監視可能			
		原子炉格納 容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能			
										[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能			
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
サブプレッション・チェンバ ー気体温度	1										1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ ー気体温度により代替監視可能				
水源の確保	RCW サージタンク水位	3	3	1	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—			

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等	操作	最終ヒートシンクの確保	原子炉格納容器内の温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ氣體温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			残留熱除去系熱交換器出口温度	3	3	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
			残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換量評価より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	①	—	原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	原子炉補機冷却水系の流量が確保されていることにより、最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	3	3	1	1	①	—	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	3	3	1	1	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量を代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	①	—	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
			原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	3	3	1	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ																
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC による PCV スプレイ」	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内に飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2			
									[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1			
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1			
									[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1			
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1				
	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能			
								[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC による PCV スプレ イ」	判断 基準 (2/2)	原子炉格 納容器内 の水位	サブプレッション・チェンバ プール水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR B 系代 替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)の注水 量により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
				1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替 監視可能			
				1	1	1	1	③	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差 圧により代替監視可能			
				1	1	1	1	③	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プ ール水位(常用計器)により代替監視可能			
			電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を 確認するパラメータ	—							
				M/C D 電圧	1	1	1	1	③	—	—							
				P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を 確認するパラメータ	—							
				P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	—	—							
				直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態 を確認するパラメータ	—							
				直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	—	—							
			水源の確 保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転してい る系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可 能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
					1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR A 系代 替注水流量)	1	1	1	1			
					1	1	1	1	③	—	復水補給水系流量(RHR B 系代 替注水流量)	1	1	1	1			
					1	1	1	0	③	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
					1	1	0	1	③	—	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
1	1	1			1	③	—	復水補給水系流量(格納容器下 部注水流量)	1	1	1	1						
3	3	1			1	③	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水 位の代替監視可能					
2	2	1			1	③	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1						
1	1	1			1	③	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1						
1	1	1			1	③	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1						
3	3	3	3	③	—	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位 が確保されていることを監視可能							

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC による PCV スプレ ー」	操作 (1/2)	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
											ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2		飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能
											[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1		監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能
											格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1		直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
											サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1		飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能
											[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1		監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
											サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C) により代替監視可能
											[サブプレッション・チェンバ氣體温度]	3	0	0	0		監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度(常用計器) により代替監視可能
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
									復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1		水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能		
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1		格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能		
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1				
									[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1		監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器) により代替監視可能		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC による PCV スプ レイ」	原子炉格 納容器へ の注水量	復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代 替監視可能 注水先の格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧 力 (S/C) より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1									
			格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1									
	補機監視 機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧 力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を 確認するパラメータ	—							
		復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	①	—	—							
	水源の確 保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	0	0	①	—	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転して いる系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可 能 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水 位の代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流量)	1	1	1	1			
			1	1	0	0			復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量)	1	1	1	1			
			1	1	0	0			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
			1	1	1	1			高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
1			1	1	1			復水補給水系流量 (格納容器下 部注水流量)	1	1	1	1				
3			3	1	1			原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1				
2	2	1	1			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1						
1	1	1	1			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1						
1	1	1	1			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位 が確保されていることを監視可能					

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる PCV スプレー」	判断基準 (1/2)	原子炉圧力 容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		
		原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1										
		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1										
		原子炉水位(SA)	1	1	1	1										
		残留熱除去系熱交換器入口温度	1	1	1	1										
		原子炉格納容器内の 圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
										ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の 温度	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
										サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の 水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	
										サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C) により代替監視可能	
原子炉格納容器内の 水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	[サブプレッション・チェンバ氣體温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度(常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)の注水量により代替監視可能			
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能			
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能			
原子炉格納容器内の 水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器) により代替監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価				
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO					
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる PCV スプレー」	判断基準 (2/2)	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を 確認するパラメータ										
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を 確認するパラメータ										
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を 確認するパラメータ										
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を 確認するパラメータ										
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態 を確認するパラメータ										
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態 を確認するパラメータ										
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している 系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可 能	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
											復水補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流)	1	1	1	1				
											復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流)	1	1	1	1				
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
											復水補給水系流量 (格納容器下 部注水流)	1	1	1	1				
											原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水 位の代替監視可能			
											原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1				
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1								
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1								
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位 が確保されていることを監視可能							
							ろ過水タンク水位					「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確 認するパラメータ					

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる PCV スプレー」	原子炉格納容器内の 圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能		
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能		
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
		サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度により代替監視可能		
									[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能		
	原子炉格納容器内の 温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
		サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C) により代替監視可能		
		[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0	①	-	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器) により代替監視可能							
原子炉格納容器内の 水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能			
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能			
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1				
[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	①	-	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器) により代替監視可能									
原子炉格納容器への 注水量	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能			
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	1	①	-									
補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	-	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ				-				
水源の確保	ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	-	代替水源の確保状態を確認するパラメータ				-				

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による PCV ス プレイ」 多様なハザード対応手 順 「消防車による送水 (格納容器スプレー)」	判断基準 (1/2)	原子炉圧 力容器内 の温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあ ると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧 力より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		
		原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1										
		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1										
		原子炉水位(SA)	1	1	1	1										
		残留熱除去系熱交換器入口温 度	1	1	1	1										
		原子炉格 納容器内 の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測すること ができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
										ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気 温度により代替監視可能	
										[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計 器) により代替監視可能	
		原子炉格 納容器内 の温度	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測すること ができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
										サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チ ェンバ気体温度により代替監視可能	
										[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計 器) により代替監視可能	
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視 可能	
										サブプレッション・チェンバ・プ ール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇 により代替監視可能	
		原子炉格 納容器内 の水位	サブプレッション・チェンバ・ プール水位	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C) により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
										[サブプレッション・チェンバ 気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ 気体温度(常用計器) により代替監視可能	
										復水補給水系流量(RHR B系代 替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)の注水 量により代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替 監視可能	
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差 圧により代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プ ール水位(常用計器) により代替監視可能	
[サブプレッション・チェンバ・ プール水位]	2									2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プ ール水位(常用計器) により代替監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価				
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO					
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による PCV ス プレイ」 多様なハザード対応手 順 「消防車による送水 (格納容器スプレイ)」	電源		M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を 確認するパラメータ										
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ										
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を 確認するパラメータ										
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ										
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態 を確認するパラメータ										
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ										
	判断基準 (2) / (2)	水源の確保		[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している 系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可 能	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
				復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流量)	1	1	1	1				
											復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量)	1	1	1	1				
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1					
										復水補給水系流量 (格納容器下 部注水流量)	1	1	1	1					
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1					
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1					
										原子炉水位 (SA)	1	1	1	1					
										原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	1					
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水 位の代替監視可能						
								防火水槽					「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確 認するパラメータ				
								淡水貯水池					「緊急時対策本部」に確認	③	確認するパラメータ				

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合			区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による PCV ス プレイ」 多様なハザード対応手 順 「消防車による送水 (格納容器スプレイ)」	操作	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		原子炉格納容器内の水位	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の注水量	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C) の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	
		補機監視機能	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認			③	可搬型代替注水ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	[サブプレッション・チェンバ氣體温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度(常用計器) により代替監視可能	
		水源の確保	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			防火水槽	「緊急時対策本部」に確認			③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能	
			淡水貯水池	「緊急時対策本部」に確認			③	—	—	格納容器内圧力(S/C)	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器) により代替監視可能	
				「緊急時対策本部」に確認			③	—	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	
				「緊急時対策本部」に確認			③	—	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能	
		「緊急時対策本部」に確認			③	—	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	—			

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧																
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「RHR (B) による PCV ス プレイ」	原子炉圧 力容器内 の温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内に飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			
									原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
									原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
									1	1	1	1				
	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能										
	原子炉格 納容器内 の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
									[格納容器内圧力 (D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により代替監視可能		
		格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能		
[格納容器内圧力 (S/C)]									2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により代替監視可能			
原子炉格 納容器内 の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1				
	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (S/C) により代替監視可能			
								[サブプレッション・チェンバ氣體温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度 (常用計器) により代替監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(B)による PCV ス プレイ」	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能		
			1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差により代替監視可能		
			1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能		
	補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量(B系のみ)	1	1	0	1	①	—						—		
			1	1	0	1	①	—							—	
	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ							—	
			1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ							—	
			1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ							—	
			1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ							—	
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ							—	
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ							—	

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合			区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転転換手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(B)による PCV ス プレイ」	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能		
									[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能		
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		監視事項は主要パラメータにて確認
									サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能		
									[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能		
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
		サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C) により代替監視可能		
	原子炉格納容器への注水量 補機監視機能	残留熱除去系系統流量(B系のみ)	1	1	0	1	①	-	-							
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力(B系のみ)	1	1	0	1	①	-	-							
	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能		
格納容器内圧力(D/W)									1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能			
格納容器内圧力(S/C)									1	1	1	1				
									サブプレッション・チェンバ・プール水位	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器) により代替監視可能		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価							
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO								
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合						
事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「S/P 温度制御」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による S/P 除熱」 「RHR(B)による S/P 除熱」	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認							
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1									
									サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3			サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能						
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能						
		サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	-	[サブプレッション・チェンバ・プール水温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水温度(常用計器)により代替監視可能							
										サブプレッション・チェンバ・プール水温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の温度変化により代替監視可能							
										M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	-					
										M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	-					
										P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-					
										P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-					
	電源	1	1	1	1	1	③	-	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-						
									直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-						
									原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	-	-							
									サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	除熟先の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認							
									残留熱除去系熱交換器入口温度(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	-	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換量評価より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
									残留熱除去系熱交換器出口温度(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	-	原子炉補機冷却水系の流量が確保されていることにより、最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
									残留熱除去系系統流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	-	残留熱除去系ポンプ吐出圧力(A, B 系のみ)	2	2	1	1	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉補機冷却水系系統流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	-	-	-	-	-	-		
									残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	-	-	-	-	-	-		
									原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度(A, B 系のみ)	2	2	1	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-		
原子炉格納容器内の水位	1	1	1	1	①	-	-	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能									
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能									
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能									
サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能										

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による S/P 除熱」 「RHR(B)による S/P 除熱」	操作	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			残留熱除去系熱交換器入口温度 (A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			残留熱除去系熱交換器出口温度 (A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換量評価より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			残留熱除去系系統流量 (A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度 (A, B 系のみ)	2	2	1	1	原子炉補機冷却水系の流量が確保されていることにより、最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能		
			残留熱除去系系統流量 (A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	原子炉補機冷却水系系統流量 (A, B 系のみ)	2	2	1	1	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉補機冷却水系系統流量 (A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量 (A, B 系のみ)	2	2	1	1	—	—	
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量 (A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (A, B 系のみ)	2	2	1	1	—	—	
		原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度 (A, B 系のみ)	2	2	1	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—			
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により代替監視可能	
				格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧により代替監視可能	
				格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (S/C) の差圧により代替監視可能	
				[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	①	—	[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ																
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「MWC による PCV スプレイ」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エア放射線モニタ]	2	0	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エア放射線モニタ]	2	0	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉圧力	3	3	1	1			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内に飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1		
			残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1		
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2		
	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(S/C)	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1			サブプレッション・チェンバ・プールの水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プールの水温度の上昇により代替監視可能	
	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ氣體温度	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ・プールの水温度	3	3	3	3			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			[サブプレッション・チェンバ氣體温度]	3	0	0	0			復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度(常用計器)により代替監視可能	
	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プールの水位	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能	
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プールの水位(常用計器)により代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			[サブプレッション・チェンバ・プールの水位]	2	2	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価				
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO					
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「MUWC による PCV スプ レイ」	電源		M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を 確認するパラメータ										
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を 確認するパラメータ										
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を 確認するパラメータ										
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を 確認するパラメータ										
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態 を確認するパラメータ										
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態 を確認するパラメータ										
	水源の確保	判断基準 (2/2)		[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1				
				復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流量)	1	1	1	1				
											復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量)	1	1	1	1				
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
											復水補給水系流量 (格納容器下 部注水流量)	1	1	1	1				
									原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1						
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1						
									原子炉水位 (SA)	1	1	1	1						
									原子炉水位 (SA)	1	1	1	1						
									復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3						

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「MUWC による PCV スプ レイ」	原子炉格納容器内の圧力	操作 (1/2)	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)（常用計器）により代替監視可能								
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能								
		サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度により代替監視可能									
		[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)（常用計器）により代替監視可能									
		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能									
	原子炉格納容器内の温度	操作 (1/2)	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	
		[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能									
		サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「MUWC による PCV スプ レイ」	操作 (2/2)	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プールの水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差により代替監視可能									
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能									
			[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1										
		原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能									
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	①	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				1	1	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1			
				1	1	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1			
				1	1	1	1	0	0	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
2	2			0	1	1	1	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1					
1	1			1	1	1	1	復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1					
3	3			1	1	1	1	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能				
2	2			1	1	1	1	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1					
1	1	1	1	1	1	原子炉水位(SA)	1	1	1	1							
3	3	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能						

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後	区分 I 直流電源 を延命した場合			区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 〔シビアアクシデント〕 〔RPV 制御〕 〔PCV 制御〕	原子炉格納容器内の放射線	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
AM 設備別操作手順書 〔消火ポンプによる PCV スプレー〕	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内に飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
判断基準 (1/2)	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉格納容器内の水位	1	1	1	1	①	—	[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能		
	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能		
		サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
		サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能		
サブプレッション・チェンバ・プール水位		1	1	1	1	①	—	[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能			
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能			
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能			
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能			
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる PCV スプレイ」	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を 確認するパラメータ										
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ										
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を 確認するパラメータ										
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ										
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態 を確認するパラメータ										
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ										
	水源の確保	判断基準 (2/2)	[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	①	—	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している 系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可 能	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
			復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流量)	1	1	1	1				
										復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量)	1	1	1	1				
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1						
								復水補給水系流量 (格納容器下 部注水流量)	1	1	1	1						
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水 位の代替監視可能					
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1						
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1						
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位 が確保されていることを監視可能					
								ろ過水タンク水位					「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確 認するパラメータ			

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後	区分 I 直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「PCV 制御」	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能	
AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる PCV スプレー」	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能	
	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	
	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器) により代替監視可能	
	原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(RHR B系代替注水量)	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR B系代替注水量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B系代替注水量)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	
補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認	③					-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器) により代替監視可能	
水源の確保	ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認	③					-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能	
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後	区分 I 直流電源 を延命した場合			区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 〔シビアアクシデント〕 「RPV 制御」 「PCV 制御」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
AM 設備別操作手順書 「消防車による PCV スプレー」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (格納容器スプレー)」	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内に飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
原子炉圧力容器内の温度		原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(S/C)	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1			
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ・ブール水温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・ブール水温度	3	3	3	3			
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・ブール水位	サブプレッション・チェンバ・ブール水位	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・ブール水位(常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ・ブール水位	1	1	1	1	①	—	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1			
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・ブール水位	サブプレッション・チェンバ・ブール水位	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・ブール水位(常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ・ブール水位	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・ブール水温度	3	3	3	3			
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・ブール水位	サブプレッション・チェンバ・ブール水位	1	1	1	1	①	—	[サブプレッション・チェンバ・ブール水温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・ブール水位(常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ・ブール水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1			
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・ブール水位	サブプレッション・チェンバ・ブール水位	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ・ブール水位	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1			
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・ブール水位	サブプレッション・チェンバ・ブール水位	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ・ブール水位	1	1	1	1	①	—	[サブプレッション・チェンバ・ブール水位]	2	2	1	1			

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による PCV ス プレイ」 多様なハザード対応手 順 「消防車による送水 (格納容器スプレイ)」	操作	原子炉格 納容器内 の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気 温度により代替監視可能		
		原子炉格 納容器内 の温度	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測すること ができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チ ェンバ気体温度により代替監視可能		
		原子炉格 納容器内 の水位	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視 可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ プール水位	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プ ール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プ ール水温度の上昇 により代替監視可能		
			原子炉格 納容器へ の注水量	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C) により代替監視可能
				サブプレッション・チェンバ プール水位	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ 気体温度	3	0	0	0		監視可能であればサブプレッション・チェンバ 気体温度(常用計器)により代替監視可能
		補機監視 機能	復水補給水系流量(RHR B 系代 替注水流量)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR B 系代 替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)の注水 量により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差 圧により代替監視可能		
		水源の確 保	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プ ール水位(常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替 監視可能		
		可搬型代替注水ポンプ吐出圧 力	「緊急時対策本部」に確認						③	可搬型代替注水ポンプの 運転状態を確認するパラ メータ	—						
		防火水槽	「緊急時対策本部」に確認						③	代替水源の確保状態を確 認するパラメータ	—						
		淡水貯水池	「緊急時対策本部」に確認						③	—	—						

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 格納容器代替除熱																
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「PCV 制御」	原子炉格納容器内の放射線量率		格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エア放射線モニタ]	2	0	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エア放射線モニタ]	2	0	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
AM 設備別操作手順書 「DW クーラ代替除熱(RCW-A系)」 「DW クーラ代替除熱(RCW-B系)」	原子炉圧力容器内の温度		原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA) 残留熱除去系熱交換器入口温度	3 1 3 2 1 1	3 1 3 2 1 1	1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内に飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1	③ ③ ③ ③ ③ ③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ 非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ 直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	— — — — — —						
判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C) ドライウエル雰囲気温度 [格納容器内圧力(D/W)]	1 2 2	1 2 2	1 2 1	1 2 1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能 監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W) サブプレッション・チェンバ氣體温度 [格納容器内圧力(S/C)]	1 1 2	1 1 2	1 1 1	1 1 1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能 監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉格納容器内の温度		ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C) サブプレッション・チェンバ・プール水温度	1 1 3	1 1 3	1 1 3	1 1 3	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C) の上昇により代替監視可能 サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C) [サブプレッション・チェンバ氣體温度]	1 3	1 0	1 0	1 0	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C) により代替監視可能 監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度(常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量(A, B系のみ)		2	2	1	1	①	—								

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「DW クーラ代替除熱 (RCW-A 系)」 「DW クーラ代替除熱 (RCW-B 系)」	操作	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	2	2	1	1	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能			
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
			サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度により代替監視可能			
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能			
			サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能			
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量(A, B 系のみ)	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	
				格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	
		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合	
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧																	
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「RHR(B)による PCV ス ブレイ」	判断基準 (1/2)	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	[エア放射線モニタ]	2	0	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	[エア放射線モニタ]	2	0	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				原子炉圧力(SA)	1	1	1	1									
				原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1									
				原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1									
				原子炉水位(SA)	1	1	1	1									
		残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1			残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能								
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2			飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能						
			格納容器内圧力(S/C)	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1			直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能				
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能				

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「RHR(B)による PCV ス プレイ」	判断基準 ②/②	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能								
				復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)の注水量により代替監視可能								
				復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能								
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量(B系のみ)	1	1	0	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(B系のみ)	1	1	0	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能		
		電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後	区分 I 直流電源 を延命した場合			区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転転換手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「RHR (B) による PCV ス プレイ」	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能		
		格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (D/W)	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により代替監視可能		
		サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
		サブプレッション・チェンバ・プール水温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度により代替監視可能		
		格納容器内圧力 (S/C)	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により代替監視可能									
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
		サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
	原子炉格納容器への注水量 補機監視機能	残留熱除去系系統流量 (B 系のみ)	1	1	0	1	①	-	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (S/C) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (B 系のみ)	1	1	0	1	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度 (常用計器) により代替監視可能		
	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
復水貯蔵槽水位 (SA)									1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により代替監視可能			
格納容器内圧力 (D/W)									1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧により代替監視可能			
格納容器内圧力 (S/C)									1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により代替監視可能			
サブプレッション・チェンバ・プール水位	2	2	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により代替監視可能				

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による S/P 除熱」 「RHR(B)による S/P 除熱」	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能		
		サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	[サブプレッション・チェンバ氣體温度] サブプレッション・チェンバ氣體温度	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度(常用計器)により代替監視可能		
	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	
	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度(A, B 系のみ)	2	2	1	1	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換量評価より代替監視可能		
		残留熱除去系熱交換器出口温度(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	原子炉補機冷却水系系統流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	原子炉補機冷却水系の流量が確保されていることにより、最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能		
		残留熱除去系系統流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能		
		原子炉補機冷却水系系統流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	残留熱除去系ポンプ吐出圧力(A, B 系のみ)	2	2	1	1	—		
		残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—		
		原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度(A, B 系のみ)	2	2	1	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	1	1	1	1	—		
		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能	1	1	1	1	—		
格納容器内圧力(S/C)		1	1	1	1	①	—	[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能			
—		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価						
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO							
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合					
事故時運転転換手順書 (シビアアクシデント) AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による S/P 除熱」 「RHR(B)による S/P 除熱」	操作	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
			補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	—										
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
			残留熱除去系熱交換器出口温度(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3							
			残留熱除去系系統流量(A, B 系のみ)	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度(A, B 系のみ)	2	2	1	1	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換量評価より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
				原子炉補機冷却水系系統流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	原子炉補機冷却水系系統流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	原子炉補機冷却水系の流量が確保されていることにより、最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能					
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度(A, B 系のみ)	2	2	1	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	—	残留熱除去系ポンプ吐出圧力(A, B 系のみ)	2	2	1	1	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
			原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
		1			1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能						
		1			1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能						
		1			1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(S/C)と格納容器内圧力(D/W)の差圧により代替監視可能						
		2	2	1	1	①	—	[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能								

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
1.6.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順																
(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ																
事故時運転操作手順書 (敬候ベース) 「PCV 圧力制御」等	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
			[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1			監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)（常用計器）により代替監視可能						
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1			監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)（常用計器）により代替監視可能							
		ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能		
		サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0			監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能								
	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1			復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)の注水量により代替監視可能								
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1			水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能								
	補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量(B, C系のみ)	2	2	0	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(B, C系のみ)	2	2	0	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能		
	電源	M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ								
		M/C E 電圧	1	1	1	1	③									
P/C D-1 電圧		1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ									
P/C E-1 電圧		1	1	1	1	③										
直流 125V 主母線盤 B 電圧		1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ									
直流 125V 主母線盤 C 電圧	1	1	1	1	③											

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等	原子炉格納容器内の 圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能		
									[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能		
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		監視事項は主要パラメータにて確認
									サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能		
									[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能		
	原子炉格納容器内の 温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
		サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C) により代替監視可能		
	原子炉格納容器への 注水量 補機監視 機能	残留熱除去系系統流量(B, C 系のみ)	2	2	0	1	①	-								
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力(B, C 系のみ)	2	2	0	1	①	-								
	原子炉格納容器内の 水位	サブプレッション・チェンバ・ プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能		
格納容器内圧力(D/W)									1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W) と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能			
格納容器内圧力(S/C)									1	1	1	1				
								[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器) により代替監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	①	—	—						
	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3									
		残留熱除去系熱交換器出口温度	3	3	1	1	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換量評価より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	①	—	原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1		原子炉補機冷却水系の流量が確保されていることにより、最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能
			残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	3	3	1	1	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	①	—	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	3	3	1	1	①	—	—						
		原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	3	3	1	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	—							
	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位		1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位[常用計器]により代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱																
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後 PCV ベント (フィルタベント使用 (S/C))」 「炉心損傷後 PCV ベント (フィルタベント使用 (D/W))」	判断基準 (1/2)	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	①	—	[エア放射線モニタ]	2	0	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	2	1	1	0	①	—	[エア放射線モニタ]	2	0	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (SA)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			1	1	1	1		
				原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			3	3	1	1		
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			2	2	1	1		
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			1	1	1	1			
			残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1			残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2			2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
				[格納容器内圧力 (D/W)]	2	2	1	1			2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能
	サブプレッション・チェンバ気体温度			1	1	1	1			1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度により代替監視可能		
	[格納容器内圧力 (S/C)]			2	2	1	1			2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により代替監視可能		
	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)			1	1	1	1			1	1	1	1	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の注水量により代替監視可能		
	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1			1	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により代替監視可能			
	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1			1	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧により代替監視可能			
	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1			1	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により代替監視可能			
	[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1			2	2	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により代替監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後 PCV ベント (フィルタベント使用 (S/C))」 「炉心損傷後 PCV ベント (フィルタベント使用 (D/W))」	判断基準 ②/②	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	[サブプレッション・チェンバ氣體温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度(常用計器)により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ氣體温度の温度変化により代替監視可能	
			格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	
			格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	
			原子炉建屋内の水素濃度	8	8	8	8	①	—	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	4	4	4	4	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	
			原子炉建屋内の水素濃度	4	4	4	4	①	—							
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ							
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③									
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ								
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③									
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③									
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ								
		AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③									

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 「R/B 制御」	原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後 PCV ベント (フィルタベント使用 (S/C))」 「炉心損傷後 PCV ベント (フィルタベント使用 (D/W))」	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
操作 (1/2)	原子炉格納容器内の水位	原子炉建屋内の水素濃度	8	8	8	8	①	—	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	4	4	4	4	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンパ・プール水位	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により代替監視可能	
			格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧により代替監視可能	
	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンパ・プール水位 (常用計器) により代替監視可能			
	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
		格納容器内圧力 (D/W)	2	2	1	1	①	—	[格納容器内圧力 (D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により代替監視可能		
	格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンパ気体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンパ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンパ気体温度により代替監視可能		
								[格納容器内圧力 (S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により代替監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 「R/B 制御」	原子炉格 納容器内 の温度	操作 (2/2)	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視 可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ ー温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・ブ ール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・ブール水温度の上昇 により代替監視可能	
AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後 PCV ベン ト (フィルタベント使 用 (S/C))」 「炉心損傷後 PCV ベン ト (フィルタベント使 用 (D/W))」	補機監視 機能	2/2	サブプレッション・チェンバ・ ブール水温度	3	3	3	3	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C) により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-	[サブプレッション・チェンバ気 体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気 体温度(常用計器)により代替監視可能	
			フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ気 体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化に より代替監視可能	
			フィルタ装置出口放射線モニ タ	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器圧力 逃がし装置の健全性を代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合	
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン 移送ポンプ水張り」	判断基準	—	—						—						—		
	操作	—	—						—						—		
多様なハザード対応手順 「フィルタベント水位 調整(水張り)」	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—						—		
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—						—	
多様なハザード対応手順 「フィルタベント水位 調整(水抜き)」	判断基準	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—						—	
	操作	補機監視機能	フィルタ装置金属フィルタ差圧	2	2	2	2	①	—	—						—	
		補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—						—	
		補機監視機能	フィルタ装置ドレン移送流量	「緊急時対策本部」に確認				③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	—						—	
多様なハザード対応手順 「フィルタベント停止 後の N ₂ バージ」	判断基準	—	—						—						—		
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水素濃度	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
補機監視機能		フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により格納容器圧力速がし装置の健全性を代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置スクラ バ水 pH 調整」	判断基準	—	—						—						—		
	操作	補機監視機能	フィルタ装置スクラバ水 pH	1	1	1	1	①	—	フィルタ装置水位	2	2	2	2	必要な pH が確保されていることを、フィルタ装置水位の水位変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
多様なハザード対応手順 「ドレン移送ライン N ₂ バージ」	判断基準	—	—						—						—		
	操作	補機監視機能	ドレン移送ライン圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	—						—	
多様なハザード対応手順 「ドレンタンク水抜き」	判断基準	補機監視機能	ドレンタンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	—						—	
	操作	補機監視機能	ドレンタンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	—						—	

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 b. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱																	
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「代替循環冷却系による PCV 内の減圧及び除熱」	判断基準 (1/2)	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				原子炉圧力(SA)	1	1	1	1									
				原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1									
				原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1									
				原子炉水位(SA)	1	1	1	1									
		残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1			残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能								
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2			飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能						
			格納容器内圧力(S/C)	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1			直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能				
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能				

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「代替循環冷却系による PCV 内の減圧及び除熱」	判断基準 (2/2)	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	
			[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0	①	-	[サブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	
			原子炉格納容器内の酸素濃度	2	0	0	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の解析結果により、格納容器内酸素濃度の代替監視可能	
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系系統流量(B系のみ)	1	1	0	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(B系のみ)	1	1	0	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
			原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度(B系のみ)	1	1	0	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ							
		水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバを水源とする系統のうち、運転している系統の注水量よりサブプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
				復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-						
				残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-						
復水移送ポンプ吐出圧力	3			3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバを水源とする系統のポンプ吐出圧力により、サブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを監視可能							
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3			3	1	1	①	-								
[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	①	-	[サブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能				

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO	
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「代替循環冷却系によ る PCV 内の減圧及び除 熱」	原子炉圧 力容器内 の水位	[原子炉水位(狹帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測するこ とができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			3	3	1	1	①		高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
	原子炉圧 力容器内 の水位	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流量)	1	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測するこ とができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			1	1	1	1	①		復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量)	1	1	1	1		
	原子炉格 納容器内 の水位	格納容器下部水位	3	3	3	3	①	-	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可 能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
	原子炉格 納容器内 の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	-	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測するこ とができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
									原子炉圧力	3	3	1	1		
	原子炉格 納容器内 の圧力	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測するこ とができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
									格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1		
	原子炉格 納容器内 の圧力	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量 (格納容器下 部注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の注水 量により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
									復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1		
	原子炉格 納容器内 の圧力	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測するこ とができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気気温度	2	2	2	2		
	原子炉格 納容器内 の圧力	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	-	[格納容器内圧力 (D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計 器) により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
									格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1		
	原子炉格 納容器内 の圧力	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ氣體 温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チ ェンバ氣體温度により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
									[格納容器内圧力 (S/C)]	2	2	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
AM 設備別操作手順書 「代替循環冷却系によるPCV内の減圧及び除熱」	原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
操作 (2/2)	最終ヒートシンクの確保	復水補給水系温度(代替循環冷却)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	注水先の格納容器下部水位の水位変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1	①	—	格納容器下部水位	3	3	3	3	注水先の格納容器下部水位の水位変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	—	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	—	—	原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1	原子炉水位(燃料域)の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	—	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	原子炉水位(SA)の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	—	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	原子炉水位(SA)の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	—	—	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	原子炉圧力容器温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1	—	—	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)、復水補給水系流量(格納容器下部注水量)と復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			復水補給水系流量(格納容器下部注水量)	1	1	1	1	—	—	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水補給水系流量(格納容器下部注水量)と復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
補機監視機能	補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	原子炉格納容器内の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		復水移送ポンプ吐出圧力(B, C系のみ)	2	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	原子炉格納容器内の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉補機冷却水系系統流量(B系のみ)	1	1	0	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	原子炉格納容器内の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(B系のみ)	1	1	0	1	①	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	原子炉格納容器内の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度(B系のみ)	1	1	0	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	原子炉格納容器内の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
		復水移送ポンプ吐出圧力(B, C系のみ)	2	2	2	2	①	—	—	—	—	—	—	—	—	
		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 c. 格納容器内 pH 制御																	
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後格納容器薬品注入」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エア放射線モニタ]	2	0	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エア放射線モニタ]	2	0	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
操作	原子炉格納容器への注水量	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	3 1 3 2 1 1	3 1 3 2 1 1	1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	
				格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		格納容器内圧力(S/C)		1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能		
		原子炉格納容器内の水位	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器下部水位	3	3	3	3	①	—	格納容器下部水位	3	3	3	3	注水先の格納容器下部水位の水位変化により代替監視可能		
	サブプレッション・チェンバ・プール水位		1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)の注水量により代替監視可能			
	補機監視機能	薬液タンク水位	薬液タンク水位	1	1	1	1	③	原子炉格納容器内の pH を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
			サブプレッションプール水 pH					③	「緊急時対策本部」に確認	—	—	—	—	—	—	—	

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流電源が健全である場合の対応手順 d. 可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給																
多様なハザード対応手順 「可搬型格納容器窒素供給設備によるPCV窒素供給」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉格納容器内の放射線量率	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
								残留熱除去系熱交換器入口温度	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能			
操作	原子炉圧力容器内の温度	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）																		
事故時運転操作手順書 （シビアアクシデント） 「PCV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後 PCV ベント （フィルタベント使用（S/C）」 「炉心損傷後 PCV ベント （フィルタベント使用（D/W）」	判断基準 (1/2)	原子炉格納容器内	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エア放射線モニタ]	2	0	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エア放射線モニタ]	2	0	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉圧力容器内	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	3 1 3 2 1 1	3 1 3 2 1 1	1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	—	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能			
		原子炉格納容器内	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C) ドライウェル雰囲気温度	1 2	1 2	1 2	1 2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	[格納容器内圧力(D/W)] サブプレッション・チェンバ氣體温度	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉格納容器内の	水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)（常用計器）により代替監視可能	
					復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	—	—	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	
					復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	—	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	
					格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)	1 1	1 1	1 1	1 1	—	—	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)	1 1	1 1	1 1	1 1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転転換手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後 PCV ベン ト (フィルタベント使 用 (S/C))」 「炉心損傷後 PCV ベン ト (フィルタベント使 用 (D/W))」	判断基準 (2/2)	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	
			格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (S/C) により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度 (常用計器) により代替監視可能	
			原子炉格納容器内の水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	
			原子炉建屋内の水素濃度	8	8	8	8	①	—	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	4	4	4	4	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉建屋内の水素濃度	4	4	4	4	①	—							
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ							
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③								
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ							
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③								
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③								
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ							
AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③											

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後	区分 I 直流電源 を延命した場合			区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 「R/B 制御」	原子炉格納容器内の放射線レベル	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後 PCV ベント (フィルタベント使用 (S/C))」 「炉心損傷後 PCV ベント (フィルタベント使用 (D/W))」	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	8	8	8	8	①	—	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	4	4	4	4	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	1			1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により代替監視可能		
	1			1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧により代替監視可能		
	1			1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により代替監視可能		
	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			2	2	2	2	①	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
			2	2	1	1	①	—	[格納容器内圧力 (D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により代替監視可能		
1		1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度により代替監視可能					
2	2	1	1	①	—	[格納容器内圧力 (S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により代替監視可能					

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 「R/B 制御」	原子炉格 納容器内 の温度	操作 (2/2)	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視 可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・ブ ール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・ブール水温度の上昇 により代替監視可能	
AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後 PCV ベン ト (フィルタベント使 用 (S/C))」 「炉心損傷後 PCV ベン ト (フィルタベント使 用 (D/W))」	補機監視 機能	操作 (2/2)	サブプレッション・チェンバ・ ブール水温度	3	3	3	3	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C) により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ 気体温度	3	3	3	3	①	—	[サブプレッション・チェンバ 気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ 気体温度(常用計器)により代替監視可能	
			フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ 気体温度の温度変化に より代替監視可能	
			フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器圧力 逃がし装置の健全性を代替監視可能	
			フィルタ装置出口放射線モニ タ	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	—	

重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合		
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン 移送ポンプ水張り」	判断基準	—	—						—									
	操作	—	—						—									
多様なハザード対応手順 「フィルタベント水位 調整(水張り)」	判断基準	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—								
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—								
多様なハザード対応手順 「フィルタベント水位 調整(水抜き)」	判断基準	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—								
			フィルタ装置金属フィルタ差 圧	2	2	2	2	①	—	—								
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	—								
			フィルタ装置ドレン移送流量	「緊急時対策本部」に確認				③	フィルタベント系の動作 状態を確認するパラメータ	—	—							
多様なハザード対応手順 「フィルタベント停止 後の N ₂ バージ」	判断基準	—	—						—									
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水素濃度	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	原子炉格納容器内の水素濃度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により格納容器圧力速 格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置スクラ バ水 pH 調整」	判断基準	—	—						—									
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置スクラ バ水 pH 調整」	操作	補機監視機能	フィルタ装置スクラバ水 pH	1	1	1	1	①	—	フィルタ装置水位	2	2	2	2	必要な pH が確保されていることを、フィルタ装置 水位の水位変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			多様なハザード対応手順 「ドレン移送ライン N ₂ バージ」	判断基準	—	—						—						
多様なハザード対応手順 「ドレン移送ライン N ₂ バージ」	操作	補機監視機能	ドレン移送ライン圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	フィルタベント系の動作 状態を確認するパラメータ	—	—							
			多様なハザード対応手順 「ドレンタンク水抜き」	判断基準	補機監視機能	ドレンタンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	フィルタベント系の動作 状態を確認するパラメータ	—	—				
多様なハザード対応手順 「ドレンタンク水抜き」	操作	補機監視機能	ドレンタンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	フィルタベント系の動作 状態を確認するパラメータ	—	—							

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順																	
(1) 格納容器下部注水																	
事故時運転転換手順書 「シビアアクシデント」 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「MUWC による下部 D/W 注水」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
			残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1			残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1			残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	原子炉水位(狭帯域)	4	4	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1			
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1			
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
										原子炉圧力	3	3	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1				
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
原子炉水位(SA)	原子炉水位(SA)	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1				
									復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1				
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
									残留熱除去系系統流量	3	3	1	1				
									原子炉圧力	3	3	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
									原子炉圧力(SA)	1	1	1	1				
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1						

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「MUWC による下部 D/W 注水」		原子炉圧力 容器内の 圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1		
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
										原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
			原子炉圧力容器温度	2	2	2	2									
			原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1		
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
										原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
			原子炉圧力容器温度	2	2	2	2									
			格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2		
[格納容器内圧力 (D/W)]	2	2								1	1					
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
							サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1					
							[格納容器内圧力 (S/C)]	2	2	1	1					
原子炉格納容器内の 温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の上昇により代替監視可能				
							格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1					
							サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3					
							サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1					
サブプレッション・チェンバ・ プール水温度	3	3	3	3	①	-	[サブプレッション・チェンバ氣體温度 (常用計器)]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度 (常用計器) により代替監視可能				
							サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1					

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「MUWC による下部 D/W 注水」	判断基準 (3/3)	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		制御棒の位置	[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	②	制御棒の位置不明より、炉心損傷を確認	—	—	—	—	—	—	—	—
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を	—	—	—	—	—	—	—	—
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
		電源	P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を	—	—	—	—	—	—	—	—
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態	—	—	—	—	—	—	—	—
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)		1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1		
					1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1		
					1	1	1	0	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
					2	2	0	1	①	—	原子炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
					1	1	1	1	①	—	高圧炉心注水系系統流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1		
	3			3	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1				
	2			2	1	1	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1				
	1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能					
	1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	—					
	3	3	3	3	①	—	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能					

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「MUWC による下部 D/W 注水」	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能		
											[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0		監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能
		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	3	3	3	3	①	—	復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位の変化により代替監視可能		
		原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能		
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能		
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ						—		
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	①	—						—		
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)		1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1		
											復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1		
											原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0		
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
									復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1				
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1						
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能					

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価					
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO						
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
事故時運転操作手順書 「シビアアクシデント」 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による下部 D/W 注水」 多様なハザード対応手 順 「消防車による送水 (デブリ冷却)」	判断基準 (1/3)	原子炉格納容器内	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
			原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1						
		[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	—	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
					原子炉水位(狭帯域)	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
					原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
					原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1				
					原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位(SA)	1	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
					原子炉水位(狭帯域)								3	3	1	1				
					原子炉水位(広帯域)								2	2	1	1				
					原子炉水位(燃料域)								2	2	0	1				
					残留熱除去系系統流量								3	3	1	1				
					原子炉圧力								3	3	1	1				
		原子炉圧力(SA)	1	1	1								1							
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1																
原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能															
原子炉圧力(SA)	1	1	1	1																
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能															
原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1																
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1																
原子炉圧力	3	3	1	1																
原子炉圧力(SA)	1	1	1	1																
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1																

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による下部 D/W 注水」 多様なハザード対応手 順 「消防車による送水 (デブリ冷却)」	判断基準 ② ③	原子炉圧 力容器内 の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
				原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
				原子炉水位 (SA)	1	1	1	1										
				原子炉圧力容器温度	2	2	2	2										
		原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認										
		原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1												
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1												
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	1												
		原子炉圧力容器温度	2	2	2	2												
		原子炉格 納容器内 の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
				ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2										
				[格納容器内圧力 (D/W)]	2	2	1	1										
格納容器内圧力 (D/W)	1			1	1	1												
原子炉格 納容器内 の温度	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
		[格納容器内圧力 (S/C)]	2	2	1	1												
		格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1												
		格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1												
原子炉格 納容器内 の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
		サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1												
		[サブプレッション・チェンバ氣體温度 (常用計器)]	3	0	0	0												
		サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3												
原子炉格 納容器内 の温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ氣體温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 「シビアアクシデント」 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による下部 D/W 注水」 多様なハザード対応手 順 「消防車による送水 (デブリ冷却)」	判断基準 (3/3)	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能		
		制御棒の位置	[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	②	制御棒の位置不明より、炉心損傷を確認	—	—	—	—	—	—	—	—
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を	—	—	—	—	—	—	—	—
		電源	M/C D 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を	—	—	—	—	—	—	—	—
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態	—	—	—	—	—	—	—	—
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1			
				1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1			
				1	1	1	0	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
				2	2	0	1	①	—	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
				1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1			
3	3			1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1					
2	2			1	1	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1					
1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1							
3	3	3	3	①	—	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能						
防火水槽	「緊急時対策本部」に確認			③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
淡水貯水池	「緊急時対策本部」に確認			③	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による下部 D/W 注水」 多様なハザード対応手 順 「消防車による送水 (デブリ冷却)」	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0	①	—	[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉格納容器内の水位	3	3	3	3	①	—	格納容器下部注水流量	1	1	1	1	復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)の注水量により代替監視可能	
			原子炉格納容器への注水量	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位の変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	
			補機監視機能	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	可搬型代替注水ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—					
			水源の確保	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—					
淡水貯水池	「緊急時対策本部」に確認				③		—									

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数		SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		SBO 影響		計器故障等	SBO
				直後	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				直後	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる下部 D/W 注水」	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (SA)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			
判断基準 (1/3)	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位 (狭帯域)] 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	4	4	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			3	3	1	1	①	—	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
			2	2	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	3	3	1	1			
			1	1	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			
			1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1			
			1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
			1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
			1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
			1	1	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			
			1	1	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			
			1	1	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			
			1	1	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる下部 D/W 注水」		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1		
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
										原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
			原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1		
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
										原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
			格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
										格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1		
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2		
										[格納容器内圧力 (D/W)]	2	2	1	1		
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
							サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1					
							[格納容器内圧力 (S/C)]	2	2	1	1					
							格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1					
ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の上昇により代替監視可能				
							格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1					
							サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3					
							サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1					
サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度 (常用計器) により代替監視可能				
							サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1					
							サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3					
							サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1					

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる下部 D/W 注水」	判断基準 (3/3)	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		制御棒の位置	[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	②	制御棒の位置不明より、炉心損傷を確認	—	—	—	—	—	—	—	—
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を	—	—	—	—	—	—	—	—
		電源	M/C D 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を	—	—	—	—	—	—	—	—
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態	—	—	—	—	—	—	—	—
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1			
				1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1			
				1	1	1	0	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
				2	2	0	1	①	—	原子炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
				1	1	1	1	①	—	高圧炉心注水系系統流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1			
3	3			1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1					
2	2			1	1	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1					
1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1							
1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1							
3	3	3	3	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	—				
ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認			③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—				

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる下 部 D/W 注水」	原子炉格 納容器内 の温度	操作	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視 可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・ブ ール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・ブール水温度の上昇 により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C) により代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ・ ブール水温度	3	3	3	3	①	—	[サブプレッション・チェンバ気 体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体 温度(常用計器)により代替監視可能		
			原子炉格 納容器内 の水位	格納容器下部水位	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ気 体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化に より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			原子炉格 納容器内 の水位		3	3	3	3	①	—	復水補給水系流量(格納容器下 部注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)の注水 量により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			原子炉格 納容器へ の注水量	復水補給水系流量(格納容器 下部注水流量)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位の変化により代替監視 可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			補機監視 機能		ディーゼル駆動消火ポンプ吐 出圧力	「緊急時対策本部」に確認			③	ディーゼル駆動消火ポン プの運転状態を確認する パラメータ	—				—		
			水源の確 保		ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認			③	代替水源の確保状態を確 認するパラメータ	—				—		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順																
(1) 原子炉压力容器への注水																
事故時運転転換手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「MLWC による原子炉注水」	原子炉压力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			3	3	1	1	①	—	原子炉水位(狭帯域)	1	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
AM 設備別操作手順書 「MLWC による原子炉注水」	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
電源	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能		
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ	原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
水源の確保	水源の確保	[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能		
									復水補給水系系統流量(RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1			
									復水補給水系系統流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
									残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
									原子炉圧力	3	3	1	1			
									原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
									復水補給水系系統流量(RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1			
									復水補給水系系統流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
									復水補給水系系統流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1			
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
									復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能		
									復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価				
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO					
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉 注水」	原子炉圧 力容器内 の水位	操作 (1/2)	[原子炉水位(狹帯域)]	4	4												直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	①	—									
原子炉水位(燃料域)			2	2	1	1	①	①	—										
原子炉水位(SA)			1	1	1	1	①	①	—										
原子炉水位(燃料域)			2	2	1	1	①	①	—										
原子炉水位(SA)			1	1	1	1	①	①	—										
原子炉水位(燃料域)			2	2	1	1	①	①	—										
原子炉圧力			3	3	1	1	①	①	—										
原子炉圧力(SA)			1	1	1	1	①	①	—										
原子炉圧力(SA)			1	1	1	1	①	①	—										
原子炉圧力(SA)			1	1	1	1	①	①	—										
原子炉圧力(SA)			1	1	1	1	①	①	—										

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉 注水」	操作 (2/2)	原子炉圧 力容器へ の注水量	復水補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流量)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代 替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
			原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より 代替監視可能					
				復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代 替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
				原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より 代替監視可能				
				補機監視 機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧 力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を 確認するパラメータ	—						
					復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	①	—	—						
				水源の確 保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転してい る系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可 能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
		1	1			1	1	復水補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流量)	1	1	1	1						
		1	1			1	1	復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量)	1	1	1	1						
		1	1			1	0	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0						
		2	2			0	1	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1						
		1	1			1	1	復水補給水系流量 (格納容器下 部注水流量)	1	1	1	1						
3	3	1	1			原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1								
2	2	1	1			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1								
1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水 位の代替監視可能									
3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位 が確保されていることを監視可能									

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉 注水」 多様なハザード対応手 順 「消防車による送水 (デブリ冷却)」	判断基準	原子炉圧 力容器内 の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①		—	
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①		—	
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①		—	
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①		—	
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①		—	
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①		—	
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①		—	
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①		—	
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①		—	
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①		—	
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①		—	
		M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を	—	—	—	—	—	—	—	—		
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—		
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を	—	—	—	—	—	—	—	—		
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—		
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態	—	—	—	—	—	—	—	—		
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—		
		水源の確保	判断基準	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	0	0	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	監視事項は主要パラメータにて確認
					1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	0	1	—		
					1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	0	1	—		
					1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	0	1	—		
					1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	0	1	—		
					1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	0	1	—		
原子炉水位 (SA)	1			1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	0	1	—				
原子炉水位 (SA)	1			1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	0	1	—				
原子炉水位 (SA)	1			1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	0	1	—				
原子炉水位 (SA)	1			1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	0	1	—				
原子炉水位 (SA)	1			1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	0	1	—				
原子炉水位 (SA)	1			1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	0	1	—				
防火水槽	「緊急時対策本部」に確認			③	代替水源の確保状態を確	—	—	—	—	—	—	—	—	—				
淡水貯水池	「緊急時対策本部」に確認			③	認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—				

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
事故時運転転換手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉 注水」 多様なハザード対応手 順 「消防車による送水 (デブリ冷却)」	操作 (1/2)	原子炉圧力 容器内の 水位	[原子炉水位(狹帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
				2	2	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
										高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1			
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
										原子炉圧力	3	3	1	1			
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
										原子炉水位(燃料域)	3	3	1	1			直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
										原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1			
										高圧代替注水系統流量	1	1	1	1			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
										復水補給水系統流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
								復水補給水系統流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
								高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
								原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
						原子炉圧力	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能						
						原子炉圧力	3	3	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
						原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能						
						原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
						原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能						
						原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
						原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能						

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (デブリ冷却)」	操作 ②/②	原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能				
		復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能				
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	代替監視可能				
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	1										
	補機監視機能	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	可搬型代替注水ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—							
			「緊急時対策本部」に確認				③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—							
			「緊急時対策本部」に確認				③		—							
			「緊急時対策本部」に確認				③		—							

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狹帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
判断基準	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ						—		
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ						—		
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ						—		
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ						—		
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ						—		
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	確認するパラメータ						—		
	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能			
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能			
ろ過水タンク水位			「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ							—			

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価										
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO											
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合									
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原 子炉注水」	操作 (1/2)	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狹帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認									
				3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能										
				2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能								
				—	—	—	—	—	—	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0				原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能							
				—	—	—	—	—	—	高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1					原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能						
				—	—	—	—	—	—	残留熱除去系統流量	3	3	1	1						原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能					
				—	—	—	—	—	—	原子炉圧力	3	3	1	1							原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能				
				—	—	—	—	—	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1								原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能			
				—	—	—	—	—	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1									直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
				—	—	—	—	—	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1										直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
				—	—	—	—	—	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1											原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
				—	—	—	—	—	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1											
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
					—	—	—	—	—	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能									
					—	—	—	—	—	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能							
					—	—	—	—	—	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1				直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能						
					—	—	—	—	—	—	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2					直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
					—	—	—	—	—	—	原子炉圧力	3	3	1	1						直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
			原子炉圧力(SA)	原子炉圧力(SA)	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認							
						—	—	—	—	—	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能								
						—	—	—	—	—	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能						
						—	—	—	—	—	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1				直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
						—	—	—	—	—	—	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2					直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
						—	—	—	—	—	—	原子炉圧力	3	3	1	1						直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原 子炉注水」	原子炉圧 力容器へ の注水量 操作 (2/2)	復水補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流量)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代 替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より 代替監視可能		
		1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より 代替監視可能			
		1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代 替監視可能			
		1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代 替監視可能			
		1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より 代替監視可能			
		補機監視 機能	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポン プの運転状態を確認する パラメータ	—							
		水源の確 保	「緊急時対策本部」に確認				③	代替水源の確保状態を確 認するパラメータ	—							

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「R/B 制御」	判断基準 (1/2)	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狹帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1		
				2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1		
				4	4	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
				3	3	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
				3	3	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
				2	2	0	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
				2	2	0	1	①	—	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
				3	3	1	1	①	—	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
				3	3	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1		
				1	1	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		
				1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
				1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
				1	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
				3	3	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1		
				3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
				2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
				1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
				1	1	1	1	①	—	原子炉圧力	1	1	1	1		
				2	2	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
				1	1	1	1	①	—	原子炉圧力	1	1	1	1		
				1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1		
1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1						
1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1						
2	2	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2						

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「R/B 制御」	電源	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-							
			水源の確保 [復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	0	0	①	-	復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流)	1	1	1	1		
				1	1	0	0	①	-	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流)	1	1	1	1		
				1	1	0	0	①	-	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
				1	1	0	0	①	-	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
				1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(格納容器下部注水流)	1	1	1	1		
				1	1	0	0	①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
				1	1	0	0	①	-	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
				1	1	0	0	①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
1	1	0	0	①	-	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能					

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「R/B 制御」	原子炉圧力容器内の水位	操作 (1/2)	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4 3 2	4 3 2	1 1 1	1 1 1	① ① ①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
	原子炉圧力容器内の圧力	-	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
					原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能						
					原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能						
					原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能						
					原子炉水位(SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能						
					原子炉水位(SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能						
					原子炉水位(SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能						
					原子炉水位(SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能						
					原子炉水位(SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能						
					原子炉水位(SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能						
					原子炉水位(SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能						
					原子炉水位(SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能						

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「R/B 制御」	原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1									
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1									
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1									
	補機監視機能	高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	1	1	1	1	③	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-			
			1	1	1	1	③									
			1	1	1	1	③									
			1	1	1	1	③									
	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	0	0	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	1	①		復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1			
									復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
									復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1			
							原子炉水位 (広帯域)		3	3	1	1				
							原子炉水位 (燃料域)		2	2	1	1				
					原子炉水位 (SA)	1	1	1	1							
					1	1	1	1								
					3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能							

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 〔シビアアクシデント〕 「RPV 制御」 「R/B 制御」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
AM 設備別操作手順書 「SLC ポンプ」によるほう酸水注入	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	3 1 3 2 1	3 1 3 2 1	1 1 1 1 1	1 1 1 1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	—	—	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	3	3	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能		
判断基準	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位 (狭帯域)]	4	4	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	①	—	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	—	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1			
									復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
									高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
									残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
									原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
									原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			
									格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1			
電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ								
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③									
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ								
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③									
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ								
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③									

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「SLC ボンプによるほう 酸水注入」	原子炉圧 力容器内 の水位	操作	[原子炉水位(狹帯域)]	4	4				①					直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することが でき、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と 崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			①						
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		①							
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1		①							
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1		①							
			原子炉圧力	3	3	1	1		①							
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		①							
			原子炉水位(広帯域)	3	3											
			原子炉水位(燃料域)	2	2											
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1									
			原子炉圧力容器温度	2	2											
			原子炉圧力	3	3											
			原子炉水位(広帯域)	3	3											
			原子炉水位(燃料域)	2	2											
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1									
			原子炉圧力容器温度	2	2											

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「CRD による原子炉注 水」	原子炉圧 力容器内 の水位	判断基準	[原子炉水位(狹帯域)]	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能	
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能	
			原子炉補機冷却水系系統流量(A系のみ)	1	1	1	0	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1		
			水源の確保	1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能	
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位(SA)	
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「CRD による原子炉注 水」	原子炉圧 力容器内 の水位	操作 (1/2)	[原子炉水位(狹帯域)]	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能				
原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1					
	1	1	1	1	①	—	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1					
							原子炉圧力	3	3	1	1					
							原子炉圧力(SA)	1	1	1	1					
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1					
							原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1					
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1					
							高圧代替注水系統流量	1	1	1	1					
							復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1					
							復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1					
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0					
							高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1					
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1					
							原子炉圧力	3	3	1	1					
							原子炉圧力(SA)	1	1	1	1					
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1					
	原子炉圧 力容器内 の圧力		原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
			原子炉圧力	2	2	2	2			原子炉圧力	3	3	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
										原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「CRD による原子炉注 水」	操作 (②/③)	原子炉圧 力容器内 の温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあ ると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧 力より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			原子炉圧力容器内の温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			
			原子炉圧力容器への注水量	1	1	0	0	③	制御棒駆動系の運転状態 を確認するパラメータ	—	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1			1
			制御棒駆動系系統流量	1	1	0	0	③	制御棒駆動系の運転状態 を確認するパラメータ	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			1
			制御棒駆動系充て (6号炉)	4	4	1	1	③	制御棒駆動系の運転状態 を確認するパラメータ	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1			1
			補機監視機能	1	1	1	0	③	制御棒駆動系の運転状態 を確認するパラメータ	—	残留熱除去系熱交換器入口温 度	1	1	1			1
			水源の確 保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転してい る系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可 能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
					1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (RHR A 系代 替注水流量)	1	1	1	1		
					1	1	0	0	①	—	復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量)	1	1	1	1		
					1	1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
					1	1	1	1	①	—	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
					1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (格納容器下 部注水流量)	1	1	1	1		
			原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	—	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水 位の代替監視可能	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
			1	1	1	1	1			1	1	1	1				
			1	1	1	1	1			1	1	1	1				
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3		復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位 が確保されていることを監視可能								

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「HPCF 緊急注水」	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1			
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
電源	電源	M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ								
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ								
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ								
水源の確保	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		1	1	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1				
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
									原子炉圧力(広帯域)	3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉圧力(燃料域)	2	2	1	1				
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
									復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「HPCF 緊急注水」	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
1	1	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能					
1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能					
1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能					
1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能					
1	1	1	1	①	—	原子炉圧力	1	1	1	0	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能					
1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	0	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能					
1	1	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能					
1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能					
1	1	1	1	①	—	原子炉圧力	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能					
1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能					
1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	0	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能					
1	1	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能					
1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能					
1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能					
1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能					
1	1	1	1	①	—	原子炉圧力	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能					
1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
1	1	1	1	①	—	原子炉圧力	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能					

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「HPCF 緊急注水」	原子炉圧力 容器への注水量	原子炉圧力 容器への注水量 (B 系のみ)	1	1	0	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認代替監視可能	
			原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
	補機監視機能	補機監視機能 (B 系のみ)	1	1	0	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	—		
			1	1	0	1	①	—	—	1	1	1	1	—		
	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	0	0	①	—	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能		
			1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1			
			1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1			
			1	1	0	0	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
			1	1	1	1	①	—	高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
			1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1			
水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	0	0	①	—	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能			
		1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1				
		1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
		1	1	1	1	①	—	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3		復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能		

重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 b. 可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給																
多様なハザード対応手順 「可搬型格納容器窒素供給設備によるPCV窒素供給」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				原子炉圧力(SA)	1	1	1	1								
				原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1								
				原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1								
原子炉水位(SA)	1	1	1	1												
残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1			残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能									
操作	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	

重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出																
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「PCV 水素・酸素ガス 放出 (フィルタベント 使用 (S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス 放出 (フィルタベント 使用 (D/W))」 「PCV 水素・酸素ガス 放出 (耐圧強化ライン 使用 (S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス 放出 (耐圧強化ライン 使用 (D/W))」	判断 基準 (1/2)	原子炉格納容器内の 格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エア放射線モニタ]	2	0	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉格納容器内の 格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エア放射線モニタ]	2	0	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器内の 原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位 (SA) 残留熱除去系熱交換器入口温度	3 1 3 2 1 1 3	3 1 3 2 1 1 3	1 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉格納容器内の 格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C) ドライウエル雰囲気温度 [格納容器内圧力(D/W)]	1 2 2	1 2 2	1 2 1	1 2 1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能 監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉格納容器内の 格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W) サブプレッション・チェンバ氣體温度 [格納容器内圧力(S/C)]	1 1 2	1 1 2	1 1 1	1 1 1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能 監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉格納容器内の ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C) サブプレッション・チェンバ・プールの水温度 格納容器内圧力(S/C) [サブプレッション・チェンバ氣體温度]	1 1 3 1 3	1 1 3 1 0	1 1 3 1 0	1 1 3 1 0	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能 サブプレッション・チェンバ・プールの水温度の上昇により代替監視可能 飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C) により代替監視可能 監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度(常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉格納容器内の サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ氣體温度 [サブプレッション・チェンバ氣體温度]	3 3	3 0	3 0	3 0	サブプレッション・チェンバ・プールの水温度の上昇により代替監視可能 監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度(常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉格納容器内の サブプレッション・チェンバ・プールの水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ氣體温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	

重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後	区分 I 直流電源 を延命した場合			区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「PCV 水素・酸素ガス 放出 (フィルタベント 使用 (S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス 放出 (フィルタベント 使用 (D/W))」 「PCV 水素・酸素ガス 放出 (耐圧強化ライン 使用 (S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス 放出 (耐圧強化ライン 使用 (D/W))」	判断基準 (2/2)	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の解析結果により、格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	—	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能	
			格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	—	—	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の注水量により代替監視可能	
			復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	—	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により代替監視可能	
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
P/C D-1 電圧	1		1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—			
直流 125V 主母線盤 A 電圧	1		1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—			
電源	直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—			
	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—			
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			

重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「PCV 水素・酸素ガス 放出 (フィルタベント 使用 (S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス 放出 (フィルタベント 使用 (D/W))」 「PCV 水素・酸素ガス 放出 (耐圧強化ライン 使用 (S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス 放出 (耐圧強化ライン 使用 (D/W))」	操作 (1/2)	原子炉格納容器内	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器内	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により代替監視可能	
										格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧により代替監視可能	
										格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) の解析結果により、格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0		
										格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能	
										格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能			
								[格納容器内圧力 (D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により代替監視可能			
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度により代替監視可能			
								[格納容器内圧力 (S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により代替監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「PCV 水素・酸素ガス 放出 (フィルタバント 使用 (S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス 放出 (フィルタバント 使用 (D/W))」 「PCV 水素・酸素ガス 放出 (耐圧強化ライン 使用 (S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス 放出 (耐圧強化ライン 使用 (D/W))」	原子炉格 納容器内 の温度	操 作 (2 / 2)	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視 可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ ー気体温度	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・ブ ール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・ブール水温度の上昇 により代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ・ ール水温度	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C) により代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ・ ール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ ー気体温度	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ ー気体温度(常用計器)により代替監視可能		
	最終ヒ ートシンク の確保	操 作 (2 / 2)	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ ー気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ ー気体温度の温度変化に より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器圧力 逃がし装置の健全性を代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			フィルタ装置出口放射線モニ タ	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	—	—	
			耐圧強化バント系放射線モニ タ	2	2	2	2	①	—	—	—	—	—	—	—	—	
			—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響				計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	区分Ⅲ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	区分Ⅲ直流電源 を延命した場合		
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御																		
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「FCS(A)による格納容 器水素制御」 「FCS(B)による格納容 器水素制御」	判断基準(1/2)	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の解析結果により、格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
										格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	格納容器内酸素濃度の代替監視可能			
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能			
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
										[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能			
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内放射線量率	2	1	1	0	①	—	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
										[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能			
										[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能			
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器内の温度	2	2	2	2	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
								原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内に飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能					
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	1						
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1						
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1						
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1						
原子炉水位	1	1	1	1														
残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能													

重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価						
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO							
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合					
事故時運転転作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「FCS(A)による格納容器 水素制御」 「FCS(B)による格納容器 水素制御」	原子炉格納容器内の温度	最終ヒートシンクの確保	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
			残留熱除去系熱交換器入口温度(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
			残留熱除去系熱交換器出口温度(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換量評価より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
			残留熱除去系系統流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度(A, B 系のみ)	2	2	1	1	原子炉補機冷却水系の流量が確保されていることにより、最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能						
			原子炉補機冷却水系系統流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	原子炉補機冷却水系系統流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	残留熱除去系ポンプ吐出圧力(A, B 系のみ)	2	2	1	1	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
			原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度(A, B 系のみ)	2	2	1	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—			

重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合			区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
AM 設備別操作手順書 「FCS(A)による格納容器水素制御」 「FCS(B)による格納容器水素制御」	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の解析結果により、格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内放射線レベル (S/C)	2	1	1	0	格納容器内放射線レベル (S/C) の解析結果により、格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
操作	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	—	[格納容器内圧力 (D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	補機監視機能	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		可燃性ガス濃度制御系入口ガス流量	2	2	1	1	③	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		ブロワ吸込ガス流量	2	2	1	1	③		[格納容器内圧力 (S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	ブロワ吸込圧力	2	2	1	1	③	格納容器内圧力 (D/W)		1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	加熱管内ガス温度	2	2	1	1	③	格納容器内圧力 (S/C)		1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (S/C) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	加熱管出口ガス温度	2	2	1	1	③	[サブプレッション・チェンバ氣體温度]		3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ氣體温度 (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
加熱管表面温度	2	2	1	1	③	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3		3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
再結合器内ガス温度	2	2	1	1	③	格納容器内圧力 (S/C)	1		1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力 (S/C) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
再結合器表面温度	2	2	1	1	③											

重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順																
(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視																
a. 格納容器内水素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度監視																
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能										
	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			電源	AM 用直流 125V 充電器蓄電池電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—					
操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	—	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	

重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順																
(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視																
b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視																
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機 冷却水 (A) 確保」 「代替 Hx による補機 冷却水 (B) 確保」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	①	—	[エア放射線モニタ]	2	0	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	2	1	1	0	①	—	[エア放射線モニタ]	2	0	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				原子炉水位 (SA)	1	1	1	1								
				原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1								
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1								
				原子炉水位 (SA)	1	1	1	1								
		残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1			残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能							
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の解析結果により、格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
格納容器内放射線レベル (S/C)	2	1	1	0												
格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1												
電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ									
	M/C D 電圧	1	1	1	1	③										
	P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ									
	P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③										
	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ									
	直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③										

重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO		
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後	区分 I 直流電源 を延命した場合			区分 II 直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機 冷却水 (A) 確保」 「代替 Hx による補機 冷却水 (B) 確保」	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の解析結果により、格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、事故後の格納容器内の空気 (酸素) の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能	
				格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度 / 圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	—	[格納容器内圧力 (D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により代替監視可能	
				格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系系統流量 (A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度 / 圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度 (A, B 系のみ)	2	2	1	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	格納容器内圧力 (S/C)	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順																
(1) 原子炉ウエル注水																
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉ウエル注水」	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉水位(燃料域)	3	3	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
多様なハザード対応手順 「消防車による送水(原子炉ウエル注水)」	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
水源の確保	防火水槽 淡水貯水池	「緊急時対策本部」に確認					③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		「緊急時対策本部」に確認					③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
水源の確保	防火水槽 淡水貯水池	「緊急時対策本部」に確認					③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		「緊急時対策本部」に確認					③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	

重大事故等対処に係る監視事項

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「SPCU による原子炉 ウエル注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線レベル(D/W)	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1			残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1										
		電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ								
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③									
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ								
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③									
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ								
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③									
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	—	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
1	1			1	1			復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1					
1	1			1	1			復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1					
1	1			1	0			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0					
2	2			0	1			原子炉心注水系系統流量	2	2	0	1					
1	1			1	1			復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1					
3	3			1	1			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1					
2	2			1	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1					
1	1			1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
1	1			1	1			注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能	1	1	1	1					
3	3	3	3			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能						

重大事故等対処に係る監視事項

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」	原子炉格 納容器内 の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W) 又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視 可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認 可能	
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	—	—								
AM 設備別操作手順書 「SPCU による原子炉 ウエル注水」	操作	補機監視 機能	1	1	1	0	③	サブプレッションプール浄 化系の運転状態を確認す るパラメータ	—							
		水源の確 保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	—	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転してい る系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可 能	監視事項は主要パ ラメータにて確認 可能
				1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR A系代 替注水流量)	1	1	1	1		
									復水補給水系流量(RHR B系代 替注水流量)	1	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
									高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
									復水補給水系流量(格納容器下 部注水流量)	1	1	1	1			
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
							1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水 位の代替監視可能					
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位 が確保されていることを監視可能				

重大事故等対処に係る監視事項

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順																	
(1) 原子炉建屋内の水素濃度監視																	
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉圧力							原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		
				原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
				原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	8	8	8	8	①	-	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	4	4	4	4	①	-	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	4	4	4	4	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能		
		電源	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ								
			原子炉建屋内の水素濃度	8	8	8	8	①	-	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	4	4	4	4	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
操作	原子炉建屋内の水素濃度	8	8	8	8	①	-	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	4	4	4	4	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
	原子炉建屋内の水素濃度	4	4	4	4	①	-										

重大事故等対処に係る監視事項

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順																
(2) 原子炉建屋トップベント																
事故時運転転換操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」	判断 基準	原子炉建 屋内の水 素濃度	原子炉建屋水素濃度	8	8	8	8	①	—	静的触媒式水素再結合器 動作 監視装置	4	4	4	4	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置により原 子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
			静的触媒式水素再結合器 動 作監視装置	4	4	4	4	①	—	—						
多様なハザード対応手 順 「水素対策(原子炉建 屋トップベント)」	操作	原子炉建 屋内の水 素濃度	原子炉建屋水素濃度	8	8	8	8	①	—	静的触媒式水素再結合器 動作 監視装置	4	4	4	4	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置により原 子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価					
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO						
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順																				
(1)燃料プール代替注水																				
事故時運転転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」 「消防車による可搬型 SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (SFP 常設スプレイ)」 「消防車による送水 (SFP 可搬型スプレイ)」 水源の確保 防火水槽 淡水貯水池	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報	1	1	1	0	—	—	—				—	—					
			燃料プール温度高 警報	1	1	1	0	—	—	—										
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1			1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1			1	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ			
		使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
		使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ		1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能
		M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—				
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—				
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—				
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—				
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—				
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—				
		直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—				
		AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—				
		防火水槽	「緊急時対策本部」に確認						③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—				
淡水貯水池	「緊急時対策本部」に確認						③	—	—	—	—	—	—	—						

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレー」 「消防車による可搬型 SFP スプレー」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (SFP 常設スプレー)」 「消防車による送水 (SFP 可搬型スプレー)」	使用済燃料プールの監視	操作	燃料プール水位低 警報	1	1	1	0	—	—	—							
			燃料プール温度高 警報	1	1	1	0	—	—	—							
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			スキマサージタンク水位	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—							
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
水源の確保	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—									
	淡水貯水池	「緊急時対策本部」に確認				③		—									

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる SFP 注水」 「SFP 監視カメラ冷却 装置起動」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報	1	1	1	0	—	—	—						—	—	
			燃料プール温度高 警報	1	1	1	0	—	—	—								
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能			監視事項は主要パラメータにて確認
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	—				
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能				
		使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能				
		電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—						—		
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	—	—						—		
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—						—		
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	—	—						—		
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	—	—						—		
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	—	—						—		
			直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—						—		
		AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③	—	—						—			
水源の確保	ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認			③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—						—					

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる SFP 注水」 「SFP 監視カメラ冷却 装置起動」	使用済燃料プールの監視	操作	燃料プール水位低 警報	1	1	1	0	—	—	—							
			燃料プール温度高 警報	1	1	1	0	—	—	—							
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	—	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	1	—	—
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	—	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	1	—	—
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	—	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	1	—	—
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	—	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	1	—	—
			スキマサージタンク水位	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—							
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	—	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	1	—	—
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	—	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	1	—	—
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	—	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	1	—	—
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	—	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	1	—	—			
使用済燃料貯蔵プールへの注水量	1	1	1	1	①	—	—										
補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—									
水源の確保	ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—									

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順																	
(2) 漏えい抑制																	
事故時運転転換手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転転換手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転転換手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報	1	1	1	0	—	—	—							
			燃料プール温度高 警報	1	1	1	0	—	—	—							
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	1		
				1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	1		
				1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
事故時運転転作手順書 (微候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転転作手順書 (シビアアクシデン ト) 「R/B 制御」 事故時運転転作手順書 (停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温 度制御」 AM 設備別操作手順書 「SFP 監視カメラ冷却 装置起動」	操作	使用済燃料 プールの 監視	燃料プール水位低 警報	1	1	1	0	—	—	—							
			燃料プール温度高 警報	1	1	1	0	—	—	—							
			使用済燃料貯蔵プール水位・ 温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温 度 (SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射 線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認すること ができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			使用済燃料貯蔵プール放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1			
			使用済燃料貯蔵プール監視カ メラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール監視カ メラ	1	1	1	1			
			使用済燃料貯蔵プール水位・温 度 (SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温 度 (SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射 線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認すること ができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			使用済燃料貯蔵プール放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1			
			使用済燃料貯蔵プール監視カ メラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール監視カ メラ	1	1	1	1			
			スキマサージタンク水位	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態 を確認するパラメータ	—							
			使用済燃料プールエア雰囲気 温度	1	1	1	0	③	使用済燃料プールの状態 を確認するパラメータ	—							
[エア放射線モニタ]	25	0	0	0	②	—	—										
プロセス放射線モニタ	4	4	1	1	③	使用済燃料プールの状態 を確認するパラメータ	—										
使用済燃料貯蔵プール水位・温 度 (SA 広域)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温 度 (SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射 線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認すること ができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認				
使用済燃料貯蔵プール水位・温 度 (SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温 度 (SA)	1	1	1	1						
使用済燃料貯蔵プール監視カ メラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール監視カ メラ	1	1	1	1						

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価									
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO										
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合								
1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プールのスプレイ																								
事故時運転転操作手順書 (微候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転転操作手順書 (停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」 「消防車による可搬型 SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (SFP 常設スプレイ)」 「消防車による送水 (SFP 可搬型スプレイ)」 水源の確保 「防火水槽」 「淡水貯水池」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報	1	1	0	0	—	—	—														
			燃料プール温度高 警報	1	1	0	0	—	—	—														
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	1	1	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	1	1	使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能
		使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	1	1	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	1	1	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	1	1	使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		防火水槽	「緊急時対策本部」に確認						③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
淡水貯水池	「緊急時対策本部」に確認						③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」 「消防車による可搬型 SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (SFP 常設スプレイ)」 「消防車による送水 (SFP 可搬型スプレイ)」	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報	1	1	1	0	—	—	—							
			燃料プール温度高 警報	1	1	1	0	—	—	—							
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1			
			スキマサージタンク水位	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—							
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1			
			使用済燃料プールエアラ雰囲気温度	1	1	1	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—							
			[エアラ放射線モニタ]	25	0	0	0	②	—	—							
			プロセス放射線モニタ	4	4	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—							
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1			
							使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1						
水源の確保	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—											
	淡水貯水池	「緊急時対策本部」に確認		③		—											

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価														
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO															
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合													
1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順																													
(2) 漏えい緩和																													
事故時運転転換手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転転換手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転転換手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「SFP 漏えい緩和」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報	1	1	1	0	—	—	—																			
			燃料プール温度高 警報	1	1	1	0	—	—	—																			
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認												
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認												
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	1	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	1	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	1	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	1	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
事故時運転転換手順書（微候ベース） 「SFP 水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転転換手順書（シビアアクシデント） 「R/B 制御」 事故時運転転換手順書（停止時微候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「SFP 漏えい緩和」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報	1	1	1	0	—	—	—							
			燃料プール温度高 警報	1	1	1	0	—	—	—							
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	—		
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	—		
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	—		
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	—		
			スキマサージタンク水位	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—							
			使用済燃料プールエアラ雰囲気温度	1	1	1	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—							
[エアラ放射線モニタ]	25	0	0	0	②	—	—										
プロセス放射線モニタ	4	4	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—										
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
							使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	—					
							使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	—					

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合	
1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの除熱のための対応手順																	
(1) 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱																	
事故時運転転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「FPC による SFP 除熱」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報	1	1	1	0	—	—	—							
			燃料プール温度高 警報	1	1	1	0	—	—	—							
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			スキマサージタンク水位	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—							
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—							
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—							
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—							
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—							
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	—	—							
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	—	—							
			直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—							
			AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③	—	—							
			最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系系統流量 (A, B 系のみ)	2	2	1	1	①	—	—						

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「FPC による SFP 除熱」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報	1	1	1	0	—	—	—							
			燃料プール温度高 警報	1	1	1	0	—	—	—							
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1			
			スキマサージタンク水位	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—							
			FPC ポンプ吐出流量	2	2	1	1	③	—	—							
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1			1
				使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1			1
使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度	1	1	1	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—										

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等																		
(1) 大気への放射性物質の拡散抑制																		
a. 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制																		
多様なハザード対応手順 「大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」	判断基準 (1/3)	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エア放射線モニタ]	2	0	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エア放射線モニタ]	2	0	0	0	エア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力	3	3	1	1			原子炉圧力から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能							監視事項は主要パラメータにて確認
				原子炉圧力(SA)	1	1	1	1										
				原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1										
				原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1										
				原子炉水位(SA)	1	1	1	1										
			残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1				残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能							
			原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能						監視事項は主要パラメータにて確認
					原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—							
					原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—							
					原子炉圧力	3	3	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能						
					原子炉圧力(SA)	1	1	1	1									
					格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1									
					原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能						
原子炉水位(燃料域)	2	2			1	1												
原子炉水位(SA)	1	1			1	1	①	—										
残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3			1	1			残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能									

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
多様なハザード対応手順 「大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」	原子炉圧力容器への注水量	判断基準 (2/3)	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
			復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
			復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
			制御棒駆動系系統流量	1	1	0	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	-							
			残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサプレッション・チェンバ・プールの水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
原子炉水位 (広帯域)	3	3								1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能					
原子炉水位 (燃料域)	2	2								1	1						
高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
							原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1						
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1						

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価								
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO									
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合							
多様なハザード対応手順 「大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」	判断基準 (3/3)	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報	1	1	1	0	—	—	—													
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	—	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	—	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	—	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	—	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	①	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	—	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	—	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	—	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
多様なハザード対応手順 「大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」	操作 (1/2)	原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1										
			復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1										
			復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1										
			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
原子炉水位 (燃料域)	2	2								1	1						
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1													
制御棒駆動系系統流量	1	1	0	0	③	-	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ										
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プールの水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
							原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1						
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1													
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
							原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1						
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1													

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価							
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO							
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合			区分Ⅱ直流電源 を延命した場合						
多様なハザード対応手順 「大容量送水車（原子炉建屋放水設備）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認							
									ドライエール雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライエール雰囲気温度により代替監視可能								
									[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)（常用計器）により代替監視可能								
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		監視事項は主要パラメータにて確認						
									サブプレッション・チェンバース温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバース温度により代替監視可能								
									[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)（常用計器）により代替監視可能								
	原子炉建屋内の水素濃度	8	8	8	8	①	-	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	4	4	4	4	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報	1	1	1	0	-	-	-						監視事項は主要パラメータにて確認							
									使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①			-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	1	1	1	1
									使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	1	1	1	1	①		-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能
									使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①		-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能
																	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	1
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)									1	1	1	1	1	①		-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能																
屋外の放射線量	モニタリング・ポスト	「緊急時対策本部」に確認			③	屋外の放射線量を確認するパラメータ	-															

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等																		
(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制																		
a. 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制																		
多様なハザード対応手順 「放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制」	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉圧力	3	3	1	1			原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内に飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
			残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1			残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1			残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(広帯域)	原子炉水位(燃料域)	3	3	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1				
		原子炉水位(SA)	原子炉水位(SA)	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			0	
				原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			高圧炉心注水系系統流量	2	2	0			1	
				高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			残留熱除去系系統流量	3	3	1			1	
				残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			原子炉圧力	3	3	1			1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
				原子炉圧力	3	3	1	1			原子炉圧力(SA)	1	1	1			1	
				原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1			1	
格納容器内圧力(S/C)				1	1	1	1			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
原子炉水位(燃料域)				2	2	1	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1							
復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1			復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能						
復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0							
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1							
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			残留熱除去系系統流量	3	3	1	1							
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能						
原子炉圧力	3	3	1	1			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1							
原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1							

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
多様なハザード対応手順 「放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制」	原子炉圧力容器への注水量	判断基準 (2/3)	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
			復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水系流量)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
			復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水系流量)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
			制御棒駆動系系統流量	1	1	0	0	③	-	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ							
			残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プールの水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
原子炉水位 (広帯域)	3	3								1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能					
原子炉水位 (燃料域)	2	2								1	1						
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
							原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1						
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1						

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合	
多様なハザード対応手順 「放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制」	判断基準 (3/3)	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報	2	2	1	0	—	—	—							
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
											使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
											使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
											使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
											使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
											使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	操作	—	—						—								

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合	
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等																	
(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制																	
b. 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制																	
多様なハザード対応手順 「汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制」	判断基準 (1/3)	原子炉格納容器内 の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	[エアラ放射線モニタ]	2	0	0	0	エアラ放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	—	[エアラ放射線モニタ]	2	0	0	0	エアラ放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器内の 温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			原子炉圧力(SA)	1	1	1			1
				原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1			1
				原子炉水位(SA)	1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1			1
				残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1			残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1			1
		原子炉圧力容器内の 水位	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				2	2	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
				1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
				1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
				1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
				1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
				1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
				1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
1	1			1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
1	1			1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
原子炉圧力容器内の 水位	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
		1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
		1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
		1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
		1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
		1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
		1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
		1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
		1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1					

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
多様なハザード対応手順 「汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制」	原子炉圧力容器への注水量	判断基準 (2/3)	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
			復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水系流量)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
			復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水系流量)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
			制御棒駆動系系統流量	1	1	0	0	③	-	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ							
			残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバール水位の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
原子炉水位 (広帯域)	3	3								1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能					
原子炉水位 (燃料域)	2	2								1	1						
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
							原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1						
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1						

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価				
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO					
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
多様なハザード対応手順 「汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制」	判断基準 (3/3)	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報	2	2	1	0	—	—	—									
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	—	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	—	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	—	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
										使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	①	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
										使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1
			操作	—	—	—						—							

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順																	
(1) 初動対応における延焼防止処置																	
a. 化学消防自動車単独又は大型化学高所放水車等による泡消火																	
多様なハザード対応手順 「初期対応における延焼防止処置」	判断基準	-															
	操作	-															
1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順																	
(2) 航空機燃料火災への泡消火																	
a. 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火																	
多様なハザード対応手順 「航空機燃料火災への泡消火」	判断基準	-															
	操作	-															

重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響				計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合						直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (4) 防火水槽を水源とした対応手順 a. 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水(淡水/海水)																		
多様なハザード対応手順 「消防車による送水(原子炉注水)」 「消防車による送水(格納容器スプレー)」 「消防車による送水(デブリ冷却)」 「消防車による送水(原子炉ウエル注水)」 「消防車による送水(SFP 常設スプレー)」 「消防車による送水(SFP 可搬型スプレー)」	判断基準	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	-	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				1	1	0	0	①			復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1			
				1	1	1	1	0			復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1			
				1	1	1	0	0			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
				2	2	0	1	1			高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
				1	1	1	1	1			復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1			
				3	3	1	1	1			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
				2	2	1	1	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
				1	1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
				1	1	1	1	1			復水移送ポンプ吐出圧力	1	1	1	1			
3	3	3	3	3	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能								
操作	水源の確保	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認						③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	-							
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (5) 淡水貯水池を水源とした対応手順 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合) a. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)																		
多様なハザード対応手順 「貯水池から消防車への送水」 「消防車による送水(原子炉注水)」 「消防車による送水(格納容器スプレー)」 「消防車による送水(デブリ冷却)」 「消防車による送水(原子炉ウエル注水)」 「消防車による送水(SFP 常設スプレー)」 「消防車による送水(SFP 可搬型スプレー)」	判断基準	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	-	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
				1	1	0	0	①			復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1			
				1	1	1	1	0			復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1			
				1	1	1	0	0			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
				2	2	0	1	1			高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
				1	1	1	1	1			復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1			
				3	3	1	1	1			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
				2	2	1	1	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
				1	1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
				1	1	1	1	1			復水移送ポンプ吐出圧力	1	1	1	1			
3	3	3	3	3	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能								
操作	水源の確保	淡水貯水池	「緊急時対策本部」に確認						③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	-							

重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (6) 淡水貯水池を水源とした対応手順（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合） a. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）																	
多様なハザード対応手順 「消防車による送水（原子炉注水）」 「消防車による送水（格納容器スプレー）」 「消防車による送水（デブリ冷却）」 「消防車による送水（原子炉ウエル注水）」 「消防車による送水（SFP 常設スプレー）」 「消防車による送水（SFP 可搬型スプレー）」	判断基準	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	0	0	① ①	-	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	0	1				復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1		
				1	1	1	1				復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1		
				1	1	1	0				原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
				2	2	0	1				高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
				1	1	1	1				復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1		
				3	3	1	1				原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1		
				2	2	1	1				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
				1	1	1	1				原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
				1	1	1	1				原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能								
3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能								
操作	水源の確保	淡水貯水池	「緊急時対策本部」に確認			③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	-									
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (7) 海を水源とした対応手順 a. 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水																	
多様なハザード対応手順 「大容量送水車による消防車への海水送水」 「消防車による送水（原子炉注水）」 「消防車による送水（格納容器スプレー）」 「消防車による送水（デブリ冷却）」 「消防車による送水（原子炉ウエル注水）」 「消防車による送水（SFP 常設スプレー）」 「消防車による送水（SFP 可搬型スプレー）」	判断基準	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	0	0	① ①	-	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	1	1				復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1		
				1	1	1	1				復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1		
				1	1	1	0				原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
				2	2	0	1				高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
				1	1	1	1				復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1		
				3	3	1	1				原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1		
				2	2	1	1				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
				1	1	1	1				原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
				1	1	1	1				原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能								
3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能								
操作	水源の確保	海を利用	「緊急時対策本部」に確認			③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	-									

重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合			区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「MWP ポンプによる CSP への補給」 多様なハザード対応手 順 「大湊側純水移送ポン プ電源確保」	判断 基準	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	① ①	-	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	1	1				復水補給水系流量(RHR A系代替注水流)	1	1	1	1		
				1	1	1	1				復水補給水系流量(RHR B系代替注水流)	1	1	1	1		
				1	1	1	0				原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
				2	2	0	1				高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
				1	1	1	1				復水補給水系流量(格納容器下部注水流)	1	1	1	1		
				3	3	1	1				原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
				2	2	1	1				原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
				1	1	1	1				原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
				1	1	1	1				原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能								
			純水タンク水位			「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ								
		電源	仮発電機電圧			「緊急時対策本部」に確認		-	-								
	操作	水源の確保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	① ①	-	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	1	1				復水補給水系流量(RHR A系代替注水流)	1	1	1	1		
				1	1	1	1				復水補給水系流量(RHR B系代替注水流)	1	1	1	1		
				1	1	1	0				原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
				2	2	0	1				高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
				1	1	1	1				復水補給水系流量(格納容器下部注水流)	1	1	1	1		
				3	3	1	1				原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
				2	2	1	1				原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
				1	1	1	1				原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
				1	1	1	1				原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能								
			純水タンク水位			「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ								
		補機監視機能	純水移送ポンプ吐出圧力			「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ								

重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順																
(2) 防火水槽へ水を補給するための対応手順																
多様なハザード対応手順 「貯水池から大湊側防火水槽への補給」	判断基準	水源の確保	淡水貯水池		「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ								
			防火水槽		「緊急時対策本部」に確認		③									
操作	水源の確保	淡水貯水池		「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ									
		防火水槽		「緊急時対策本部」に確認		③										
多様なハザード対応手順 「大湊側淡水タンクから防火水槽への補給」	判断基準	水源の確保	防火水槽		「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ								
			ろ過水タンク水位		「緊急時対策本部」に確認		③									
操作	水源の確保	防火水槽		「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ									
		ろ過水タンク水位		「緊急時対策本部」に確認		③										
多様なハザード対応手順 「大容量送水車による防火水槽への海水補給」	判断基準	水源の確保	防火水槽		「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ								
			操作	水源の確保	防火水槽		「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ						
多様なハザード対応手順 「代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給」	判断基準	水源の確保	防火水槽		「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ								
			操作	水源の確保	防火水槽		「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ						
多様なハザード対応手順 「消防車による防火水槽への海水補給」	判断基準	水源の確保	防火水槽		「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ								
			操作	水源の確保	防火水槽		「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ						
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順																
(3) 淡水タンクへ水を補給するための対応手順																
多様なハザード対応手順 「淡水貯水池から大湊側淡水タンクへの補給」	判断基準	水源の確保	ろ過水タンク水位		「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ								
			純水タンク水位		「緊急時対策本部」に確認		③									
操作	水源の確保	淡水貯水池		「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ									
		ろ過水タンク水位		「緊急時対策本部」に確認		③										
操作	水源の確保	純水タンク水位		「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ									
		淡水貯水池		「緊急時対策本部」に確認		③										

重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合	
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順 (1) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源切替え a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水																	
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉格納容器内の温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	復水貯蔵槽水位(SA)		1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能			
	格納容器内圧力(S/C)		1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能	1	1	1	1				
	[サブプレッション・チェンバ・プール水位]		2	2	1	1	①	—	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能	2	2	1	1				
	水源の確保	操作	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
				復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
				原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
高圧炉心注水系系統流量				2	2	0	1	①	—	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)				1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1			
原子炉水位(広帯域)				3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能					
原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1						
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	①	—	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能					

重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO					
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合			
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順 (1) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源切替え b. 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水																			
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等	判断 基準	原子炉格 納容器内 の温度	サブプレッション・チェンバ プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ気体 温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化に より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認 により代替監視可能			
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C) により代替監視可能									
			原子炉格 納容器内 の温度	サブプレッション・チェンバ プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ気体 温度	1	1	1	1		サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化に より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認 により代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C) により代替監視可能									
			原子炉格 納容器内 の水位	サブプレッション・チェンバ プール水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(RHR B系代 替注水流量)	1	1	1	1		復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)の注水 量により代替監視可能		監視事項は主要パ ラメータにて確認
											復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1		水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替 監視可能		
											格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1		格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差 圧により代替監視可能		
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1				
			水源の確 保	[復水貯蔵槽水位] 復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	0	0	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転してい る系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能		監視事項は主要パ ラメータにて確認
											復水補給水系流量(RHR A系代 替注水流量)	1	1	1	1				
											復水補給水系流量(RHR B系代 替注水流量)	1	1	1	1				
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
高圧炉心注水系系統流量	2	2									0	1							
復水補給水系流量(格納容器下 部注水流量)	1	1									1	1							
原子炉水位(広帯域)	3	3									1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水 位(SA)の代替監視可能						
原子炉水位(燃料域)	2	2									1	1							
原子炉水位(SA)	1	1	1	1			1	1	1	1									
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3			3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位 が確保されていることを監視可能								

重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO	
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順 (2) 淡水から海水への切替え a. 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水中の場合															
多様なハザード対応手順 「貯水池から大湊側防火水槽への補給」 「大湊側淡水タンクから防火水槽への補給」 「大容量送水車による防火水槽への海水補給」 「代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給」 「消防車による防火水槽への海水補給」	判断基準	水源の確保	淡水貯水池		「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ							
			防火水槽		「緊急時対策本部」に確認		③								
			海を利用		「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ							
1.13.2.3 水源を切替えるための対応手順 (2) 淡水から海水への切替え b. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水中の場合 (あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合)															
多様なハザード対応手順 「大容量送水車による消防車への海水送水」 「消防車による送水(原子炉注水)」 「消防車による送水(格納容器スプレイ)」 「消防車による送水(デブリ冷却)」 「消防車による送水(原子炉ウエル注水)」 「消防車による送水(SFP 常設スプレイ)」 「消防車による送水(SFP 可搬型スプレイ)」	判断基準	水源の確保	防火水槽		「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ							
			淡水貯水池		「緊急時対策本部」に確認		③								
	操作	水源の確保	防火水槽		「緊急時対策本部」に確認		③								
			海を利用		「緊急時対策本部」に確認		③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ							

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.14.2.1 代替電源（交流）による対応手順																
(1) 代替交流電源設備による給電																
事故時運転操作手順書（ 復） 「交流/直流電源供給回 復」 事故時運転操作手順書（停 止時復元ベース） 「交流/直流電源供給回 復」 AM 設備別操作手順書 「第一ガスタービン発電 機起動」 「M/C・D 受電」	判断 基準 操作	電源	500kV 母線電圧	1	0	0	0	③	500kV 母線の受電状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—		
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—		
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—		
		電源	第一 GTG 発電機電圧	「緊急時対策本部」に確認			③	代替電源設備の運転状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—	—		
			第一 GTG 発電機周波数	「緊急時対策本部」に確認			③	代替電源設備の運転状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—	—		
			第一 GTG 発電機電力	「緊急時対策本部」に確認			③	代替電源設備の運転状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—	—		
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—		
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—		
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—		
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—		
事故時運転操作手順書（ 復） 「交流/直流電源供給回 復」 事故時運転操作手順書（停 止時復元ベース） 「交流/直流電源供給回 復」 AM 設備別操作手順書 「緊急用 M/C から M/C・D への回路構成」 「M/C・C・D 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による荒浜側緊 急用 M/C 受電」	判断 基準 操作	電源	500kV 母線電圧	1	0	0	0	③	500kV 母線の受電状態を確認する パラメータ	—	—	—	—			
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認する パラメータ	—	—	—	—			
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認する パラメータ	—	—	—	—			
		電源	第二 GTG 発電機電圧	「緊急時対策本部」に確認			③	代替電源設備の運転状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—	—		
			第二 GTG 発電機周波数	「緊急時対策本部」に確認			③	代替電源設備の運転状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—	—		
			第二 GTG 発電機電力	「緊急時対策本部」に確認			③	代替電源設備の運転状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—	—		
			荒浜側緊急用 M/C 電圧	「緊急時対策本部」に確認			③	緊急用 M/C の受電状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—	—		
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—		
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—		
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—		
事故時運転操作手順書（ 復） 「交流/直流電源供給回 復」 事故時運転操作手順書（停 止時復元ベース） 「交流/直流電源供給回 復」 AM 設備別操作手順書 「大湊側緊急用 M/C から M/C・C・D への回路 構成」 「M/C・C・D 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による大湊側緊 急用 M/C 受電」	判断 基準 操作	電源	500kV 母線電圧	1	0	0	0	③	500kV 母線の受電状態を確認する パラメータ	—	—	—	—			
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認する パラメータ	—	—	—	—			
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認する パラメータ	—	—	—	—			
		電源	第二 GTG 発電機電圧	「緊急時対策本部」に確認			③	代替電源設備の運転状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—	—		
			第二 GTG 発電機周波数	「緊急時対策本部」に確認			③	代替電源設備の運転状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—	—		
			第二 GTG 発電機電力	「緊急時対策本部」に確認			③	代替電源設備の運転状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—	—		
			大湊側緊急用 M/C 電圧	「緊急時対策本部」に確認			③	緊急用 M/C の受電状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—	—		
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—		
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—		
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—		

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価					
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合				
事故時運転転作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転転作手順書（停止時微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「緊急用 M/C から M/C C・D への電路構成」 「M/C C・D 受電」 多様なハザード対応手順 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」	判断基準	電源	500kV 母線電圧	1	0	0	0	③	500kV 母線の受電状態を確認するパラメータ									
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ									
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③										
			第一 GTG 発電機電圧					③	「緊急時対策本部」に確認	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ								
			第二 GTG 発電機電圧					③	「緊急時対策本部」に確認									
			電源車電圧					③	「緊急時対策本部」に確認	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ								
		操作	電源	電源車周波数					③									
				荒浜側緊急用 M/C 電圧					③	「緊急時対策本部」に確認	緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ							
				M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ								
				M/C D 電圧	1	1	1	1	③									
				P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③									
				P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ								
事故時運転転作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転転作手順書（停止時微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「電源車による P/C C-1・D-1 への電路構成」 「電源車（緊急用電源切替箱 A 経由）による M/C C・D への電路構成」 「M/C C・D 受電」 「P/C C-1・D-1 受電（P/C 動力変圧器～M/C C・D 経由）」 多様なハザード対応手順 「電源車による給電（緊急用電源切替箱 A 接続）」 「電源車による給電（動力変圧器 C-1 接続）」	判断基準	電源	500kV 母線電圧	1	0	0	0	③	500kV 母線の受電状態を確認するパラメータ									
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ									
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③										
			第一 GTG 発電機電圧					③	「緊急時対策本部」に確認									
			第二 GTG 発電機電圧					③	「緊急時対策本部」に確認	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ								
			電源車電圧（荒浜側緊急用 M/C 経由）					③	「緊急時対策本部」に確認									
		操作	電源	電源車電圧					③	「緊急時対策本部」に確認	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ							
				電源車周波数					③									
				M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ								
				M/C D 電圧	1	1	1	1	③									
				P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③									
				P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ								

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書（微候ベース） 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） AM 設備別操作手順書 「他号炉 D/G による M/C C・D への電路構成（号炉間電力融通ケーブル使用）」 「DG (A) (B) による他号炉への電力融通」 多様なハザード対応手順 「号炉間電力融通ケーブルによる電力融通」	判断基準	電源	500kV 母線電圧	1	0	0	0	③	500kV 母線の受電状態を確認するパラメータ	-							
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	-							
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	-							
			第一 GTG 発電機電圧	「緊急時対策本部」に確認			③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	-								
			第二 GTG 発電機電圧	「緊急時対策本部」に確認			③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	-								
			非常用 D/G 発電機電圧 (他号炉) (A, B 系のみ)	「緊急時対策本部」に確認			③	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	-								
			非常用 D/G 発電機電力 (他号炉) (A, B 系のみ)	「緊急時対策本部」に確認			③	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	-								
			非常用 D/G 発電機周波数 (他号炉) (A, B 系のみ)	「緊急時対策本部」に確認			③	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	-								
		操作	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	-						
				M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	-						
			非常用 D/G 発電機電圧 (他号炉) (A, B 系のみ)	「緊急時対策本部」に確認			③	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	-								
			非常用 D/G 発電機電力 (他号炉) (A, B 系のみ)	「緊急時対策本部」に確認			③	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	-								
			非常用 D/G 発電機周波数 (他号炉) (A, B 系のみ)	「緊急時対策本部」に確認			③	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	-								

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電 源を延命した場 合	区分Ⅱ直流電 源を延命した場 合					直後	区分Ⅰ直流電 源を延命した場 合	区分Ⅱ直流電 源を延命した場 合				
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 (1) 代替直流電源設備による給電																		
事故時運転転換手順書（復 帰ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転転換手順書（停 止時復帰ベース） 「交流/直流電源供給回復」	判断 基準	電源	500kV 母線電圧	1	0	0	0	③	500kV 母線の受電状態を 確認するパラメータ	-								
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を 確認するパラメータ	-								
事故時運転転換手順書（復 帰ベース） 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「直流 125V 蓄電池切替 (A, A-2, AM 用)」	操作	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状 態を確認するパラメー タ	-								
			500kV 母線電圧	1	0	0	0	③	500kV 母線の受電状態を 確認するパラメータ	-								
事故時運転転換手順書（停 止時復帰ベース） 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「直流 125V 蓄電池切替 (A, A-2, AM 用)」	判断 基準	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を 確認するパラメータ	-								
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状 態を確認するパラメー タ	-								
			蓄電池放電 継続時間	-														
		電源	直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状 態を確認するパラメー タ	-								
	操作	原子炉圧力 容器内の水 位	[原子炉水位 (狭帯域)] 原子炉水位 (広帯域)	4 3	4 3	1 1	1 1	① ①	- -	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位 を計測することができ、監視可能	監視事項は主要 パラメータにて 確認		
			原子炉圧力 容器内の水 位	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	- -	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位 を計測することができ、監視可能			
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位 を計測することができ、監視可能		監視事項は主要 パラメータにて 確認	
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位 を計測することができ、監視可能			
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位 を計測することができ、監視可能			
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位 を計測することができ、監視可能			
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位 を計測することができ、監視可能			
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位 を計測することができ、監視可能			
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位 を計測することができ、監視可能			
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位 を計測することができ、監視可能			
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位 を計測することができ、監視可能			
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位 を計測することができ、監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価							
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO						
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合								
事故時運転転換手順書(微候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転転換手順書(停止時微候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「直流125V蓄電池切替(A, A-2, AM用)」	判断基準	電源	500kV 母線電圧	1	0	0	0	③	500kV 母線の受電状態を確認するパラメータ													
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ													
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③														
			直流125V充電器盤A-2蓄電池電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ													
			蓄電池放電継続時間	直流125V蓄電池A-2の放電時間が19時間以上となるおそれ						—												
操作	原子炉圧力容器内の水位	電源	AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ													
			[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能							
			原子炉圧力	3	3	1	1	—	—	原子炉圧力	1	1	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能					
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	—	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1				原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能				
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	—	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1					直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	3	3	1	1						直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1							直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1								直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1								
											原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能						
											原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能					
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「直流 125V 充電器盤 A 受電」	判断基準 操作	電源	P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-							
			直流 125V 充電器盤 A 充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-							
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「直流 125V 充電器盤 B 受電」	判断基準 操作	電源	P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-							
			直流 125V 充電器盤 B 充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-							
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「直流 125V 充電器盤 A-2 受電」	判断基準 操作	電源	P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-							
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-							
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「AM 直流 125V 充電器盤 A-2 受電」	判断基準 操作	電源	直流 125V 充電器盤 A-2 充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-							
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-							
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「AM 直流 125V 充電器盤受電」	判断基準 操作	電源	P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-							
			AM 用直流 125V 充電器盤充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-							
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「中操監視計器類復旧(C系)」 「中操監視計器類復旧(D系)」	判断基準 操作	電源	P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-							
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	-							

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「電車（AM 用動力変圧器）による AM 用 MCC への電路構成」 「電車（緊急用電源切替箱 A 経由）による AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 「AM 用直流 125V 充電器盤受電」 多様なハザード対応手順 「電車による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「電車による給電（緊急用電源切替箱 A 接続）」 「電車による給電（AM 用動力変圧器接続）」	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-						
			直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧	1	1	1	1	③		-						
			AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③		-						
	操作	電源車運転監視	電源車電圧	「緊急時対策本部」に確認				③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	-						
			電源車周波数	「緊急時対策本部」に確認				③		-						
		電源	AM 用直流 125V 充電器盤充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-						
	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-						
			直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧	1	1	1	1	③		-						
			AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③		-						
操作		電源車電圧	「緊急時対策本部」に確認				③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	-							
		直流給電車運転監視	直流給電車電圧	「緊急時対策本部」に確認				③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	-						
		電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	-						

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順															
(2) 常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保															
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電」	判断基準	電源	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ						
			操作	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ				
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「第一ガスタービン発電機起動」 「緊急用 M/C から M/C・D への電路構成」 「大湊緊急用 M/C から M/C・D への電路構成」 「他号炉 D/G による M/C・D への電路構成（号炉間電力融通ケーブル使用）」 「DG (A) (B) による他号炉への電力融通」 「電源車による P/C C-1・D-1 への電路構成」 「電源車（緊急用電源切替箱 A 経由）による M/C・D への電路構成」 「M/C・D 受電」	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ						
			操作	電源	直流 125V 充電器盤 B 充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ				
多様なハザード対応手順 「第二 GTG による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「第二 GTG による大湊側緊急用 M/C 受電」 「号炉間電力融通ケーブルによる電力融通」 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「電源車による給電（緊急用電源切替箱 A 接続）」 「電源車による給電（動力変圧器 C-1 接続）」	操作	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ						
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ						

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 (3) 号戸間連絡ケーブルを使用した直流電源確保																
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベ ース） 「交流/直流電源供給回復」	判断基準	電源	500kV 母線電圧	1	0	0	0	③	500kV 母線の受電状態を確認するパラメータ							
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ							
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ							
			第一 GTG 発電機電圧					③	「緊急時対策本部」に確認							
			第二 GTG 発電機電圧					③	「緊急時対策本部」に確認	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ						
			電源車電圧					③	「緊急時対策本部」に確認							
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ							
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ							
			P/C C-1 電圧(他号炉)					③	「緊急時対策本部」に確認	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ						
			P/C D-1 電圧(他号炉)					③	「緊急時対策本部」に確認	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ						
			非常用 D/G 発電機電力 (他号炉) (A, B 系のみ)					③	「緊急時対策本部」に確認	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ						
			非常用 D/G 発電機周波数 (他号炉) (A, B 系のみ)					③	「緊急時対策本部」に確認	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ						
			操作	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ					
					直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ					
					P/C C-1 電圧(他号炉)					③	「緊急時対策本部」に確認	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ				
					P/C D-1 電圧(他号炉)					③	「緊急時対策本部」に確認	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ				
					非常用 D/G 発電機電力 (他号炉) (A, B 系のみ)					③	「緊急時対策本部」に確認	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ				
					非常用 D/G 発電機周波数 (他号炉) (A, B 系のみ)					③	「緊急時対策本部」に確認	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ				

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合					区分Ⅱ直流電源を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合
1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順 (1) 代替所内電気設備による給電																
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 AM設備別操作手順書 「第一ガスタービン発電機起動」 「第一GTGからAM用MCCへの回路構成」 「AM用MCC受電」	判断基準	電源	第一GTG発電機電圧					③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ							
			第一GTG発電機周波数					③								
			M/C D電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ							
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ							
	操作	第一GTG運転監視	第一GTG発電機電圧					③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ							
			第一GTG発電機周波数					③								
			第一GTG発電機電力					③								
		電源	AM用MCC B電圧	1	1	1	1	③	AM用MCCの受電状態を確認するパラメータ							
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 AM設備別操作手順書 「緊急用M/CからAM用MCCへの回路構成」 「AM用MCC受電」 多様なハザード対応手順 「第二GTGによる荒浜側緊急用M/C受電」	判断基準	電源	第二GTG発電機電圧					③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ							
			第二GTG発電機周波数					③								
			荒浜側緊急用M/C電圧					③								
			M/C D電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ							
	操作	第二GTG運転監視	第二GTG発電機電圧					③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ							
			第二GTG発電機周波数					③								
			第二GTG発電機電力					③								
		電源	荒浜側緊急用M/C電圧					③	緊急用M/Cの受電状態を確認するパラメータ							
			AM用MCC B電圧	1	1	1	1	③	AM用MCCの受電状態を確認するパラメータ							
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 AM設備別操作手順書 「大湊側緊急用M/CからAM用MCCへの回路構成」 「AM用MCC受電」 多様なハザード対応手順 「第二GTGによる大湊側緊急用M/C受電」	判断基準	電源	第二GTG発電機電圧					③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ							
			第二GTG発電機周波数					③								
			大湊側緊急用M/C電圧					③	緊急用M/Cの受電状態を確認するパラメータ							
			M/C D電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ							
	操作	第二GTG運転監視	第二GTG発電機電圧					③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ							
			第二GTG発電機周波数					③								
			第二GTG発電機電力					③								
		電源	大湊側緊急用M/C電圧					③	緊急用M/Cの受電状態を確認するパラメータ							
			AM用MCC B電圧	1	1	1	1	③	AM用MCCの受電状態を確認するパラメータ							

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書（微候ベース） 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） AM 設備別操作手順書 「他号炉 D/G による AM 用 MCC への 電路構成（号炉間電力融通ケーブル使用）」 「DG (A) (B) による他号炉への電力 融通」AM 用 MCC 受電 多様なハザード対応手順 「号炉間電力融通ケーブルによる 電力融通」	判断基準	電源	M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認する パラメータ	-					
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認する パラメータ	-					
			非常用 D/G 発電機電圧（他号炉） （A, B 系のみ）	「緊急時対策本部」に確認		③	非常用ディーゼル発電機の運転 状態を確認するパラメータ	-							
			非常用 D/G 発電機電力（他号炉） （A, B 系のみ）	「緊急時対策本部」に確認		③		-							
			非常用 D/G 発電機周波数（他号炉） （A, B 系のみ）	「緊急時対策本部」に確認		③		-							
	操作	電源	AM 用 MCC B 電圧	1	1	1	1	③	AM 用 MCC の受電状態を確認する パラメータ	-					
			非常用 D/G 発電機電圧（他号炉） （A, B 系のみ）	「緊急時対策本部」に確認		③	非常用ディーゼル発電機の運転 状態を確認するパラメータ	-							
			非常用 D/G 発電機電力（他号炉） （A, B 系のみ）	「緊急時対策本部」に確認		③		-							
			非常用 D/G 発電機周波数（他号炉） （A, B 系のみ）	「緊急時対策本部」に確認		③		-							
			事故時運転操作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への 電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」	判断基準	電源	電源車電圧	「緊急時対策本部」に確認		③	代替電源設備の運転状態を確認 するパラメータ	-				
電源車周波数	「緊急時対策本部」に確認					③	-								
荒浜側緊急用 M/C 電圧	「緊急時対策本部」に確認					③	-								
M/C D 電圧	1	1				1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認する パラメータ	-					
P/C D-1 電圧	1	1				1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認する パラメータ	-					
操作	電源車運転監視	電源車電圧		「緊急時対策本部」に確認		③	代替電源設備の運転状態を確認 するパラメータ	-							
		電源車周波数		「緊急時対策本部」に確認		③		-							
	電源	荒浜側緊急用 M/C 電圧		1	1	1	1	③	代替電源設備の運転状態を確認 するパラメータ	-					
		AM 用 MCC B 電圧		1	1	1	1	③	AM 用 MCC の受電状態を確認する パラメータ	-					

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合
事故時運転操作手順書（微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時微候ベース） 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「電源車（AM 用動力変圧器）による AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「電源車による給電（AM 用動力変圧器接続）」	判断基準	電源	電源車電圧	「緊急時対策本部」に確認			③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	—						
			電源車周波数	「緊急時対策本部」に確認			③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	—						
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—					
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—					
	操作	電源	AM 用 MCC B 電圧	1	1	1	1	③	AM 用 MCC の受電状態を確認するパラメータ	—					
			電源車電圧	「緊急時対策本部」に確認			③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	—						
		電源車運転監視	電源車電圧	「緊急時対策本部」に確認			③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	—						
			電源車周波数	「緊急時対策本部」に確認			③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	—						
		判断基準	電源	電源車電圧	「緊急時対策本部」に確認			③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	—					
				電源車周波数	「緊急時対策本部」に確認			③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	—					
M/C D 電圧	1			1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—						
P/C D-1 電圧	1			1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—						
電源	AM 用 MCC B 電圧		1	1	1	1	③	AM 用 MCC の受電状態を確認するパラメータ	—						
	電源車電圧		「緊急時対策本部」に確認			③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	—							
操作	電源車運転監視	電源車電圧	「緊急時対策本部」に確認			③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	—							
		電源車周波数	「緊急時対策本部」に確認			③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	—							
1.14.2.4 燃料の補給手順															
(1) 軽油タンクからタンクローリへの補給															
多様なハザード対応手順 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」	判断基準	補機監視機能	軽油タンク油面	「緊急時対策本部」に確認			③	燃料の確保状態を確認するパラメータ	—						
			タンクローリ油タンクレベル	「緊急時対策本部」に確認			③	燃料の確保状態を確認するパラメータ	—						
	操作	補機監視機能	軽油タンク油面	「緊急時対策本部」に確認			②	燃料の確保状態を確認するパラメータ	—						
			タンクローリ油タンクレベル	「緊急時対策本部」に確認			③	燃料の確保状態を確認するパラメータ	—						
1.14.2.4 燃料の補給手順															
(2) タンクローリから各機器等への給油															
多様なハザード対応手順 「タンクローリから各機器等への給油」	判断基準	補機監視機能	タンクローリ油タンクレベル	「緊急時対策本部」に確認			③	燃料の確保状態を確認するパラメータ	—						
			各機器油タンクレベル	「緊急時対策本部」に確認			③	燃料の確保状態を確認するパラメータ	—						
	操作	補機監視機能	タンクローリ油タンクレベル	「緊急時対策本部」に確認			③	燃料の確保状態を確認するパラメータ	—						
			各機器油タンクレベル	「緊急時対策本部」に確認			③	燃料の確保状態を確認するパラメータ	—						

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合
1.14.2.5 重大事故等対処設備(設計基準拡張)の対応手順															
(1)非常用交流電源設備による給電															
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」	判断基準	電源	500kV 母線電圧	1	0	0	0	③	500kV 母線の受電状態を確認するパラメータ						
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ						
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③							
			M/C E 電圧	1	1	1	1	③							
	操作	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ						
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③							
			M/C E 電圧	1	1	1	1	③							
			非常用 D/G 発電機電圧	3	3	3	3	③	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ						
		D/G 運転監視	非常用 D/G 発電機電力	3	3	3	3	③							
			非常用 D/G 発電機周波数	3	3	3	3	③							
			燃料ディタンク油面	「緊急時対策本部」に確認				③	燃料の確保状態を確認するパラメータ						
			軽油タンク油面	「緊急時対策本部」に確認				③							
補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	①	—								
	原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	3	3	1	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ								

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO	
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合
1.14.2.5 重大事故等対処設備(設計基準拡張)の対応手順															
(2)非常用直流電源設備による給電															
事故時運転操作手順書(徹候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書(停止時徹候ベース) 「交流/直流電源供給回復」	判断基準	電源	500kV 母線電圧	1	0	0	0	③	500kV 母線の受電状態を確認するパラメータ						
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ						
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③							
			M/C E 電圧	1	1	1	1	③							
	操作	電源	直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ						
			直流 125V 主母線盤 C 電圧	1	1	1	1	③							
			直流 125V 主母線盤 D 電圧	1	1	1	1	③							

重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	—	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	—	—	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能			
原子炉スクラム確認	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	—	[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
高圧代替注水系統流量	1	1	1	1	—	—	高圧代替注水系統流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能				
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	—	—	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能				
原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0	—	—	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能				
高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1	—	—	高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能				
残留熱除去系統流量	3	3	1	1	—	—	残留熱除去系統流量	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能				
原子炉圧力	3	3	1	1	—	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能				
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	—	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	—	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
原子炉スクラム確認	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	—	高圧代替注水系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	—	—	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0	—	—	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
原子炉スクラム確認	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	—	高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	残留熱除去系統流量	3	3	1	1	—	—	残留熱除去系統流量	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能			
	原子炉圧力	3	3	1	1	—	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能			
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	—	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
原子炉スクラム確認	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	0	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能			
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			
原子炉スクラム確認	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	①	—	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
高圧代替注水系による 原子炉注水 ※	原子炉水位 (SA)	1	1	1	① ①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		1	1	1			1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能				
		1	1	1			1	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能			
		1	1	1			1	1	1					直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	① ①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	2	2	1			1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能					
高圧代替注水系系統流量	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1		1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	1	1	1			1	1	1		崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能				
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1		1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
						復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1		1			
						復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1				
						原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
						高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
						復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1				
						原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1				
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1				
						原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
						復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能			
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能									

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1				
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1				
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1				
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1				

重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価										
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO											
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合									
低圧代替注水系(常設) による原子炉注水	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認									
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能										
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1											
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1											
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2											
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認									
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能										
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1											
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1											
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2											
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認									
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能										
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1											
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1											
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1											
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0											
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1											
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1											
								原子炉圧力	3	3	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能								
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1											
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1											
								原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3	3	1	1			①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
																	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1																		
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1																			
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0																			
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1																			
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1																			
原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能																		
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1																			
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1																			

重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
低圧代替注水系(常設) による原子炉注水	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能			
								復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1				
								復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1				
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能			
								復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1				
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能			
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能			
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3				
								[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0				

重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能			
[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)（常用計器）により代替監視可能											
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
							サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能				
							[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)（常用計器）により代替監視可能				
原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1				
								復水補給水系流量(RHR A系代替注水流)	1	1	1	1				
								復水補給水系流量(RHR B系代替注水流)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1				
								原子炉圧力	3	3	1	1				
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能			
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1				
原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3	3	1	1	①	-	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1				
								復水補給水系流量(RHR A系代替注水流)	1	1	1	1				
	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能										
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0											
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1											
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1											
	原子炉圧力	3	3	1	1											
	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能										
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1											

重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
			直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) より代替監視可能			
	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1				
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1				
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
								復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1				
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1				
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1				
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能			
								[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
			直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合		
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能			
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能			
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度により代替監視可能			
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能			
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能			
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能			
								[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能			
	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-									
	フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器圧力逃がし装置の健全性を代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	-										
フィルタ装置金属フィルタ差圧	2	2	2	2	①	-										

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	[制御棒操作監視系]	1	1	1	1			平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能			
原子炉スクラム確認	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
							復水補給水系流量(RHR A系代替注水流)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能				
							復水補給水系流量(RHR B系代替注水流)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能				
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能				
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
							原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能				
							原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
							原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
							原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能				
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能				
原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
							原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
							原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能				

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
高圧注水機能喪失確認	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能		
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より代替監視可能		
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高压注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
高压代替注水系による 原子炉注水 ※	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	① ①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
		高压代替注水系系統流量	1	1	1	1			原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能					
		復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1								
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)		1	1	1	1			原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能						
原子炉隔離時冷却系系統流量		1	1	1	0									
高压炉心注水系系統流量		2	2	0	1			原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能						
残留熱除去系系統流量		3	3	1	1									
原子炉圧力		3	3	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能						
原子炉圧力 (SA)		1	1	1	1									
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1			直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能							
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	1	① ①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1			原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能						
	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1			原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能						
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0									
	高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1			原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能						
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1									
	原子炉圧力	3	3	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能						
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1									
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1			水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能							
高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認		
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							高压代替注水系系統流量	1	1	1	1			
	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1			復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能						
	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能						
	高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1									
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1			復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能						
	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1									
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能						
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1									
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3			復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能							
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0			監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能							

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
			直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合	
代替自動減圧ロジック 動作確認	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2			
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2			
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1			
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
								原子炉圧力	3	3	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	1	①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1			
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
高圧炉心注水系系統流量								2	2	0	1				
残留熱除去系系統流量								3	3	1	1				
原子炉圧力								3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能			
原子炉圧力 (SA)								1	1	1	1				
格納容器内圧力 (S/C)								1	1	1	1				
原子炉水位 (SA)								1	1	1	1				

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合					区分Ⅱ直流電源を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1				
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2				
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1				
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2				
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1				
								復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
残留熱除去系系統流量								3	3	1	1					
原子炉圧力								3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能				
原子炉圧力 (SA)								1	1	1	1					
格納容器内圧力 (S/C)								1	1	1	1					
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	1	①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能				
							復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1					
							復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1					
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能				
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1					
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1					
							原子炉圧力	3	3	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より代替監視可能				
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1					
							格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1					
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
							原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能				
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1					
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1					

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
残留熟除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転	残留熟除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位（広帯域）	3	3	1	1		崩壊熟除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
原子炉水位（SA）	1	1	1	1	①	-	原子炉水位（SA）	1	1	1	1	監視可能		
残留熟除去系（原子炉停止時冷却モード）運転	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
	原子炉圧力（SA）	1	1	1	1	①	-	原子炉水位（広帯域）	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
								原子炉水位（SA）	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力（SA）	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位（広帯域）	3	3	1	1		
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
								原子炉水位（SA）	1	1	1	1		
残留熟除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認		
							サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1			
							原子炉水位（広帯域）	3	3	1	1			
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1			
残留熟除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	①	-	原子炉水位（SA）	1	1	1	1	崩壊熟除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認		
							原子炉圧力容器温度	2	2	2	2			
							サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		除熟先の温度変化により代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価					
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO				
			直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合						
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
								[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能					
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能					
									[制御棒操作監視系]	1	1	1	1		制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能			
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1						
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	1	①	-	-	原子炉水位 (SA)	1	1			1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位 (燃料域)	2	2			1	1		
			3	3	1	1	①	-	-	原子炉水位 (広帯域)	1	1			1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
										原子炉水位 (燃料域)	2	2			1	1		
			2	2	0	1	①	-	-	高圧代替注水系統流量	1	1			1	1		
										高圧代替注水系統流量 (原子炉圧力容器)	1	1			1	1		
			2	2	0	1	①	-	-	復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1			1	1		
										復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1			1	1		
	2		2	0	1	①	-	-	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0					
									原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0					
	3	3	1	1	①	-	-	高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1						
								残留熱除去系統流量	3	3	1	1						
	3	3	1	1	①	-	-	原子炉圧力	3	3	1	1						
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1						
	1	1	1	1	①	-	-	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1						
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1						
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1					
1		1	1	0	①	-	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1						
								原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	1						
3		3	1	1	①	-	-	高圧代替注水系統流量	1	1	1	1						
								高圧代替注水系統流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1						
1		1	1	0	①	-	-	復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1						
								復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1						
1		1	1	1	①	-	-	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0						
								原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0						
2	2	0	1	①	-	-	高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1							
							高圧炉心注水系統流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1							
3	3	1	1	①	-	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1							
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1							
1	1	1	1	①	-	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1							
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1							
3	3	3	3	①	-	-	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3							
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3							
1	1	0	0	①	-	-	[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	復水貯蔵槽水位を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能						
													監視事項は主要パラメータにて確認					

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
高圧代替注水系による 原子炉注水 ※	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	① ①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
		高圧代替注水系統流量	1	1	1	1								
		復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1								
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)		1	1	1	1									
原子炉隔離時冷却系統流量		1	1	1	0									
高圧炉心注水系統流量		2	2	0	1									
残留熱除去系統流量		3	3	1	1									
原子炉圧力		3	3	1	1									
原子炉圧力 (SA)		1	1	1	1									
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1										
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	1	① ①	-	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
	高圧代替注水系統流量	1	1	1	1									
	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0									
	高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1									
	残留熱除去系統流量	3	3	1	1									
	原子炉圧力	3	3	1	1									
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1									
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1										
高圧代替注水系統流量	1	1	1	1	①	-	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能 崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能 復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能 監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								高圧代替注水系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1		
								復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1		
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3		
								[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0		
								直流電源切替え	-	-	-	-		

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能		
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能		
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度により代替監視可能		
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能		
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能		
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能		
	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-								
	フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器圧力逃がし装置の健全性を代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	-								
フィルタ装置金属フィルタ差圧	2	2	2	2	①	-									

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉水位 (広帯域)							原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
原子炉水位 (SA)								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2			
原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		監視事項は主要パラメータにて確認	
原子炉水位 (広帯域)							原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
原子炉水位 (SA)							原子炉圧力容器温度	2	2	2	2				
原子炉圧力							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1				
残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1		1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		1	1	1	1	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
		2	2	1	1	①	-	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1			
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
								原子炉圧力	3	3	1	1			
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
						復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1					
						原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0					
						高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1					
						残留熱除去系系統流量	3	3	1	1					
						原子炉圧力	3	3	1	1					
						原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1					
						格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1					
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1				
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1				
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
残留熟除去系(格納容器スプレイ冷却モード)による原子炉格納容器除熱	残留熟除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熟除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能	
	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	
								[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能	
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
低圧代替注水系(常設) による原子炉注水	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態であると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態であると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	① ①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
原子炉圧力								3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
原子炉圧力 (SA)								1	1	1	1			
格納容器内圧力 (S/C)								1	1	1	1			
原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)								3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	-	
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能								
	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0									
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1									
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1									
	原子炉圧力	3	3	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能							
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1									
	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1									

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
低圧代替注水系(常設) による原子炉注水	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
									1	1	1	1		
復水貯蔵槽水位(SA)		1	1	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)							1	1	1	1			
	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)							1	1	1	1			
	原子炉隔離時冷却系系統流量							1	1	1	0			
	高圧炉心注水系系統流量							2	2	0	1			
	復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)							1	1	1	1			
	原子炉水位(広帯域)							3	3	1	1			
	原子炉水位(燃料域)							2	2	1	1			
	原子炉水位(SA)							1	1	1	1			
	原子炉水位(SA)							1	1	1	1			
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能									
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能									

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC 失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価							
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO						
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合								
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能							
高圧代替注水系による原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
								[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能							
原子炉水位 (広帯域)								3	3	1	1	①	-		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
原子炉水位 (燃料域)								2	2	1	1	①	-		高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
高圧代替注水系系統流量								1	1	1	1	①	-		復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)								1	1	1	1	①	-		復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
原子炉隔離時冷却系系統流量								1	1	1	0	①	-		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
高圧炉心注水系系統流量								2	2	0	1	①	-		高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
残留熱除去系系統流量								3	3	1	1	①	-		残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能
原子炉圧力								3	3	1	1	①	-		原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能								
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能								
高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	
							原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	-	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能								
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能								
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	
							原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	-	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能								
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能								
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	
							原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能	
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能	
復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能								
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能								
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能								
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	-	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能								
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能								
原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能								
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能								
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能								
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能								
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	①	-	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能								
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	①	-	[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能								

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
								サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能	
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能	
	[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能								
	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	
	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-						-	
	フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器圧力逃がし装置の健全性を代替監視可能	
フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
フィルタ装置金属フィルタ差圧	2	2	2	2	①	-						-		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態であると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2										
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態であると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
原子炉水位 (SA)								1	1	1	1				
原子炉圧力容器温度	2	2	2	2											
残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1			
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
	原子炉圧力	3	3	1	1										
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		監視事項は主要パラメータにて確認
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
		復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1									
		復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1									
		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能								
高圧炉心注水系系統流量		2	2	0	1										
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1											
原子炉圧力	3	3	1	1											
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1				
							サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より代替監視可能			
							原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1											
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1											

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
残留熟除去系(格納容器スプレイ冷却モード)による原子炉格納容器除熱	残留熟除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能	
	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	
								[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能	
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
低圧代替注水系(常設) による原子炉注水	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態であると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態であると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	① ①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
原子炉圧力								3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
原子炉圧力 (SA)								1	1	1	1			
格納容器内圧力 (S/C)								1	1	1	1			
原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)								3	3	1	1	①		
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能								
	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0									
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1									
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1									
	原子炉圧力	3	3	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能							
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1									
	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1									

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
低圧代替注水系(常設) による原子炉注水	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
									1	1	1	1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)								1	1	1	1			
復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)								1	1	1	1			
原子炉隔離時冷却系系統流量								1	1	1	0			
高圧炉心注水系系統流量								2	2	0	1			
復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)								1	1	1	1			
原子炉水位(広帯域)								3	3	1	1			
原子炉水位(燃料域)								2	2	1	1			
原子炉水位(SA)								1	1	1	1			
原子炉水位(SA)								1	1	1	1			
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能									
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能									

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合		
全交流動力電源喪失及 び原子炉スクラム確認	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
								原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価									
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO								
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合										
高圧代替注水系による 原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1										
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1										
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1										
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1										
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0										
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1										
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1										
								原子炉圧力	3	3	1	1										
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1										
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1										
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1			① ①	— —	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1																		
復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1																		
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1																		
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0																		
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1																		
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1																		
原子炉圧力	3	3	1	1																		
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1																		
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1																		
高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)						1	1			1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能 崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							原子炉水位 (広帯域)						3	3			1	1				
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1											
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1											
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能 復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能 監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認									
							復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1											
							復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1											
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0											
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1											
							復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1											
							原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1											
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1											
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1											
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3											
							[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0											

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO		
			直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合				
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能			
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能			
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度により代替監視可能			
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能			
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能			
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能			
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能			
	[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能										
	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-									
	フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器圧力逃がし装置の健全性を代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1					
フィルタ装置金属フィルタ差圧	2	2	2	2	①	-										

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
原子炉水位(広帯域)	原子炉水位(燃料域)	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉水位(SA)	2	2	1	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
残留熱除去系系統流量	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
残留熱除去系系統流量	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
残留熱除去系系統流量	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
残留熱除去系系統流量	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
残留熱除去系系統流量	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
残留熱除去系系統流量	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)による原子炉格納容器除熱	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能	
	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能	
								[サブプレッション・チェンバ気体温度]	3	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により代替監視可能	
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
			直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合			
低圧代替注水系(常設) による原子炉注水	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2			
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2			
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
								復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1			
								復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
								原子炉圧力	3	3	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1			
	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3	3	1	1	①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
								復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1			
復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)								1	1	1	1				
原子炉隔離時冷却系系統流量								1	1	1	0				
高圧炉心注水系系統流量								2	2	0	1				
残留熱除去系系統流量		3	3	1	1										
原子炉圧力		3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能									
原子炉圧力 (SA)		1	1	1	1										
格納容器内圧力 (S/C)		1	1	1	1										

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
復水貯蔵槽水位(SA)		1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)							1	1	1	1			
	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)							1	1	1	1			
	原子炉隔離時冷却系系統流量							1	1	1	0			
	高圧炉心注水系系統流量							2	2	0	1			
	復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)							1	1	1	1			
	原子炉水位(広帯域)							3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能		
	原子炉水位(燃料域)							2	2	1	1			
	原子炉水位(SA)							1	1	1	1			
	原子炉水位(SA)							1	1	1	1			
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能									
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能									

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合		
高压代替注水系による 原子炉注水 ※	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								高压代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
								原子炉圧力	3	3	1	1		
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
高压代替注水系系統流量	1	1	1	1										
復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1										
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1										
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0										
高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1										
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1										
原子炉圧力	3	3	1	1										
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1										
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1										
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1										
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1										
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
高压代替注水系系統流量	1	1	1	1										
復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1										
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1										
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0										
高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1										
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1										
原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1										
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1										
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1										
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1										
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能									
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能									
低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水準備	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2									
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
原子炉水位 (SA)								1	1	1	1			
原子炉圧力容器温度	2	2	2	2										

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価											
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO										
			直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合												
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認										
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能											
原子炉水位 (燃料域)								2	2	1	1													
原子炉水位 (SA)								1	1	1	1													
原子炉圧力容器温度								2	2	2	2													
原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認											
							原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能												
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1													
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1													
							原子炉圧力容器温度	2	2	2	2													
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	①	-	原子炉水位	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認										
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能											
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1												
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1												
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1												
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0												
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1												
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1												
								原子炉圧力	3	3	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能									
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1												
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1												
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	1			①	①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
																		高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1																				
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1																				
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0																				
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1																				
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1																				
原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能																			
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1																				
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1																				
復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認											
							原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能												
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1													
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1													

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合		
代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器冷却	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能	
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							サブプレッション・チェンバ温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ温度により代替監視可能		
							[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能		
原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
							復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流)	1	1	1	1			
							復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流)	1	1	1	1			
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
							原子炉圧力	3	3	1	1			
							原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1										
原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3	3	1	1	①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
							復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流)	1	1	1	1			
							復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流)	1	1	1	1			
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
							原子炉圧力	3	3	1	1			
							原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能		
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合				
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能			
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能			
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度により代替監視可能			
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能			
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能			
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能			
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能			
	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-									
	フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器圧力逃がし装置の健全性を代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1					
フィルタ装置金属フィルタ差圧	2	2	2	2	①	-										

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			
残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉水位 (広帯域)							3	3	1	1				
	原子炉水位 (燃料域)							2	2	1	1				
	原子炉水位 (SA)							1	1	1	1				
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
									復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1		
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)									1	1	1	1			
原子炉隔離時冷却系系統流量									1	1	1	0			
高圧炉心注水系系統流量									2	2	0	1			
残留熱除去系系統流量									3	3	1	1			
原子炉圧力									3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
原子炉圧力 (SA)									1	1	1	1			
格納容器内圧力 (S/C)									1	1	1	1			
原子炉圧力 (SA)									1	1	1	1			
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	1	①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1				
							復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1				
							復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1				
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能									
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1										
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1										
	原子炉圧力	3	3	1	1										
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1										
	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1										
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1		水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			
原子炉水位 (燃料域)								2	2	1	1				
原子炉水位 (SA)								1	1	1	1				
残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	—	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	—	[制御棒操作監視系] 平均出力領域モニタ	1 4	1 4	1 1	1 1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能 平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
								原子炉圧力	3	3	1	1		
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1										
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1										
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0										
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1										
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1										
原子炉圧力	3	3	1	1										
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1										
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1										
原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1										
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1										
高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1										
復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1										
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1										
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0										
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1										
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1										
原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1										
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1										
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1										
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3										
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0										
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能									
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認								
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1										
高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1										
復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1										
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1										
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0										
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1										
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1										
原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1										
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1										
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1										
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3										
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0										

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
高圧代替注水系による 原子炉注水 ※	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	① ①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
		高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1								
		復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1								
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)		1	1	1	1									
原子炉隔離時冷却系系統流量		1	1	1	0									
高圧炉心注水系系統流量		2	2	0	1									
残留熱除去系系統流量		3	3	1	1									
原子炉圧力		3	3	1	1									
原子炉圧力 (SA)		1	1	1	1									
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1										
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	1	① ①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1									
	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0									
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1									
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1									
	原子炉圧力	3	3	1	1									
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1									
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1										
高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能 崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1									
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1									
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能 復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能 監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1			
	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0									
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1									
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1									
	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1									
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1									
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1									
	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3									
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0										

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
			直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合			
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2			
								原子炉圧力	3	3	1	1	①		-
	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能									
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1										
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能									
	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2										

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
低圧代替注水系(常設) による原子炉注水	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
原子炉圧力容器温度								1	1	1	1			
原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
							原子炉圧力容器温度	1	1	1	1			
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
								原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1		
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	1	①	①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
								原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合		
低圧代替注水系(常設) による原子炉注水	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)								1	1	1	1			
復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)								1	1	1	1			
原子炉隔離時冷却系系統流量								1	1	1	0			
高圧炉心注水系系統流量								2	2	0	1			
復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)								1	1	1	1			
原子炉水位(広帯域)								3	3	1	1			
原子炉水位(燃料域)								2	2	1	1			
原子炉水位(SA)								1	1	1	1			
原子炉水位(SA)								1	1	1	1			
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能									
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能									

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による 原子炉格納容器冷却	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)（常用計器）により代替監視可能	
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能		
原子炉水位(SA)	1	1	1	1	1	① ①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(RHR A系代替注水系流量)	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(RHR B系代替注水系流量)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								原子炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
								原子炉圧力	3	3	1	1		
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3	3	1	1	① ①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
							復水補給水系流量(RHR A系代替注水系流量)	1	1	1	1			
							復水補給水系流量(RHR B系代替注水系流量)	1	1	1	1			
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
							原子炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
							原子炉圧力	3	3	1	1			
							原子炉圧力(SA)	1	1	1	1			
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
							復水補給水系流量(RHR B系代替注水系流量)	1	1	1	1			①
格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能									
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1										
復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							復水補給水系流量(RHR A系代替注水系流量)	1	1	1	1			
							復水補給水系流量(RHR B系代替注水系流量)	1	1	1	1			
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
							原子炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
							復水補給水系流量(格納容器下部注水量)	1	1	1	1			
							原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3			
							[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0			

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード） 運転	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合		
残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により代替監視可能	
								格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧により代替監視可能	
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (S/C) の差圧により代替監視可能	
								[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により代替監視可能	
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	-	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度 / 圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度 / 圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度 / 圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度 / 圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
								原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	①	-	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	①	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
								原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合		
原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能	
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能	

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合		
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	① ①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
		高压代替注水系系統流量	1	1	1	1								
		復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1								
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)		1	1	1	1									
原子炉隔離時冷却系系統流量		1	1	1	0									
高压炉心注水系系統流量		2	2	0	1									
残留熱除去系系統流量		3	3	1	1									
原子炉圧力		3	3	1	1									
原子炉圧力 (SA)		1	1	1	1									
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1										
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	1	① ①	-	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								高压代替注水系系統流量	1	1	1	1		
	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0									
	高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1									
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1									
	原子炉圧力	3	3	1	1									
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1									
	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1									
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能 崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能 復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能 監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								高压代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1		
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3		
								[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
高圧代替注水系による 原子炉注水 ※	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	① ①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
		高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能					
		復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1								
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)		1	1	1	1									
原子炉隔離時冷却系系統流量		1	1	1	0									
高圧炉心注水系系統流量		2	2	0	1									
残留熱除去系系統流量		3	3	1	1									
原子炉圧力		3	3	1	1									
原子炉圧力 (SA)		1	1	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能						
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1										
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	1	① ①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能						
	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0									
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1									
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1									
	原子炉圧力	3	3	1	1									
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能						
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1										
高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能							
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1									
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1			
	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0									
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1									
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1									
	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1									
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能						
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1									
	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3			復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能						
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0			監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能							

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
残留熱除去系機能喪失 確認	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	①	—	—								
	サブプレッション・チェンバ・ プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により 代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
逃がし安全弁による原 子炉減圧	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1				
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態であると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温 度より代替監視可能			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1				
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することが でき、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1				
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態であると 想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温 度より代替監視可能			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1				

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価									
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO								
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合										
高圧炉心注水系による 原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1										
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1										
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1										
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1										
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0										
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1										
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1										
								原子炉圧力	3	3	1	1										
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1										
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1										
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1			① ①	— —	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能
高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1																		
復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1																		
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1																		
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0																		
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1																		
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1																		
原子炉圧力	3	3	1	1																		
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1																		
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1																		
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)						1	1			1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能 崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							原子炉水位 (広帯域)						3	3			1	1				
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1											
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1											
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能 復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能 監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認									
							復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1											
							復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1											
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0											
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1											
							復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1											
							原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1											
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1											
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1											
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3											
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0																		

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)（常用計器）により代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)（常用計器）により代替監視可能	
	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能	
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1		
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
原子炉水位(SA)								1	1	1	1			
原子炉水位								1	1	1	1			
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能									
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能									

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合				
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能			
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器)により代替監視可能			
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度により代替監視可能			
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器)により代替監視可能			
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能			
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能			
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能			
	[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能										
	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-									
	フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器圧力逃がし装置の健全性を代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1					
フィルタ装置金属フィルタ差圧	2	2	2	2	①	-										

重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
原子炉スクラム失敗確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能			
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能			

重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
			直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合	
格納容器圧力上昇による 高圧・低圧注水系起 動確認	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能		
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能		
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
								サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能		
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能		
	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
								復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1			
								復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
高圧炉心注水系系統流量								2	2	0	1				
残留熱除去系系統流量								3	3	1	1				
原子炉圧力								3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能			
原子炉圧力(SA)								1	1	1	1				
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1											
原子炉水位(SA)	1	1	1	1											
原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3	3	1	1	①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1				
							復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1				
							復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1				
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1				
							原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能			
							原子炉圧力(SA)	1	1	1	1				
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1				
原子炉水位(SA)	1	1	1	1											
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	①	-									

重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
			直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合			
原子炉隔離時冷却系及び 高圧炉心注水系による 原子炉水位維持	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流)	1	1	1	1			
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
								原子炉圧力	3	3	1	1			
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流)	1	1	1	1			
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流)	1	1	1	1			
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0											
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1											
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1											
原子炉圧力	3	3	1	1											
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1											
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1											
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能										
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1											
原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1											
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1				
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1				
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1				
							復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流)	1	1	1	1				
							復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流)	1	1	1	1				
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
							復水補給水系流量 (格納容器下部注水流)	1	1	1	1				
							原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1				
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1				
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1				
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3			復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	
							[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0			監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
高圧代替注水系による 原子炉水位維持 ※	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	① ①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
		高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1								
		復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1								
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)		1	1	1	1									
原子炉隔離時冷却系系統流量		1	1	1	0									
高圧炉心注水系系統流量		2	2	0	1									
残留熱除去系系統流量		3	3	1	1									
原子炉圧力		3	3	1	1									
原子炉圧力 (SA)		1	1	1	1									
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1										
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	1	① ①	-	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1									
	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0									
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1									
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1									
	原子炉圧力	3	3	1	1									
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1									
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1										
高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	-	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能 崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1		
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1									
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1									
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能 復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能 監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1		
	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0									
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1									
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1									
	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1									
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1									
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1									
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1									
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3										
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0										

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
自動減圧系の自動起動 阻止	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能	
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度により代替監視可能		
							[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能		
原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
							復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1			
							復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
							原子炉圧力	3	3	1	1			
							原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3	3	1	1	①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
							復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1			
							復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
							原子炉圧力	3	3	1	1			
							原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能		
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
							ほう酸水注入系による 原子炉未臨界操作	平均出力領域モニタ	4	4	1	1		①
[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能									
起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-		平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
[制御棒操作監視系]	1	1	1	1			制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能							
残留熱除去系(サブプレ ッション・チェンバ プールの冷却モード) 運転	サブプレッション・チェンバ プールの水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA 時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	[制御棒操作監視系]	1	1	1	1			平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	
高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	0	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	
高圧・低圧注水機能喪失確認	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA 時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合					区分Ⅱ直流電源を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合
高圧代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	① ①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
		高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能					
		復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1								
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)		1	1	1	1									
原子炉隔離時冷却系系統流量		1	1	1	0									
高圧炉心注水系系統流量		2	2	0	1									
残留熱除去系系統流量		3	3	1	1									
原子炉圧力		3	3	1	1									
原子炉圧力 (SA)		1	1	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能						
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1										
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	1	① ①	-	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能						
	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0									
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1									
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1									
	原子炉圧力	3	3	1	1									
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1				原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能					
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1										
高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	-	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1		
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3		
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0										

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA 時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2			

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA 時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価									
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO								
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合										
低圧代替注水系(常設) による原子炉注水	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能									
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1										
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1										
原子炉圧力容器温度								2	2	2	2											
原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認									
							原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能										
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1											
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1											
							原子炉圧力容器温度	2	2	2	2											
原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(SA)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認									
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能										
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1											
							復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1											
							復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1											
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0											
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1											
							残留熱除去系系統流量	3	3	1	1											
							原子炉圧力	3	3	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能								
							原子炉圧力(SA)	1	1	1	1											
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1											
							原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3	3	1	1			①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
																高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1																		
復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1																		
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0																		
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1																		
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1																		
原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能																	
原子炉圧力(SA)	1	1	1	1																		
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1																		
復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-						復水貯蔵槽水位(SA)	1			1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
												原子炉水位(広帯域)	3			3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能			
												原子炉水位(燃料域)	2			2	1	1				
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1											
							復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1																		
復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1																		
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0																		
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1																		
復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1																		
原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能																	
原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1																		
原子炉水位(SA)	1	1	1	1																		
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能																	
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能																	

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA 時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
格納容器内圧力(S/C)	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
原子炉水位(SA)	原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能	
原子炉水位(SA)	原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								原子炉圧力	2	2	0	1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
								原子炉圧力	3	3	1	1		
原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	原子炉水位(燃料域)	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								原子炉圧力	2	2	0	1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
復水貯蔵槽水位(SA)	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		
復水貯蔵槽水位(SA)	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1		
復水貯蔵槽水位(SA)	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								原子炉圧力	2	2	0	1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1		
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
原子炉水位(SA)	1	1	1	1										
原子炉水位(SA)	1	1	1	1										
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3										
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0										

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA 時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能			
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器) により代替監視可能			
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度により代替監視可能			
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器) により代替監視可能			
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能			
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能			
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能			
	[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能										
	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-									
フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器圧力逃がし装置の健全性を代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1					
フィルタ装置金属フィルタ差圧	2	2	2	2	①	-										

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価		
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO					
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
インターフェイスシステム LOCA 発生	-	-							-								
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能				
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		1	1	1	1	①	-	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1					
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1					
								復水補給水系流量(RHR A 系代替注水系流量)	1	1	1	1					
								復水補給水系流量(RHR B 系代替注水系流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能				
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0					
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1					
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1					
								原子炉圧力	3	3	1	1					
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能				
原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	原子炉水位(SA)	3	3	1	1	①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
		2	2	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1					
								復水補給水系流量(RHR A 系代替注水系流量)	1	1	1	1					
								復水補給水系流量(RHR B 系代替注水系流量)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能				
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0					
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1					
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1					
								原子炉圧力	3	3	1	1					
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能				
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1					
原子炉隔離時冷却系系統流量	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1					
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能				
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
復水貯蔵槽水位(SA)								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		監視事項は主要パラメータにて確認			
								復水補給水系流量(RHR A 系代替注水系流量)	1	1	1	1					
								復水補給水系流量(RHR B 系代替注水系流量)	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能				
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0					
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1					
								復水補給水系流量(格納容器下部注水系流量)	1	1	1	1					
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1					
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能				
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1						
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能				
								[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能				

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
高圧代替注水系による 原子炉注水 ※	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	① ①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
		高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1								
		復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1								
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)		1	1	1	1									
原子炉隔離時冷却系系統流量		1	1	1	0									
高圧炉心注水系系統流量		2	2	0	1									
残留熱除去系系統流量		3	3	1	1									
原子炉圧力		3	3	1	1									
原子炉圧力 (SA)		1	1	1	1									
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1										
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	1	① ①	-	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0									
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1									
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1									
	原子炉圧力	3	3	1	1									
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1									
	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1									
高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	-	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能 崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能 復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能 監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0									
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1									
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1									
	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1									
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1									
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1									
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3										
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0										

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
			直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合	
インターフェイスシステム LOCA 発生確認	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1			
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1			
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1			
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
								原子炉圧力	3	3	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1											
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	1	①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
							復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1				
							復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1				
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1										
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1										
	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能									
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1										
	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1										
ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から格納容器内圧力 (D/W) より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度より代替監視可能			
							[格納容器内圧力 (D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により代替監視可能			
高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	2	0	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉圧力容器内の圧力低下により格納容器バイパスの発生を、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1				
							[エリア放射線モニタ]	25	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器バイパスの発生を、代替監視可能			

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
中央制御室での高圧炉 心注水系隔離失敗	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
								原子炉圧力	3	3	1	1		
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1		
								原子炉圧力	3	3	1	1		
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
								原子炉圧力	3	3	1	1		
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1		
原子炉圧力								3	3	1	1			
原子炉圧力 (SA)								1	1	1	1			
原子炉圧力 (SA)								1	1	1	1			
原子炉圧力 (SA)								1	1	1	1			
逃がし安全弁による原子 炉急減圧	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
高圧炉心注水系による 原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	① ①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 格納容器内圧力 (S/C)	3 2 1 1 1 1 2 3 3 1 1 1	3 2 1 1 1 1 2 3 3 1 1 1	1 1 1 1 1 0 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 0 1 1 1 1 1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3 2	3 2	1 1	① ①	—	原子炉水位 (SA) 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 格納容器内圧力 (S/C)	1 1 1 1 1 2 3 3 1 1 1	1 1 1 1 1 2 3 3 1 1 1	1 1 1 1 0 1 1 1 1 1 1	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能 原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
高圧炉心注水系系統流量		2	2	0	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	1 3 2 1	1 3 2 1	1 1 1 1	1 1 1 1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能 崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
復水貯蔵槽水位 (SA)		1	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 復水移送ポンプ吐出圧力 [復水貯蔵槽水位]	1 1 1 1 2 1 3 2 1 3 1	1 1 1 1 2 1 3 2 1 3 1	1 1 1 0 0 1 1 1 1 3 0	1 1 1 1 1 1 1 1 1 3 0	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能 注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能 復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能 監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバプール水温度 運転)	サブプレッション・チェンバプール水温度 残留熱除去系系統流量	3 3	3 3	3 1	① ①	—	サブプレッション・チェンバプール水温度 残留熱除去系ポンプ吐出圧力	1 3	1 3	1 1	1 1	1 1	サブプレッション・チェンバプール水温度の温度変化により代替監視可能 残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認 監視事項は主要パラメータにて確認

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
現場操作での高圧炉心注水系隔離操作	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量	3 2 1 1 1 1 2 3	3 2 1 1 1 1 2 3	1 1 1 1 1 0 1 1	1 1 1 1 1 0 1 1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	—	原子炉水位 (SA) 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 格納容器内圧力 (S/C)	1 1 1 1 1 2 3 1 1 1	1 1 1 1 1 2 3 1 1 1	1 1 1 1 1 0 1 1	1 1 1 1 1 0 1 1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
高圧炉心注水系隔離後の水位維持	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
								原子炉圧力	3	3	1	1		
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1										
復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1										
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1										
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0										
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1										
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1										
原子炉圧力	3	3	1	1										
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1										
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1										
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能									
原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1										
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1										
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1										
サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1			
							格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1			
							格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1			
							[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1			

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

3.1.1 代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合		
原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能	
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	
								[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能	
非常用炉心冷却系機能喪失確認	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
	高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
	残留熱除去系統流量	3	3	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
炉心損傷確認	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	①	-	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

3.1.1 代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
常設代替交流電源設備 による交流電源供給及 び低圧代替注水系(常 設)による原子炉注水	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
原子炉水位(燃料域)								2	2	1	1			
原子炉水位(SA)								1	1	1	1			
復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1			
							復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1			
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
							復水補給水系流量(格納容器下部注水量)	1	1	1	1			
							原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能		
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能								
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0										
ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は	監視事項は主要パラメータにて確認	
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能		

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

3.1.1 代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合				
代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能			
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能			
	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能			
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1				
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1				
								復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1				
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
								復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1				
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能										
	[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能										

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

3.1.1 代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価						
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO					
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合							
代替循環冷却系による 原子炉注水、原子炉格 納容器除熱	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能						
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能						
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		監視事項は主要パラメータにて確認				
								サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能						
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能						
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ氣體温度の温度変化により代替監視可能			監視事項は主要パラメータにて確認			
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)の注水量により代替監視可能						
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能						
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能						
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能						
	復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能				監視事項は主要パラメータにて確認		
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1							
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1	監視可能						
	復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	原子炉圧力容器温度の温度変化により代替監視可能					監視事項は主要パラメータにて確認	
								復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1							
								復水補給水系流量(格納容器下部注水量)	1	1	1	1							
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)、復水補給水系流量(格納容器下部注水量)と復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より代替監視可能						
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1							
								サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1							
								サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3							
	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	原子炉格納容器内の温度変化により代替監視可能													
	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	-	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能						監視事項は主要パラメータにて確認
								格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能						
格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	-	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の解析結果により、格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
格納容器内酸素濃度	2	0	0	0	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)により、事故後の格納容器内の空気(酸素)の流入の有無により、水素爆発の可能性を把握可能							
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1								
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1								

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

3.1.2 代替循環冷却系を使用しない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能	
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	
								[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能	
非常用炉心冷却系機能喪失確認	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
炉心損傷確認	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	①	-	[エアラ放射線モニタ]	2	0	0	0	エアラ放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	2	1	1	0	①	-	[エアラ放射線モニタ]	2	0	0	0	エアラ放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	①	-	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

3.1.2 代替循環冷却系を使用しない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
常設代替交流電源設備 による交流電源供給及 び低圧代替注水系(常 設)による原子炉注水	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
原子炉水位(燃料域)								2	2	1	1			
原子炉水位(SA)								1	1	1	1			
復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1			
							復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1			
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
							復水補給水系流量(格納容器下部注水量)	1	1	1	1			
							原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3			復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能									
ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は	監視事項は主要パラメータにて確認	
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能		

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

3.1.2 代替循環冷却系を使用しない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能			
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能			
	[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	①	-	[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能			
	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能			
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能			
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1				
	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1				
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	1	①	-	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	-	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
	復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1				
	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能		
	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	-	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1		復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能		
	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	①	-	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3				
	[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	①	-	[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能			
復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能				
格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能				
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力(S/C)と格納容器内圧力(D/W)の差圧により代替監視可能				
[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	①	-	[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能				

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

3.1.2 代替循環冷却系を使用しない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合		
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度により代替監視可能	
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により代替監視可能	
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能	
	[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能								
	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	-							
	フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	-	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力の傾向監視により、格納容器圧力逃がし装置の健全性を代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	-	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
フィルタ装置金属フィルタ差圧	2	2	2	2	①	-								

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能	
原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能	
高压・低圧注水機能喪失確認	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
高压・低圧注水機能喪失確認	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	1	①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								高压代替注水系統流量	1	1	1	1		
高压・低圧注水機能喪失確認	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
高压・低圧注水機能喪失確認	高压炉心注水系統流量	2	2	0	1	①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
高压代替注水系による 原子炉注水 ※	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
		高压代替注水系系統流量	1	1	1	1			原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能					
		復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1								
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)		1	1	1	1									
原子炉隔離時冷却系系統流量		1	1	1	0									
高压炉心注水系系統流量		2	2	0	1									
残留熱除去系系統流量		3	3	1	1									
原子炉圧力		3	3	1	1									
原子炉圧力 (SA)		1	1	1	1			原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能						
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1										
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	1	①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1			原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能						
	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0									
	高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1									
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1									
	原子炉圧力	3	3	1	1									
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1				原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能					
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1										
高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1			
	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0									
	高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1									
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1									
	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1									
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			注水先の原子炉水位の変化により、復水貯蔵槽水位の代替監視可能						
	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1									
	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3			復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能						
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0			監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能							
炉心損傷確認 水素濃度監視	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	2	1	1	0	①	-	[エリア放射線モニタ]	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	格納容器内水素濃度 (SA)	2	2	2	2	①	-	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価									
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO										
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合								
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	—	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1										
								高压代替注水系系統流量	1	1	1	1										
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流)	1	1	1	1										
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流)	1	1	1	1										
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0										
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1										
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1										
								原子炉圧力	3	3	1	1										
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1										
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1										
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1			① ①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
高压代替注水系系統流量	1	1	1	1																		
復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流)	1	1	1	1																		
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流)	1	1	1	1																		
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0																		
高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1																		
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1																		
原子炉圧力	3	3	1	1																		
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1																		
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1																		
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力						3	3			1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							原子炉水位 (広帯域)						3	3			1	1				
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1											
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1											
							原子炉圧力容器温度	1	1	1	1											
原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認									
							原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1											
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1											
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1											
							原子炉圧力容器温度	1	1	1	1											

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1			
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1			
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1			
	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	-	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	
									格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) より代替監視可能	
	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	-	-	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度／圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能	
									[格納容器内圧力 (D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により代替監視可能	
	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	-	-	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									サブプレッション・チェンバ氣體温度	1	1	1	1	飽和温度／圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ氣體温度により代替監視可能	
									[格納容器内圧力 (S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により代替監視可能	
	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	-	-	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	飽和温度／圧力の関係から、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1		
	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	-	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
									復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1		
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)									1	1	1	1			
原子炉隔離時冷却系系統流量									1	1	1	0			
高圧炉心注水系系統流量									2	2	0	1			
復水補給水系流量 (格納容器下部注水量)									1	1	1	1			
原子炉水位 (広帯域)									3	3	1	1			
原子炉水位 (燃料域)									2	2	1	1			
原子炉水位 (SA)									1	1	1	1			
原子炉水位 (SA)									1	1	1	1			
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能										
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能										

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
原子炉格納容器下部への注水	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態であると想定し、飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
	復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1	①	-	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能	
	格納容器下部水位	3	3	3	3	①	-	格納容器下部水位	3	3	3	3	注水先の格納容器下部水位の水位変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)の注水量により代替監視可能	
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位の変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1		
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
原子炉水位(燃料域)								2	2	1	1			
原子炉水位(SA)								1	1	1	1			
原子炉水位(SA)								1	1	1	1			
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能									
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能									

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
			直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合			
原子炉圧力容器破損確認	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		1	1	1	1	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1			
									高压代替注水系系統流量	1	1	1			1
									復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流)	1	1	1			1
									復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流)	1	1	1			1
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			0
									高压炉心注水系系統流量	2	2	0			1
									残留熱除去系系統流量	3	3	1			1
									原子炉圧力	3	3	1			1
									原子炉圧力 (SA)	1	1	1			1
							格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1				
												原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能			
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		2	2	1	1	①	—	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1			
									復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流)	1	1	1			1
									復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流)	1	1	1			1
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			0
									高压炉心注水系系統流量	2	2	0			1
									残留熱除去系系統流量	3	3	1			1
									原子炉圧力	3	3	1			1
									原子炉圧力 (SA)	1	1	1			1
									格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1			1
												原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能			
原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態であると想定し、飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									原子炉圧力 (広帯域)	3	3	1			1
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			1
									原子炉水位 (SA)	1	1	1			1
									残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1			1
												残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能			
原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									原子炉水位 (広帯域)	3	3	1			1
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			1
									原子炉水位 (SA)	1	1	1			1
									原子炉圧力容器温度	2	2	2			2
												原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態であると想定し、飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
原子炉圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									原子炉水位 (広帯域)	3	3	1			1
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			1
									原子炉水位 (SA)	1	1	1			1
									原子炉圧力容器温度	2	2	2			2
												原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態であると想定し、飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
格納容器内圧力 (D/W)	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									ドライウエル雰囲気温度	2	2	2			2
									[格納容器内圧力 (D/W)]	2	2	1			1
												飽和温度／圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能			
ドライウエル雰囲気温度	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1			1
													飽和温度／圧力の関係から、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) の上昇により代替監視可能		

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
溶融炉心への注水	復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力(S/C)より代替監視可能	
								格納容器下部水位	3	3	3	3	注水先の格納容器下部水位の水位変化により代替監視可能	
復水貯蔵槽水位(SA)		1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)							1	1	1	1			
	復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)							1	1	1	1			
	原子炉隔離時冷却系系統流量							1	1	1	0			
	高圧炉心注水系系統流量							2	2	0	1			
	復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)							1	1	1	1			
	原子炉水位(広帯域)							3	3	1	1			
	原子炉水位(燃料域)							2	2	1	1			
	原子炉水位(SA)							1	1	1	1			
	原子炉水位(SA)							1	1	1	1			
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能									
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能									

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価			
	計器名称	計器数	SBO 影響				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響				計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合		区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合		区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合				
				1	1	1						1	1	1			1	1
代替循環冷却系による 溶融炉心冷却及び原子 炉格納容器除熱	復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認				
	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) より代替監視可能					
	復水補給水系流量 (格納容器 下部注水流量)	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認				
	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能					
								格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	注水先の格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) より代替監視可能					
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	注水先の格納容器下部水位の水位変化により代替監視可能					
	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	①	—	格納容器下部水位	3	3	3	3	注水先の格納容器下部水位の水位変化により代替監視可能					
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
								ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度／圧力の関係から、ドライウエル雰囲気温度により代替監視可能					
	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	①	—	[格納容器内圧力 (D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (D/W) (常用計器) により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認				
								格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
	サブプレッション・チェンバ ー温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ ー温度	1	1	1	1	飽和温度／圧力の関係から、サブプレッション・チェン バ ー温度により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認				
								[格納容器内圧力 (S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力 (S/C) (常用計器) により代替監視可能					
	サブプレッション・チェンバ ー プール水位	1	1	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	飽和温度／圧力の関係から、格納容器内圧力 (D/W) 又は 格納容器内圧力 (S/C) の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認				
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (S/C) の上昇により代替監視可能					
								サブプレッション・チェンバ ー プール温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ ー プール温度の温度変化により 代替監視可能					
								復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量 (RHR B 系代 替注水流量) の注水量に より代替監視可能					
								復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により代替監視 可能					
	[サブプレッション・チェンバ ー プール水位]	2	2	1	1	①	—	格納容器内圧力 (D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧に より代替監視可能					
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1	格納容器内圧力 (S/C) の差圧に より代替監視可能					
								[サブプレッション・チェンバ ー プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ ー プール 水位 (常用計器) により代替監視可能					

重大事故等対処に係る監視事項

3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後		
対象なし												

重大事故等対処に係る監視事項

3.4 水素燃焼

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
対象なし														

重大事故等対処に係る監視事項

3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合		
対象なし														

重大事故等対処に係る監視事項

4.1 想定事故 1

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響				計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後					区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
使用済燃料プールの冷却機能喪失確認	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	①	—	—								
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	—								
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
使用済燃料プールの注水機能喪失確認	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	①	—	—								
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	—								
	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	①	—	—								
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	—	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			

重大事故等対処に係る監視事項

4.1 想定事故 1

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
燃料プール代替注水系 (可搬型)による使用済 燃料プールへの注水	使用済燃料貯蔵プール水位・ 温度 (SA)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広 域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の 遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
	使用済燃料貯蔵プール水位・ 温度 (SA 広域)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高 レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の 遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
	使用済燃料貯蔵プール放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広 域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の 遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
	使用済燃料貯蔵プール監視カ メラ	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高 レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の 遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
燃料プール代替注水系 (可搬型)による使用済 燃料プールへの注水 (可搬型スプレイ設 備) ※	使用済燃料貯蔵プール水位・ 温度 (SA)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広 域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の 遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
	使用済燃料貯蔵プール水位・ 温度 (SA 広域)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高 レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の 遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
	使用済燃料貯蔵プール放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広 域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の 遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
	使用済燃料貯蔵プール監視カ メラ	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高 レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の 遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

4.2 想定事故 2

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
使用済燃料プール水位 低下確認	使用済燃料貯蔵プール水位・ 温度 (SA)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広 域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の 遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
	使用済燃料貯蔵プール水位・ 温度 (SA 広域)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高 レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1 1 1	1 1 1	1 1 1	1 1 1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の 遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
	使用済燃料貯蔵プール監視カ メラ	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広 域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高 レンジ・低レンジ)	1 1 1	1 1 1	1 1 1	1 1 1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の 遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
使用済燃料プールの注 水機能喪失確認	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	①	-							
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-							
	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	①	-							
使用済燃料貯蔵プール水位・ 温度 (SA)	使用済燃料貯蔵プール水位・ 温度 (SA)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広 域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高 レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1 1 1	1 1 1	1 1 1	1 1 1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の 遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
	使用済燃料貯蔵プール水位・ 温度 (SA 広域)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高 レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1 1 1	1 1 1	1 1 1	1 1 1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の 遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
	使用済燃料貯蔵プール監視カ メラ	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広 域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高 レンジ・低レンジ)	1 1 1	1 1 1	1 1 1	1 1 1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の 遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
使用済燃料プール漏え い箇所の隔離	使用済燃料貯蔵プール水位・ 温度 (SA)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広 域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高 レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1 1 1	1 1 1	1 1 1	1 1 1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の 遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
	使用済燃料貯蔵プール水位・ 温度 (SA 広域)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高 レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1 1 1	1 1 1	1 1 1	1 1 1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の 遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
	使用済燃料貯蔵プール放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	- -	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広 域) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1 1 1	1 1 1	1 1 1	1 1 1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の 遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
	使用済燃料貯蔵プール監視カ メラ	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広 域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高 レンジ・低レンジ)	1 1 1	1 1 1	1 1 1	1 1 1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の 遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認

重大事故等対処に係る監視事項

4.2 想定事故 2

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価				
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO					
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
燃料プール代替注水系 (可搬型)による使用済 燃料プールへの注水	使用済燃料貯蔵プール水位・ 温度(SA)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の 遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認			
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高 レンジ・低レンジ)	1	1	1	1					
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1					
	使用済燃料貯蔵プール水位・ 温度(SA広域)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1					
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高 レンジ・低レンジ)	1	1	1	1					
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1					
	使用済燃料貯蔵プール放射線 モニタ(高レンジ・低レンジ)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広 域)	1	1	1	1					
								使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1					
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1					
	使用済燃料貯蔵プール監視カ メラ	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広 域)	1	1	1	1					
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高 レンジ・低レンジ)	1	1	1	1					
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1					
	燃料プール代替注水系 (可搬型)による使用済 燃料プールへの注水 (可搬型スプレイ設 備) ※	使用済燃料貯蔵プール水位・ 温度(SA)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広 域)	1	1	1			1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の 遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
									使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高 レンジ・低レンジ)	1	1	1			1		
									使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1			1		
		使用済燃料貯蔵プール水位・ 温度(SA広域)	1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1			1		
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高 レンジ・低レンジ)									1	1	1	1					
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ									1	1	1	1					
使用済燃料貯蔵プール放射線 モニタ(高レンジ・低レンジ)		1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広 域)	1	1	1	1					
								使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1					
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1					
使用済燃料貯蔵プール監視カ メラ		1	1	1	1	①	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広 域)	1	1	1	1					
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高 レンジ・低レンジ)	1	1	1	1					
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1					

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

5.1 崩壊熱除去機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合		
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
	残留熱除去系熱交換器出口温度	3	3	1	1	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換量評価より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	原子炉補機冷却水系の流量が確保されていることにより、最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	
								残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	3	3	1	1		
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
								サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	除熟先の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態であると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態であると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		
	残留熱除去系熱交換器出口温度	3	3	1	1	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	残留熱除去系熱交換器入口温度と熱交換器ユニットの熱交換量評価より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	原子炉補機冷却水系の流量が確保されていることにより、最終ヒートシンクが確保されていることを代替監視可能	
								残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	3	3	1	1		
	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2		監視事項は主要パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	除熟先の温度変化により代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

5.1 崩壊熱除去機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
残留熱除去系(低圧注水モード)運転による原子炉注水	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	① ①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
		高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能							
		復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1								
		復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1								
		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0								
		高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1								
		残留熱除去系系統流量	3	3	1	1								
		原子炉圧力	3	3	1	1								
		原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能						
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1									
	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	3	3	1	1	① ①		-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	
							原子炉水位(燃料域)		2	2	1	1		
		高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能							
		復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	1	1	1								
		復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)	1	1	1	1								
		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0								
		高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1								
		残留熱除去系系統流量	3	3	1	1								
		原子炉圧力	3	3	1	1								
		原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から原子炉压力容器の満水を推定可能						
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1									
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①		-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	
							原子炉水位(広帯域)		3	3	1	1		
原子炉水位(燃料域)							2		2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
原子炉水位(SA)							1		1	1	1			

重大事故等対処に係る監視事項

5.1 崩壊熱除去機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転による崩壊熱除去機能回復	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(RHR A系代替注水流)	1	1	1	1		
								復水補給水系流量(RHR B系代替注水流)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
								原子炉圧力	3	3	1	1		
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1									
	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能								
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1									
	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流)	1	1	1	1									
復水補給水系流量(RHR B系代替注水流)	1	1	1	1										
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0										
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1										
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1										
原子炉圧力	3	3	1	1										
原子炉圧力(SA)	1	1	1	1										
格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1										
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	①	—	原子炉压力容器温度	2	2	2	2	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
							サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3			

重大事故等対処に係る監視事項

5.2 全交流動力電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
全交流動力電源喪失による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）停止確認	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1				
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2				
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1				
								原子炉圧力容器温度	2	2	2	2				
	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1				
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1				
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1				
残留熱除去系熱交換器入口温度								3	3	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能				

重大事故等対処に係る監視事項

5.2 全交流動力電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価									
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO										
			直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合								
低圧代替注水系(常設) による原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1										
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1										
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1										
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1										
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0										
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1										
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1										
								原子炉圧力	3	3	1	1										
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1										
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1										
								原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1			① ①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1																		
復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1																		
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1																		
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0																		
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1																		
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1																		
原子炉圧力	3	3	1	1																		
原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1																		
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1																		
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)						1	1			1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							原子炉水位 (広帯域)						3	3			1	1				
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1											
復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認									
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1											
							復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1											
							復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1											
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0											
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1											
							復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	1	1	1	1											
							原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1											
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1											
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1											
							原子炉水位 (SA)	1	1	1	1											
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3											
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0																		
残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転による崩壊熱除去機能回復	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	除熱先の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認								
								井プレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3										

重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熟除去系系統流量	3	3	1	1		
								原子炉圧力	3	3	1	1		
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1		
								原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能						
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								残留熟除去系系統流量	3	3	1	1		
								原子炉圧力	3	3	1	1		
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1		
	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能													
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の注水量により代替監視可能	
復水貯蔵槽水位 (SA)								1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により代替監視可能		
格納容器内圧力 (D/W)								1	1	1	1	格納容器内圧力 (D/W) と格納容器内圧力 (S/C) の差圧により代替監視可能		
格納容器内圧力 (S/C)								1	1	1	1	格納容器内圧力 (S/C) の差圧により代替監視可能		
[サブプレッション・チェンバ・プール水位]								2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位 (常用計器) により代替監視可能		

重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
原子炉冷却材圧力パウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	① ①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		1	1	1	1			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
								高压代替注水系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0		
								高压炉心注水系統流量	2	2	0	1		
								残留熟除去系統流量	3	3	1	1		
								原子炉圧力	3	3	1	1		
								原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1		
								格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1		
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		
								高压代替注水系統流量	1	1	1	1		
								復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1		
				復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1						
				原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0						
				高压炉心注水系統流量	2	2	0	1						
				残留熟除去系統流量	3	3	1	1						
				原子炉圧力	3	3	1	1						
				原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1						
				格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1						
				原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1						
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1						
				高压代替注水系統流量	1	1	1	1						
				復水補給水系統流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1						
				復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1						
				原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0						
				高压炉心注水系統流量	2	2	0	1						
				残留熟除去系統流量	3	3	1	1						
				原子炉圧力	3	3	1	1						
				原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1						
				格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1						

重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
			直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合
残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	① ①	-	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
高压代替注水系系統流量		1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能								
復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)		1	1	1	1									
復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)		1	1	1	1									
原子炉隔離時冷却系系統流量		1	1	1	0									
高压炉心注水系系統流量		2	2	0	1									
残留熱除去系系統流量		3	3	1	1									
原子炉圧力		3	3	1	1									
原子炉圧力 (SA)		1	1	1	1									
格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1										
原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	① ①		-	原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		原子炉水位 (SA)		1	1	1	1			
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
							復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	1	1	1	1			
	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	1	1	1	1									
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0									
	高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1									
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1									
	原子炉圧力	3	3	1	1									
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1									
	格納容器内圧力 (S/C)	1	1	1	1									
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認							

重大事故等対処に係る監視事項

5.4 反応度の誤投入

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO				
			直後	区分 I 直流電源 を延命した場合					区分 II 直流電源 を延命した場合	直後			区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合		
誤操作による反応度誤投入	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能			
反応度誤投入後のスクラム確認	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	-	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								[制御棒操作監視系]	1	1	1	1	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能			

重大事故等対策の成立性

1. 可搬型計測器の接続操作

a. 操作概要

重大事故等時に必要な監視パラメータへの給電(交流, 直流)が困難な場合に, 可搬型計測器を接続し, 中央制御室又は現場にて計測, 監視を行う。

b. 作業場所

6号炉：中央制御室, 原子炉建屋(非管理区域)地下1階, タービン建屋(非管理区域)地下中2階

7号炉：中央制御室, 原子炉建屋(非管理区域)地下1階

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型計測器の接続, 可搬型計測器による計測, 監視に必要な要員数, 所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名(中央制御室運転員2名, 現場運転員2名)

所要時間目安：1測定点あたり10分(中央制御室における接続, 計測の場合)

1測定点あたり18分(現場における接続, 計測の場合)

d. 操作の成立性について

作業環境：バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており, 建屋内常用照明消灯時における操作性を確保している。また, ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。

移動経路：バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また, ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の端子リフト・接続操作であり, 容易に実施可能である。

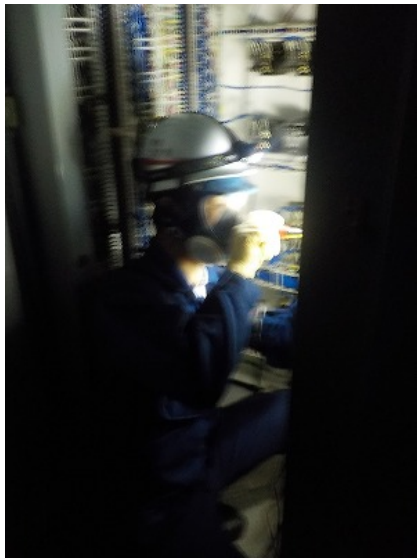
連絡手段：通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備)のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室に連絡する。



可搬型計測器



電池容量確認



可搬型計測器接続



計測結果読み取り

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(1/4)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0～350℃	0～350℃*1	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	0～10MPa [gage]	0～10MPa [gage]	3	1	弾性圧力検出器	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉圧力 (SA)	0～11MPa [gage]	0～11MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	-3200～3500mm*2	-3200～3500mm*2	3	1	差圧式水位検出器	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉水位 (燃料域)	-4000～1300mm*3	-4000～1300mm*3	2		差圧式水位検出器	原子炉建屋	
	原子炉水位 (SA)	-3200～3500mm*2	-3200～3500mm*2	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
		-8000～3500mm*2	-8000～3500mm*2	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量	0～300m ³ /h	0～300m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0～300m ³ /h	0～300m ³ /h	1		差圧式流量検出器	原子炉建屋	
	高压炉心注水系系統流量	0～1000m ³ /h	0～1000m ³ /h	2		差圧式流量検出器	原子炉建屋	
	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)	0～200m ³ /h (6号炉)	0～200m ³ /h (6号炉)	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
		0～150m ³ /h (7号炉)	0～150m ³ /h (7号炉)					
	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	0～350m ³ /h	0～350m ³ /h	1	差圧式流量検出器	中央制御室		
残留熱除去系系統流量	0～1500m ³ /h	0～1500m ³ /h	3	差圧式流量検出器	原子炉建屋			
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	0～350m ³ /h	0～350m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	0～150m ³ /h (6号炉) 0～100m ³ /h (7号炉)	0～150m ³ /h (6号炉) 0～100m ³ /h (7号炉)	1		差圧式流量検出器	中央制御室	

配備個数：可搬型計測器を6号及び7号炉それぞれに24個（計器故障を考慮した1個含む）配備する。なお、故障及び点検時の予備として24個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）

- *1：測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- *2：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1224cm）
- *3：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより905cm）
- *4：T.M.S.L. = 東京湾平均海面
- *5：全交流動力電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、pH監視装置、放射線監視装置、炉内核計装置（区分Ⅰ及びⅡ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- *6：定格出力時の値に対する比率で示す。
- *7：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
- *8：検出点は14箇所
- *9：検出点は8箇所

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(2/4)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	0~300℃	0~350℃*1	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブプレッション・チェンバ気体温度	0~300℃	0~350℃*1	1	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	0~200℃	-200~500℃*1	3		測温抵抗体	中央制御室	
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	0~1000kPa[abs]	0~1000kPa[abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	格納容器内圧力 (S/C)	0~980.7kPa[abs]	0~980.7kPa[abs]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	-6~11m (T. M. S. L. -7150~+9850mm) *4	-6~11m (T. M. S. L. -7150~+9850mm) *4	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—
	格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm) *4	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm) *4	3	1	電極式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	0~30vol% (6号炉) 0~20vol%/0~100vol% (7号炉)	—	2	—*5	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内水素濃度 (SA)	0~100vol%	—	2	—*5	水素吸蔵材料式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	10 ⁻² ~10 ⁰ Sv/h	—	2	—*5	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	10 ⁻² ~10 ⁰ Sv/h	—	2	—*5	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	10 ⁻¹ ~10 ⁶ s ⁻¹ (1.0×10 ² ~1.0×10 ⁹ cm ⁻² ・s ⁻¹) 0~40%又は0~125%(1.0×10 ⁸ ~2.0×10 ¹³ cm ⁻² ・s ⁻¹)	—	10	—*5	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	平均出力領域モニタ	0~125% (1.2×10 ¹² ~2.8×10 ¹⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹) *6	—	4*7	—*5	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。

配備個数：可搬型計測器を6号及び7号炉それぞれに24個（計器故障を考慮した1個含む）配備する。なお、故障及び点検時の予備として24個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）

- *1：測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- *2：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1224cm）
- *3：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより905cm）
- *4：T. M. S. L. = 東京湾平均海面
- *5：全交流動力電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、pH監視装置、放射線監視装置、炉内核計装置（区分Ⅰ及びⅡ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- *6：定格出力時の値に対する比率で示す。
- *7：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
- *8：検出点は14箇所
- *9：検出点は8箇所

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(3/4)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
最終ヒートシンクの確保	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	0~200℃	0~350℃*1	1	1	熱電対	中央制御室	—
	フィルタ装置水位	0~6000mm	0~6000mm	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	フィルタ装置入口圧力	0~1MPa[gage]	0~1MPa[gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置 出口放射線モニタ	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	—	2	—*5	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置水素濃度	0~100vo1%	—	2	—*5	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置 金属フィルタ差圧	0~50kPa	0~50kPa	2	1	差圧式圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	フィルタ装置スクラバ水 pH	pH0~14	—	1	—*5	pH 検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	耐圧強化ベント系 放射線モニタ	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	—	2	—*5	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	残留熱除去系熱交換器 入口温度	0~300℃	0~350℃*1	3	1	熱電対	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	残留熱除去系熱交換器 出口温度	0~300℃	0~350℃*1	3	1	熱電対	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉補機冷却水系 系統流量	0~4000m ³ /h (6号炉区分Ⅰ,Ⅱ) 0~3000m ³ /h (6号炉区分Ⅲ,7号炉区分Ⅰ,Ⅱ) 0~2000m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	0~4000m ³ /h (6号炉区分Ⅰ,Ⅱ) 0~3000m ³ /h (6号炉区分Ⅲ,7号炉区分Ⅰ,Ⅱ) 0~2000m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	3	1	差圧式流量検出器	原子炉建屋 タービン建屋 (6号炉区分Ⅲのみ)	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
残留熱除去系熱交換器 入口冷却水流量	0~2000m ³ /h (6号炉) 0~1500m ³ /h (7号炉)	0~2000m ³ /h (6号炉) 0~1500m ³ /h (7号炉)	3	差圧式流量検出器		原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。	

配備個数：可搬型計測器を6号及び7号炉それぞれに24個（計器故障を考慮した1個含む）配備する。なお、故障及び点検時の予備として24個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性はある。）

- *1：測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- *2：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1224cm）
- *3：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより905cm）
- *4：T.M.S.L. = 東京湾平均海面
- *5：全交流動力電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、pH監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置（区分Ⅰ及びⅡ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- *6：定格出力時の値に対する比率で示す。
- *7：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
- *8：検出点は14箇所
- *9：検出点は8箇所

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(4/4)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考	
格納容器バイパスの監視	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	0~12MPa[gage]	0~12MPa[gage]	2	1	弾性圧力検出器	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0~3.5MPa[gage]	0~3.5MPa[gage]	3		弾性圧力検出器	原子炉建屋		
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—	
	復水移送ポンプ吐出圧力	0~2MPa[gage]	0~2MPa[gage]	3	1	弾性圧力検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する	
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0~20vol%	—	8	—*5	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。	
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0~300℃	0~350℃*1	4	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。	
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	0~30vol% (6号炉) 0~10vol%/0~30vol% (7号炉)	—	2	—*5	熱磁気風式酸素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。	
使用済燃料貯蔵プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)	0~150℃	0~350℃*1	1*8	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。	
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	0~150℃	0~350℃*1	1*9		熱電対	中央制御室		
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 ¹ ~10 ³ mSv/h	—	—	1	—*5	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
		10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h (6号炉) 10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h (7号炉)	—	—	1		電離箱	—	
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	—	—	—	1	—*5	赤外線カメラ	—	可搬型計測器での測定対象外。	

配備個数：可搬型計測器を6号及び7号炉それぞれに24個（計器故障を考慮した1個含む）配備する。なお、故障及び点検時の予備として24個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）

- *1：測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- *2：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1224cm）
- *3：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより905cm）
- *4：T. M. S. L. = 東京湾平均海面
- *5：全交流動力電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、pH監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置（区分Ⅰ及びⅡ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- *6：定格出力時の値に対する比率で示す。
- *7：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
- *8：検出点は14箇所
- *9：検出点は8箇所

代替パラメータにて重大事故等対処時の判断基準を判断した場合の影響について

主要パラメータ(重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ)の監視が困難であった場合、代替パラメータを用いて重大事故等に使用する判断基準及び技術的能力審査基準項目に係る判断基準を判断した場合の影響について以下のとおり確認した。

確認結果

- (1) 代替パラメータによる判断を行った場合において、判断、操作に影響がないことを確認した。
- (2) 炉心損傷後は、炉心冠水状態、溶融炉心の発生により原子炉格納容器内及び原子炉圧力容器内が過熱状態となることも考えられることから、炉心損傷後においては、関連する複数のパラメータを確認し推定を行うこととする。

また、これらの判断に使用する重要な計器は、重大事故等時の耐環境性等を有した重大事事故等対処設備であり他チャンネルでの確認が期待できるため、判断及び操作に対する影響は無いと判断した。

※ 代替パラメータによる推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

以上

第1表 代替パラメータによる判断への影響(1/18)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響	
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	手	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ③残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位が有効燃料頂部以上の場合には、原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し、原子炉圧力容器内の温度は原子炉圧力、原子炉圧力 (SA)、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA) で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。原子炉水位が有効燃料頂部以下の場合には、輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため定量的な評価は困難だが、原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉圧力容器破損確認			
		有	原子炉格納容器下部への注水判断			
		手	原子炉除熱機能確認			
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	有	原子炉圧力容器減圧機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力 (SA) で監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。	なし
		有	低圧・高圧注水機能確認			
		手	炉心損傷確認			
	原子炉圧力 (SA)	有	原子炉圧力容器減圧機能確認	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。	なし
		有	低圧・高圧注水機能確認			
		手	炉心損傷確認			

有：重要事故シーケンス(有効性評価)に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(2/18)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響	
原子炉压力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	有手	① 高圧・低圧注水機能確認	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉水位 (SA) ③ 高圧代替注水系系統流量 ③ 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) ③ 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ③ 原子炉隔離時冷却系系統流量 ③ 高圧炉心注水系系統流量 ③ 残留熱除去系系統流量 ④ 原子炉圧力 ④ 原子炉圧力 (SA) ④ 格納容器内圧力 (S/C)	① 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定可能であり，判断に与える影響はない。 ② 原子炉水位の監視が不可能となった場合は，同じ仕様の原子炉水位(SA)により監視可能であり，判断に与える影響はない。 ③ 直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し，原子炉压力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して，発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており，炉心冷却状態を把握する上で適用でき，判断に与える影響はない。 ④ 原子炉水位の監視が困難となった場合の原子炉压力容器の満水操作時における発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており，炉心冷却状態を把握する上で適用でき，判断に与える影響はない。	なし
		有手	② 原子炉压力容器減圧機能確認			
		有手	③ 原子炉压力容器破損確認			
		手	④ 炉心損傷確認			
	原子炉水位 (SA)	有手	① 高圧・低圧注水機能確認	① 原子炉水位 (広帯域) ① 原子炉水位 (燃料域) ② 高圧代替注水系系統流量 ② 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) ② 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ② 原子炉隔離時冷却系系統流量 ② 高圧炉心注水系系統流量 ② 残留熱除去系系統流量 ③ 原子炉圧力 ③ 原子炉圧力 (SA) ③ 格納容器内圧力 (S/C)	① 原子炉水位(SA)の監視が不可能となった場合は，同じ仕様の原子炉水位 (広帯域)，原子炉水位 (燃料域) により監視可能であり，判断に与える影響はない。 ② 原子炉水位の監視が不可能となった場合は，直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し，原子炉压力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して，発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており，炉心冷却状態を把握する上で適用でき，判断に与える影響はない。 ③ 原子炉水位の監視が困難となった場合の原子炉压力容器の満水操作時における発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており，炉心冷却状態を把握する上で適用でき，判断に与える影響はない。	なし
		有手	② 原子炉压力容器減圧機能確認			
		有手	③ 原子炉压力容器破損確認			
		手	④ 炉心損傷確認			

有：重要事故シーケンス(有効性評価)に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(3/18)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響	
原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系システム流量	有手	高压注水機能確認	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	①各システムの原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA)、サブプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	有手	低压注水機能確認	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)	②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし
	原子炉隔離時冷却系システム流量	有手	高压注水機能確認	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)		なし
	高压炉心注水系システム流量	有手	高压注水機能確認	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)		なし
	残留熱除去系システム流量	有手	低压注水機能確認	①サブプレッション・チェンバ・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA)		なし
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	有手	原子炉格納容器冷却機能確認	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C) ②格納容器下部水位	①各システムの原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水特性を用いる上で格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ②原子炉格納容器下部へ注水した場合は、計測範囲内において適用可能である。なお、原子炉格納容器下部への注水の目的は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため、初期水張り：約 2m が計測されれば良いため、事故対応を行う上で必要な状態を把握でき、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シーケンス(有効性評価)に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(4/18)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響	
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	有手	原子炉圧力容器破損確認	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力 (D/W) ③格納容器内圧力 (S/C)	①ドライウェル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウェル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉格納容器除熱機能確認			
	サブプレッション・チェンバ気体温度	有手	原子炉圧力容器破損確認	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ②格納容器内圧力(S/C) ③[サブプレッション・チェンバ気体温度]*2	①サブプレッション・チェンバ気体温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様のサブプレッション・チェンバ・プール水温度により推定可能であり、原子炉格納容器の過温破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ②サブプレッション・チェンバ気体温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。 ③常用計器でサブプレッション・チェンバ気体温度を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉格納容器除熱機能確認			
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	有手	原子炉圧力容器破損確認	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ気体温度	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様のサブプレッション・チェンバ気体温度により推定可能であり、原子炉格納容器の過温破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。	なし
		有手	サブプレッション・チェンバ・プール水冷却機能確認			
		有	原子炉圧力容器減圧機能確認			

有：重要事故シーケンス(有効性評価)に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(5/18)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響		
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	有手	原子炉圧力容器破損確認	①格納容器内圧力(S/C) ②ドライウエル雰囲気温度 ③[格納容器内圧力(D/W)]*2	①格納容器内圧力(D/W)の監視が不可能となった場合は、ドライウエルとサブプレッション・チェンバは、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ仕様の格納容器内圧力(S/C)により推定可能であり、原子炉格納容器の過圧破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ②原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。 ③常用計器で格納容器内圧力(D/W)を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし		
		有手	原子炉格納容器除熱機能確認					
	格納容器内圧力(S/C)	有手	原子炉圧力容器破損確認	①格納容器内圧力(D/W) ②サブプレッション・チェンバ気体温度 ③[格納容器内圧力(S/C)]*2			①格納容器内圧力(S/C)の監視が不可能となった場合は、ドライウエルとサブプレッション・チェンバは、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ仕様の格納容器内圧力(D/W)により推定可能であり、原子炉格納容器の過圧破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ②原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。 ③常用計器で格納容器内圧力(S/C)(常用計器)を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉格納容器除熱機能確認					

有：重要事故シーケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[]は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(6/18)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	有手	原子炉圧力容器破損確認	①復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量) ②復水貯蔵槽水位(SA) ③格納容器内圧力(D/W) ③格納容器内圧力(S/C) ④[サプレッション・チェンバ・プール水位]*2	①サプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合は、復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)の注水量により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②水源である復水貯蔵槽の水位変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③計測範囲が限定されるものの、原子炉格納容器内の水位は上記①②で推定ができるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。 ④常用計器でサプレッション・チェンバ・プール水位を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器下部水位	有手	原子炉格納容器下部注水機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②復水補給水系流量(格納容器下部注水流量) ③復水貯蔵槽水位(SA)	①格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)の注水量により、格納容器下部水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③水源である復水貯蔵槽の水位変化により、格納容器下部水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シーケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[]は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(7/18)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	手	原子炉圧力容器破損確認	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	①格納容器内水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内水素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度(SA)により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	格納容器ベント判断			
	格納容器内水素濃度(SA)	手	原子炉圧力容器破損確認	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度	①格納容器内水素濃度(SA)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内水素濃度(SA)の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	格納容器ベント判断			
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	有	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ]*2	①格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の監視が不可能となった場合は、推定による評価条件が限定されるものの、原子炉格納容器内の放射線量率は格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の他チャンネルにより推定できるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。	なし
		有	原子炉格納容器除熱機能確認			
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	有	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ]*2	①格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の監視が不可能となった場合は、推定による評価条件が限定されるものの、原子炉格納容器内の放射線量率は格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の他チャンネルにより推定できるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。	なし
		有	原子炉格納容器除熱確認			

有：重要事故シーケンス(有効性評価)に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[]は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(8/18)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	起動領域モニタ	有	原子炉スクラム確認	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域モニタ ③[制御棒操作監視系]*2	①起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③制御棒は、発電用原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、発電用原子炉の未臨界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉未臨界確認			
	平均出力領域モニタ	有 手	原子炉スクラム確認	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域モニタ ③[制御棒操作監視系]*2	①平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③制御棒は、発電用原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、発電用原子炉の未臨界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉未臨界確認			
	[制御棒操作監視系]*2	手	原子炉スクラム確認	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	①制御棒操作監視系の監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより発電用原子炉の出力を監視可能であり、判断に与える影響はない。 ②平均出力領域モニタにより発電用原子炉の出力を監視可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シーケンス(有効性評価)に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(9/18)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
最終ヒートシンクの確保 代替循環冷却系	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	有手 代替循環冷却系による 原子炉格納容器除熱確認	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ気体温度	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ内の温度を同じ仕様のサブプレッション・チェンバ・プール水温度により推定可能であり、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし
	復水補給水系温度(代替循環冷却)		①サブプレッション・チェンバ・プール水温度	①復水補給水系温度(代替循環冷却)の監視が不可能となった場合は、除熱対象であるサブプレッション・チェンバ・プール水温度の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし
	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)		①原子炉水位(広帯域) ①原子炉水位(燃料域) ①原子炉水位(SA) ②原子炉圧力容器温度	①復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)の監視が不可能となった場合は、崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。 ②除熱対象である原子炉圧力容器温度の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シーケンス(有効性評価)に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(10/18)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
最終ヒートシンクの確保 代替循環冷却系	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	有手 代替循環冷却系による 原子炉格納容器除熱確認	①復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) ①復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) ①復水移送ポンプ吐出圧力 ①格納容器内圧力 (S/C) ①サプレッション・チェンバ・プール水位 ②サプレッション・チェンバ・プール水温度 ②ドライウェル雰囲気温度 ②サプレッション・チェンバ気体温度	①復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器側の復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 又は原子炉格納容器下部側の復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) と復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C) , サプレッション・チェンバ・プール水位にて、復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より原子炉格納容器側への注水量を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で判断に与える影響はない。 ②除熱対象であるサプレッション・チェンバ・プール水温度、ドライウェル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)		①復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) ①復水移送ポンプ吐出圧力 ①格納容器内圧力 (S/C) ①サプレッション・チェンバ・プール水位 ②格納容器下部水位	①復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器側の復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) と復水移送ポンプ吐出圧力、格納容器内圧力 (S/C) , サプレッション・チェンバ・プール水位にて、復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より原子炉格納容器下部側への注水量を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で判断に与える影響はない。 ②格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため、初期水張り：約 2m が計測されれば良いため、事故対応を行う上で必要な状態を把握することができ、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シーケンス(有効性評価)に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(11/18)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
最終ヒートシンクの確保 格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	有手 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱確認	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	フィルタ装置入口圧力		①格納容器内圧力 (D/W) ①格納容器内圧力 (S/C)	①フィルタ装置入口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができ、判断に与える影響はない。	なし
	フィルタ装置出口放射線モニタ		①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	フィルタ装置水素濃度		①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	①フィルタ装置水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	フィルタ装置金属フィルタ差圧		①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置金属フィルタ差圧の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	フィルタ装置スクラバ水 pH		①フィルタ装置水位	①フィルタ装置スクラバ水 pH の監視が不可能となった場合は、フィルタ装置スクラバ水に必要な pH が確保されているかを確認することが目的であり、フィルタ装置水位の水位変化を確認することで、必要な pH が確保されていることを推定であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シーケンス(有効性評価)に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(12/18)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響	
最終ヒートシンクの確保	耐圧強化ベント系	手	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器除熱確認	①主要パラメータの他チャンネル	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
				①格納容器内水素濃度 (SA)	①フィルタ装置水素濃度が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	残留熱除去系	有手	残留熱除去系による原子炉格納容器除熱確認	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッション・チェンバ・プール水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、除熱対象である原子炉圧力容器温度、サブプレッション・チェンバ・プール水温度の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ、判断に与える影響はない。	なし
				①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②原子炉補機冷却水系系統流量 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から、残留熱除去系熱交換器入口温度により残留熱除去系熱交換器出口温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉補機冷却系の流量が確保されていることから残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため、最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ、判断に与える影響はない。	
				①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプの注水特性から推定した流量より残留熱除去系系統流量を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握するが、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シーケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(13/18)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響	
格納容器バイパスの監視	原子炉压力容器内の状態	有手 インターフェイスシステム LOCA の判断	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定可能であり, 判断に与える影響はない。 ②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉水位 (SA) で原子炉压力容器内の水位を監視することができ, 判断に与える影響はない。	なし	
			①原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	①同じ仕様の原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) で原子炉压力容器内の水位を監視することができ, 判断に与える影響はない。	なし
			原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉压力容器温度	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定可能であり, 判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉圧力 (SA) で原子炉压力容器内の圧力を計測することができ, 判断に与える影響はない。 ③原子炉压力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの, 原子炉压力容器内の圧力は上記①②で推定可能であり, 事故収束を行う上で問題とならない。	なし
			原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉压力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, 同じ仕様の原子炉圧力で原子炉压力容器内の圧力を計測することができ, 判断に与える影響はない。 ②原子炉压力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの, 原子炉压力容器内の圧力は上記①で推定可能であり, 事故収束を行う上で問題とならない。	なし

有：重要事故シーケンス(有効性評価)に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(14/18)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
格納容器バイパスの監視 原子炉格納容器内の状態	ドライウエル雰囲気温度	有手 インターフェイスシステム LOCA の判断	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力 (D/W)	①ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、適用可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器内圧力 (D/W)		①格納容器内圧力 (S/C) ②ドライウエル雰囲気温度 ③[格納容器内圧力 (D/W)]*2	①格納容器内圧力(D/W)の監視が不可能となった場合は、ドライウエルとサブプレッション・チェンバは、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ仕様の格納容器内圧力(S/C)により推定可能であり、原子炉格納容器の過圧破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ②原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができ判断に与える影響はない。 ③常用計器で格納容器内圧力(D/W)を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シーケンス(有効性評価)に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(15/18)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
格納容器バイパスの監視	原子炉建屋内の状態	有手 インターフェイスシステム LOCA の判断	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ②[エアリア放射線モニタ]*2	①高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器バイパスが発生した場合（発生箇所の隔離まで）は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから判断に与える影響はない。 ②エアリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値上昇傾向を把握することにより、格納容器バイパス事象が発生したことを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
			①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ②[エアリア放射線モニタ]*2	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器バイパスが発生した場合（発生箇所の隔離まで）は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから、破断検知をする上で、判断に与える影響はない。 ②エアリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値上昇傾向を把握することにより、格納容器バイパスが発生したことを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シーケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(16/18)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	有手 高圧注水機能確認	①高圧代替注水系系統流量 ①復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) ①復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心注水系系統流量 ①復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③[復水貯蔵槽水位]*2	①復水貯蔵槽水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵槽を水源とする各系統の注水量と直前まで判明していた復水貯蔵槽の水位に水位容量曲線を用いて推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②復水移送ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力で確認することで、必要な水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水先の原子炉水位の水位変化を確認することで、必要な水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③常用計器で復水貯蔵槽水位を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	有手 低圧注水機能確認	①復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) ①復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) ①残留熱除去系系統流量 ②復水移送ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ③[サブプレッション・チェンバ・プール水位]*2	①サブプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ・プール水位を水源とする各系統の注水量と直前まで判明していたサブプレッション・チェンバの水位に水位容量曲線を用いて推定するため、必要な水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力で確認することで、必要な水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③常用計器でサブプレッション・チェンバ・プール水位を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シーケンス(有効性評価)に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(17/18)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉建屋内の 水素濃度	原子炉建屋水素濃度	手	原子炉建屋内水素濃度確認	①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	①原子炉建屋水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉建屋内の水素ガスが静的触媒式水素再結合器で処理された場合、発熱反応が生じ、装置の入口と出口温度に差が生じる。温度差を測定することにより静的触媒式水素再結合器に入る水素濃度が推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	格納容器内酸素濃度			
原子炉格納容器内の 酸素濃度	格納容器内酸素濃度	手	原子炉压力容器破損確認	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) ②格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) ②格納容器内圧力 (D/W) ②格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内酸素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する上で判断に与える影響はない。 ②格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C) を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)の信頼性を上げることとなるから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する上で判断に与える影響はない。	なし
		手	格納容器ベント判断			

有：重要事故シーケンス(有効性評価)に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(18/18)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	有手 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①同じ仕様の使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) で使用済燃料プールの水位・温度を計測することができ、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ②水位/放射線量率の関係をを利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ③使用済燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	有手	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①同じ仕様の使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) で使用済燃料プールの水位・温度を計測することができ、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ②水位/放射線量率の関係をを利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ③使用済燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	有手	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①水位/放射線量率の関係をを利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。 ②使用済燃料プールの状態の監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	有手	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①水位/放射線量率の関係をを利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、使用済燃料プールの監視を行う上で判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シーケンス(有効性評価)に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

< 目 次 >

1.16.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

- a. 重大事故等時において運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段と設備

(a) 対応手段

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 手順等

1.16.2 重大事故等時の手順

1.16.2.1 居住性を確保するための手順等

(1) 中央制御室換気空調系設備の運転手順等

- a. 炉心損傷の判断時の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順
- b. 中央制御室換気空調系再循環運転モード停止時の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順
- c. 中央制御室換気空調系再循環運転モード使用時に中央制御室内放射線量が異常上昇した場合の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順

(2) 中央制御室待避室の準備手順

- a. 中央制御室待避室陽圧化装置による中央制御室待避室の陽圧化手順

- b. カードル式空気ポンプユニットによる中央制御室待避室の陽圧化手順
 - (3) 中央制御室の照明を確保する手順
 - (4) 中央制御室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順
 - (5) 中央制御室待避室の照明を確保する手順
 - (6) 中央制御室待避室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順
 - (7) 中央制御室待避室データ表示装置によるプラントパラメータ等の監視手順
 - (8) その他の放射線防護措置等に関する手順等
 - a. 炉心損傷の判断後に全面マスクを着用する手順
 - b. 放射線防護に関する教育等
 - c. 重大事故等時の運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化
 - (9) その他の手順項目について考慮する手順
 - (10) 重大事故等時の対応手段の選択
 - (11) 現場操作のアクセス性
 - (12) 操作の成立性
1. 16. 2. 2 汚染の持ち込みを防止するための手順等
- (1) チェンジングエリアの設置及び運用手順
1. 16. 2. 3 運転員等の被ばくを低減するための手順等
- (1) 非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順
 - a. 非常用ガス処理系起動手順
 - b. 非常用ガス処理系停止手順

- 添付資料 1.16.1 6号及び7号炉中央制御室給電系統概要図（重大事故等）
- 添付資料 1.16.2 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.16.3 重大事故等時における中央制御室の被ばく評価に係る事象の選定
- 添付資料 1.16.4 中央制御室待避室使用時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度
- 添付資料 1.16.5 炉心損傷の判断基準
- 添付資料 1.16.6 現場作業の成立性
- 添付資料 1.16.7 可搬型照明を用いた場合の中央制御室の監視操作
- 添付資料 1.16.8 チェンジングエリア
- 添付資料 1.16.9 中央制御室内に配備する資機材の数量
- 添付資料 1.16.10 運転員等の交替要員体制の被ばく評価
- 添付資料 1.16.11 交替要員の放射線防護と移動経路
- 添付資料 1.16.12 操作手順の解釈一覧
- 添付資料 1.16.13 事故発生直後から中央制御室内放射線量が急上昇した時の対応

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。
 - b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。

重大事故が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な設備と資機材を整備しており、ここでは、この対処設備と資機材を活用した手順等について説明する。

1.16.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備，設計基準事故対処設備，設計基準対象施設，自主対策設備^{※1}の他に資機材^{※2}を用いた対応手段を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況で使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備。

※2 資機材：全面マスク，防護具及びチェンジングエリア設
営用資機材については，資機材であるため重大事故等対処設備としない。

また，選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第五十九条及び技術基準規則第七十四条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。

（添付資料 1.16.1, 1.16.2）

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査基準及び基準規則要求により選定した対応手段と，その対応に使用する重大事故等対処設備，設計基準事故対処設備，設計基準対象施設，自主対策設備と資機材を以下に示す。

なお，重大事故等対処設備，設計基準事故対処設備，設計基準対象施設，自主対策設備及び資機材と整備する手順についての関係を第 1.16.1 表に示す。

- a. 重大事故が発生した場合において運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段と設備

(a) 対応手段

重大事故が発生した場合に環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員を防護するため，全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備から中央制御室用の電源を確保する手段がある。

中央制御室の居住性を確保する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室
- ・ 中央制御室遮蔽
- ・ 中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット・ブロワユニット）
- ・ 中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト
- ・ 中央制御室換気空調系給排気隔離弁（MCR 外気取入ダンパ，MCR 排気ダンパ，MCR 非常用外気取入ダンパ）
- ・ 中央制御室換気空調系ダクト（MCR 外気取入ダクト，MCR 排気ダクト）
- ・ 中央制御室待避室

- ・ 中央制御室待避室遮蔽
- ・ 中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）
- ・ 中央制御室待避室陽圧化装置（配管・弁）
- ・ 可搬型蓄電池内蔵型照明
- ・ 差圧計
- ・ 酸素濃度・二酸化炭素濃度計
- ・ 無線連絡設備（常設）
- ・ 無線連絡設備（常設）（屋外アンテナ）
- ・ 衛星電話設備（常設）
- ・ 衛星電話設備（常設）（屋外アンテナ）
- ・ データ表示装置（待避室）
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 第二代替交流電源設備
- ・ 非常用照明
- ・ カードル式空気ボンベユニット
- ・ 乾電池内蔵型照明

中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止する手段がある。

中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための設備は以下のとおり。

- ・ 乾電池内蔵型照明
- ・ 非常用照明
- ・ 防護具及びチェンジングエリア設営用資機材

原子炉建屋原子炉区域内を負圧に維持することで、重大事故等により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域内に漏えいしてくる放射性物質が原子炉建屋原子炉区域から直接環境へ放出されることを防ぎ、運転員等の被ばくを未然に防止する手段がある。

運転員等の被ばくを未然に防止するための設備は以下のとおり。

- ・ 非常用ガス処理系排風機
- ・ 非常用ガス処理系フィルタ装置
- ・ 非常用ガス処理系乾燥装置
- ・ 非常用ガス処理系配管・弁
- ・ 主排気筒（内筒）
- ・ 非常用ガス処理系排気流量
- ・ 原子炉建屋外気差圧
- ・ 原子炉建屋原子炉区域
- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 第二代替交流電源設備

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

中央制御室の居住性を確保する設備及び運転員の被ばく線量を低減する設備のうち中央制御室，中央制御室遮蔽，中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット・ブロワユニット），中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダク

ト，中央制御室換気空調系給排気隔離弁（MCR 外気取入ダンパ，MCR 排気ダンパ，MCR 非常用外気取入ダンパ），中央制御室換気空調系ダクト（MCR 外気取入ダクト，MCR 排気ダクト），中央制御室待避室，中央制御室待避室遮蔽，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンベ，配管・弁），可搬型蓄電池内蔵型照明，差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計，無線連絡設備（常設），無線連絡設備（常設）（屋外アンテナ），衛星電話設備（常設），衛星電話設備（常設）（屋外アンテナ），データ表示装置（待避室），非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備，非常用ガス処理系排風機，非常用ガス処理系フィルタ装置，非常用ガス処理系乾燥装置，非常用ガス処理系配管・弁，主排気筒（内筒），非常用ガス処理系排気流量，原子炉建屋外気差圧及び原子炉建屋原子炉区域は重大事故等対処設備と位置付ける。

以上の設備により，重大事故が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまることができるため，以下の設備は自主対策設備と位置付ける。あわせてその理由を示す。

- ・非常用照明

非常用照明は設計基準対象施設であり耐震性は確保されていないが，全交流動力電源喪失時に代替交流電源設備から給電可能であるため，可搬型蓄電池内蔵型照明の代替設備として有効である。

- ・カードル式空気ポンベユニット

カードル式空気ポンベユニットの準備操作は，参集した緊急時対策要員によって実施すること，さらには空気の供給開始までに時間を要するが，仮に 6 号及び 7 号炉の格納容器ベントのタイミングのずれを考慮した場合でも，中央制御室待避室に必要な空気量を供給する際に有効である。

- ・第二代替交流電源設備

耐震性は確保されていないが，常設代替交流電源設備と同等の機能を有することから，健全性が確認できた場合において，事故対応時に必要な電源を確保するための手段として有効である。

なお，乾電池内蔵型照明，防護具及びチェンジングエリア設営用資機材については，資機材であるため重大事故等対処設備とはしない。

- b. 手順等

上記の a. により選定した対応手段に係る手順を整備する。また，重大事故時に監視が必要となる計器及び重大事故時に給電が必要となる設備についても整備する（第 1.16.2 表，第 1.16.3 表）。

これらの手順は、運転員及び復旧班要員^{※3}の対応として全交流動力電源喪失の対応手順等に定める。また、保安班要員^{※4}の対応として汚染の持ち込みを防止するための手順に定める。

※3 復旧班要員：緊急時対策要員のうち応急復旧計画の立案と措置，電源機能等喪失時の措置を行う要員をいう。

※4 保安班要員：緊急時対策要員のうち所内外の放射線・放射能の状況把握，被ばく・汚染管理を行う要員をいう。

1.16.2 重大事故等時の手順

1.16.2.1 居住性を確保するための手順等

重大事故が発生した場合において，中央制御室にとどまる運転員の被ばく量を 7 日間で 100mSv を超えないようにするために必要な設備として，6 号及び 7 号炉中央制御室換気空調系に外気との隔離を行うための隔離ダンパをそれぞれ設置する。また，中央制御室可搬型陽圧化空調機を設置し，放射性物質を取り除いた後の外気を中央制御室へ供給することで，中央制御室空調バウンダリ全体を陽圧化する。

さらに，格納容器圧力逃がし装置を使用した際のプルームの影響による運転員の被ばくを低減させるための設備として，中央制御室バウンダリエリアの内側に中央制御室待避室を設置する。中央制御室待避室は遮蔽及び中央制御室陽圧化装置により，居住性を確保する設計とする。中央制御室及び中央制御室待避室の陽圧化バウンダリ構成を第 1.16.2 図に示す。

なお，重大事故等時の中央制御室の居住性に係る被ばく評価については，炉心損傷が早く原子炉格納容器内の圧力が高く推移する事象が中央制御室の運転員の被ばく評価上最も厳しくなる事故シーケンスとなることから，「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」を選定する。

(添付資料 1.16.3)

中央制御室待避室を使用する場合，居住性確保の観点より，中央制御室待避室の酸素濃度が許容濃度の 18%を下回るおそれがあ

る場合又は二酸化炭素濃度が許容濃度の 0.5%を上回るおそれがある場合は、中央制御室待避室内に設置する給気弁・排気弁で酸素濃度及び二酸化炭素濃度を調整する。

(添付資料 1.16.4)

中央制御室待避室への酸素ガスの供給は空気ポンペで行い、6号及び7号炉の格納容器圧力逃がし装置を時間差で使用した場合においても基準値を逸脱しない設計となっている。

なお、これらの運用解除については、緊急時対策本部との協議の上、中央制御室制御盤エリアでの対応を再開する。

さらに、運転員の被ばく低減のため、緊急時対策本部は、長期的な保安確保の観点から、運転員の交替体制を整備する。

(1) 中央制御室換気空調系設備の運転手順等

環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室換気空調系再循環運転モードの使用、又は中央制御室内を中央制御室可搬型陽圧化空調機で加圧を行い、隣接区域からの放射性物質のインリークを防止する。

全交流動力電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により受電し、系統構成実施後に中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動する。

中央制御室換気空調系再循環運転モードは、重大事故等時の炉心損傷前の段階において、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護する設備ではあるが、設

計基準事故対処設備であることから、本事項では重大事故対処設備である中央制御室可搬型陽圧化空調機の使用手順を示す。

a. 炉心損傷の判断時の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手
順

炉心損傷時に、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室可搬型陽圧化空調機にて、放射性物質を取り除いた後の外気を中央制御室へ供給し、中央制御室空調バウンダリ全体を陽圧化する。

交流電源が正常な場合において、中央制御室換気空調系の運転モードは通常運転モード又は再循環運転モードの 2 種類が考えられるため、各運転モードから重大事故等時に使用する中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}。

※1：格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で 300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

中央制御室換気空調系の運転モードにより，使用する手順書を選定する。

- ・中央制御室換気空調系が通常運転モードで運転している場合の中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え手順の概要は以下のとおり。

中央制御室換気空調系概要図を第 1.16.1 図に，中央制御室可搬型陽圧化空調機の構成を第 1.16.3 図に，6 号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機の配置を第 1.16.4 図に，7 号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機の配置を第 1.16.5 図に示す。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき運転員に中央制御室換気空調系の停止・隔離，中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動を指示する。

- ②中央制御室運転員 B は，中央制御室にて中央制御室換気空調系排風機を停止し，中央制御室換気空調系送風機を停止する。

中央制御室換気空調系送風機停止後に，換気空調補機非常用冷却水系の停止を確認する。

- ③中央制御室運転員 B は，中央制御室にて中央制御室換気空調系給排気隔離弁（MCR 外気取入ダンパ，MCR 排気ダンパ）を閉操作し，中央制御室を換気隔離する。

④現場運転員 E 及び F は，コントロール建屋計測制御電源盤区域(B)送・排風機室にて中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロウユニット，中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室給気口を仮設ダクトで接続し，中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動することで中央制御室の陽圧化を開始する。

⑤当直副長は，中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持するよう，現場運転員 E 及び F に中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量調整を指示する。

⑥現場運転員 E 及び F は，コントロール建屋計測制御電源盤区域(B)送・排風機室にて中央制御室と隣接区画の差圧を確認しながら中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量を調整し，中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持する。（中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量調整は，起動時に調整後は再調整不要。）

- ・中央制御室換気空調系が再循環運転モードで運転している場合の中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え手順の概要は以下のとおり。

中央制御室換気空調系概要図を第 1.16.1 図に，中央制御室可搬型陽圧化空調機の構成を第 1.16.3 図に，6 号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機の配置を第 1.16.4 図に，7 号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機の配置を第 1.16.5 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき運転員に中央制御室換気空調系隔離の確認，中央制御室換気空調系の停止，中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動を指示する。
- ②中央制御室運転員 B は、中央制御室にて中央制御室の換気空調系が隔離されていることを確認する。
- ③中央制御室運転員 B は、中央制御室にて中央制御室換気空調系再循環送風機を停止し，中央制御室換気空調系送風機を停止する。
中央制御室換気空調系送風機停止後に，換気空調補機非常用冷却水系の停止を確認する。
- ④現場運転員 E 及び F は、コントロール建屋計測制御電源盤区域(B)送・排風機室にて中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニット，中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室給気口を仮設ダクトで接続し，中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動することで中央制御室の陽圧化を開始する。
- ⑤当直副長は，中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持するよう，現場運転員 E 及び F に中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量調整を指示する。
- ⑥現場運転員 E 及び F は，コントロール建屋計測制御電源盤区域(B)送・排風機室にて中央制御室と隣接区画の差圧を確認しながら中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量を調整し，中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧

に維持する。（中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量調整は，起動時に調整後は再調整不要。）

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室換気空調系から中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え操作は，炉心損傷の判断後に実施する。換気空調系の停止，隔離操作は，6号及び7号炉の中央制御室運転員各2名（操作者及び確認者）の合計4名で実施し，約10分に対応可能である。また，中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動操作は，6号及び7号炉の現場運転員各2名の合計4名で実施し，約30分に対応可能である。

b. 中央制御室換気空調系再循環運転モード停止時の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順

全交流動力電源喪失等により，中央制御室換気空調系再循環運転モードが停止して復旧の見込みがない場合は，中央制御室の居住性を確保するため，中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動する手順を整備する。全交流動力電源喪失により，中央制御室換気空調系再循環運転モードが停止した場合は，常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により中央制御室可搬型陽圧化空調機の電源を受電し，起動を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

中央制御室換気空調系再循環運転モードが停止し，復旧の見込みがない場合。

(b) 操作手順

中央制御室の居住性を確保するため，中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動する手順の概要は以下のとおり。中央制御室換気空調系概要図を第 1.16.1 図に，中央制御室可搬型陽圧化空調機の構成を第 1.16.3 図に，6 号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機の配置を第 1.16.4 図に，7 号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機の配置を第 1.16.5 図に示す。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき運転員に中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動操作を指示する。
全交流動力電源喪失が原因で再循環運転モードが停止している場合は，常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備による非常用母線（AM 用 MCC 含む）の受電操作が完了していることを確認し，中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動操作を指示する。
- ②中央制御室運転員 B は，中央制御室にて中央制御室換気空調系送風機，再循環送風機の停止を確認する。
- ③中央制御室運転員 B は，中央制御室にて中央制御室換気空調系給排気隔離弁（MCR 外気取入ダンパ，MCR 排気ダンパ）を閉確認し，中央制御室の換気隔離を確認する。
- ④現場運転員 E 及び F は，コントロール建屋計測制御電源盤区域(B)送・排風機室にて中央制御室可搬型陽圧化

空調機ブロワユニットと中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット，中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室給気口を仮設ダクトで接続し，中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動することで中央制御室の陽圧化を開始する。

⑤当直副長は，現場運転員 E 及び F に中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持するよう，中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量調整を指示する。

⑥現場運転員 E 及び F は，コントロール建屋計測制御電源盤区域(B)送・排風機室にて中央制御室と隣接区画の差圧を確認しながら中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量を調整し，中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持する。（中央制御室可搬型陽圧化空調機の流量調整は，起動時に調整後は再調整不要。）

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室換気空調系再循環運転モード停止による中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動操作は，常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備からの受電後に実施する。換気空調系の停止，隔離確認は，6号及び7号炉の中央制御室運転員各2名（操作者及び確認者）の合計4名で実施し，約10分で対応可能である。また，中央制御室可搬型陽圧化空調機起動操作は，6号及び7号炉の現場運転員各2名の合計4名で実施し，約30分で対応可能である。

中央制御室換気空調系再循環運転モード停止時に炉心損傷を判断した場合は、速やかに中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動する必要があるが、炉心損傷を判断していない場合は、原子炉及び使用済燃料プールの安全確保を優先的に対応し、酸素ガス及び二酸化炭素ガスが許容濃度に到達する前までに実施する。

なお、中央制御室換気空調系給排気隔離弁については、全交流動力電源喪失等により中央制御室から当該弁を閉操作できない場合、現場閉操作は、6号及び7号炉の現場運転員各2名の合計4名で実施し、約30分で対応可能である。（全交流動力電源喪失等発生時に中央制御室内放射線量が上昇した場合に、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備からの受電を待たずして中央制御室を換気隔離する。）

（添付資料 1.16.13）

全交流動力電源喪失＋直流電源喪失においても、非常用電源の復電手順が異なるが、中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動する手順は変わらない。

現場操作については、円滑に操作ができるように移動経路を確保し、可搬型照明を整備する。

（添付資料 1.16.6）

- c. 中央制御室換気空調系再循環運転モード使用時に中央制御室内放射線量が異常上昇した場合の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順

中央制御室換気空調系再循環運転モード使用時に中央制御室内放射線量が上昇した場合，中央制御室換気空調系再循環運転モードから中央制御室可搬型陽圧化空調機への切り替えを実施する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

中央制御室換気空調系再循環運転モード使用時に中央制御室内放射線量が上昇した場合。

(b) 操作手順及び(c) 操作の成立性

操作手順及び操作の成立性は，中央制御室換気空調系再循環運転モードから中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え操作であるので 1.16.2.1(1)a. 炉心損傷の判断時の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順の「中央制御室換気空調系が再循環運転モードで運転している場合の中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え手順の概要」と同様である。

(2) 中央制御室待避室の準備手順

格納容器圧力逃がし装置を使用する際に待避する中央制御室待避室を中央制御室待避室陽圧化装置により加圧し，中央制御室待避室の居住性を確保するための手順を整備する。

a. 中央制御室待避室陽圧化装置による中央制御室待避室の陽圧化手順

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}で、中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室の陽圧化を実施した場合。

※1：格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。

(添付資料 1.16.5)

(b) 操作手順

中央制御室待避室の陽圧化設備による加圧手順の概要は以下のとおり。中央制御室待避室を加圧するための中央制御室待避室陽圧化装置の概要を第1.16.6図に示す。

- ①当直副長は、炉心損傷時の中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室内の加圧操作後に、現場運転員 E 及び F に中央制御室待避室の加圧準備を指示する。
- ②現場運転員 E 及び F は、中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室内の加圧操作後に、コントロール建屋1階通路、廃棄物処理建屋1階通路に設置した中央制御室陽圧化装置空気ボンベ元弁を開操作し、中央制御室待避室の加圧準備を完了する。

- ③当直副長は、格納容器圧力逃がし装置を使用する約 30 分前、又は現場運転員 C 及び D に格納容器圧力逃がし装置の一次隔離弁の開操作を指示し、現場運転員 C 及び D が現場へ移動開始した時に、現場運転員 E 又は F に中央制御室待避室の加圧を指示する。
- ④現場運転員 E 又は F は、中央制御室待避室内に設置された中央制御室陽圧化装置空気ポンベ空気給気第一、第二弁を開操作し、中央制御室待避室の陽圧化を開始する。（第 1.16.6 図 中央制御室待避室陽圧化装置概要）
- ⑤当直副長は、現場運転員 E 又は F に中央制御室待避室の圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持するよう指示する。
- ⑥現場運転員 E 又は F は、中央制御室待避室にて中央制御室待避室と中央制御室の差圧を確認しながら、中央制御室待避室内に設置した排気弁を操作し、中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持する。

(c) 操作の成立性

中央制御室待避室の加圧準備操作は、中央制御室可搬型陽圧化空調機起動後に実施し、現場運転員 2 名で約 30 分に対応可能である。（6 号及び 7 号炉が同時に炉心損傷した場合は、7 号炉の現場運転員が中央制御室待避室の加圧準備操作を行う。）

中央制御室待避室の加圧操作は、当直副長の加圧操作指示後（格納容器圧力逃がし装置を使用する約 30 分前、又は現場運転員 C 及び D に格納容器圧力逃がし装置の一次隔離弁の開操作を指示し、現場運転員 C 及び D が現場へ移動開始した時）、運転員 1 名にて 5 分以内に対応可能である。

（6 号及び 7 号炉が同時に炉心損傷した場合は、7 号炉の中央制御室運転員が中央制御室待避室の加圧操作を行う。）

b. カードル式空気ポンプユニットによる中央制御室待避室の陽圧化手順

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}で、中央制御室待避室陽圧化装置を使用できない場合、又は 6 号及び 7 号炉の同時でない原子炉格納容器ベント操作を実施する場合。

※1：格納容器内雰囲気放射線レベル計 (CAMS) で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル計 (CAMS) が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で 300℃以上を確認した場合。

（添付資料 1.16.5）

(b) 操作手順

カードル式空気ポンベユニットによる中央制御室待避室の加圧手順の概要は以下のとおり。

[カードル式空気ポンベユニットの準備操作]

- ①当直長は、当直副長の依頼に基づき、緊急時対策本部に中央制御室待避室の陽圧化のためのカードル式空気ポンベユニットの準備を依頼する。
- ②緊急時対策本部は、緊急時対策要員にカードル式空気ポンベユニットの準備を指示する。
- ③緊急時対策要員は、廃棄物処理建屋近傍へカードル式空気ポンベユニットを移動させる。
- ④緊急時対策要員は、カードル式空気ポンベユニット 5 台をホースにて接続し、更に中央制御室待避室陽圧化装置（配管）と接続するため、廃棄物処理建屋接続口へホースを接続する。
- ⑤緊急時対策要員は、カードル式空気ポンベユニットのポンベ元弁を開操作し、カードル式空気ポンベユニット建屋接続外弁を開操作する。
- ⑥緊急時対策要員は、カードル式空気ポンベユニットの準備完了を緊急時対策本部経由で当直長へ報告する。

[中央制御室待避室の陽圧化]

- ①当直副長は、格納容器圧力逃がし装置を使用する約 30 分前、又は現場運転員 C 及び D に格納容器圧力逃がし装置の一次隔離弁の開操作を指示し、現場運転員 C 及

び D が現場へ移動開始した時に、現場運転員 E 及び F に中央制御室待避室の加圧を指示する。

②現場運転員 E 及び F は、廃棄物処理建屋 1 階にてカードル式空気ボンベユニット建屋接続内弁を開操作する。

③中央制御室運転員は、中央制御室待避室内に設置された中央制御室陽圧化装置空気ボンベ空気給気第一、第二弁を開操作することで、中央制御室待避室の加圧を開始する。

④当直副長は、中央制御室運転員に中央制御室待避室の圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持するよう指示する。

⑤中央制御室運転員は、中央制御室待避室にて中央制御室待避室と中央制御室の差圧を確認しながら、中央制御室待避室内に設置した排気弁を操作し、中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持する。

(c) 操作の成立性

カードル式空気ボンベユニットによる中央制御室待避室の加圧準備操作は、緊急時対策要員 7 名で実施し、約 150 分で対応可能である。

中央制御室待避室の加圧操作は、当直副長の加圧操作指示後（格納容器圧力逃がし装置を使用する約 30 分前、又は現場運転員 C 及び D に格納容器圧力逃がし装置の一次隔離

弁の開操作を指示し，現場運転員 C 及び D が現場へ移動開始した時），中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名の合計 3 名で実施し，約 20 分で対応可能である。

カードル式空気ボンベユニットの準備操作は，参集した緊急時対策要員によって行う。なお，中央制御室待避室が建屋内の空気ボンベによって陽圧化されている時に，カードル式空気ボンベユニットによる空気の供給を開始した場合も，空気ボンベの下流側に設置されている圧力調整ユニットにより系統圧力が制御されているため，中央制御室待避室に影響がでることはない。

(3) 中央制御室の照明を確保する手順

中央制御室の居住性確保の観点から，中央制御室の照明が使用できない場合において，可搬型蓄電池内蔵型照明により照明を確保する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失や電気系統の故障により，中央制御室の照明が使用できない場合。

b. 操作手順

全交流動力電源喪失時の可搬型蓄電池内蔵型照明の設置手順の概要は以下のとおり。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に中央制御室の照明を確保するため，可搬型

蓄電池内蔵型照明の点灯の確認，可搬型蓄電池内蔵型照明の設置を指示する。

②中央制御室運転員 B は，可搬型蓄電池内蔵型照明の点灯を確認の上，可搬型蓄電池内蔵型照明を設置し，中央制御室の照明を確保する。

③当直副長は，代替交流電源設備による非常用母線の受電操作が完了していることを確認し，中央制御室運転員に非常用照明の点灯確認を指示する。

④中央制御室運転員 B は，中央制御室にて非常用照明の点灯を確認する。

c. 操作の成立性

上記の可搬型蓄電池内蔵型照明の設置・点灯操作は，代替常設交流電源受電準備完了後に 6 号及び 7 号炉の中央制御室運転員各 1 名の合計 2 名で実施し，約 15 分で対応可能である。

(添付資料 1.16.7)

(4) 中央制御室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順

中央制御室の居住性の観点から，中央制御室内の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定及び管理を行う手順を整備する。

a. 手順着手の判断

中央制御室換気空調系が再循環運転モードで運転中等，中央制御室換気空調系給排気隔離弁が全閉の場合で，中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室の加圧操作を実施していない場合。

b. 操作手順

中央制御室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度を測定・管理する手順の概要は以下のとおり。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，現場運転員に中央制御室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定を指示する。
- ②現場運転員 C 及び D は，酸素濃度・二酸化炭素濃度計にて，中央制御室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定を開始する。
- ③当直副長は，中央制御室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度を適宜確認し，酸素濃度が許容濃度の 18%を下回る，又は二酸化炭素濃度が許容濃度の 0.5%を上回るおそれがある場合は，MCR 非常用外気取入ダンパの開閉を現場運転員に指示する。
- ④現場運転員は，MCR 非常用外気取入ダンパを開閉操作し，酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度調整を行う。

(添付資料 1.16.4)

c. 操作の成立性

上記の中央制御室の対応は、6号及び7号炉現場運転員8名のうち2名で実施し、MCR非常用外気取入ダンパの手動開操作まで行った場合でも約10分で対応可能である。

(5) 中央制御室待避室の照明を確保する手順

中央制御室待避室の居住性確保の観点から、中央制御室待避室に可搬型蓄電池内蔵型照明を設置する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}。

※1：格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。

(添付資料 1.16.5)

b. 操作手順

中央制御室待避室に可搬型蓄電池内蔵型照明を設置する手順の概要は以下のとおり。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に中央制御室待避室の照明の設置を指示する。

②中央制御室運転員 B は、可搬型蓄電池内蔵型照明をあらかじめ定められた場所に設置し、中央制御室待避室使用時に点灯できるよう準備する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室待避室の対応は、中央制御室の照明確保、原子炉圧力容器への注水を実施後に 6 号及び 7 号炉の中央制御室運転員各 1 名の合計 2 名で実施し、中央制御室待避室データ表示装置の起動操作と併せて約 10 分で対応可能である。

(6) 中央制御室待避室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順

中央制御室待避室の居住性確保の観点から、中央制御室待避室内の酸素ガス及び二酸化炭素ガス濃度の測定及び管理を行う手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

運転員が中央制御室待避室へ待避した場合。

b. 操作手順

中央制御室待避室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度を測定・管理する手順の概要は以下のとおり。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、現場運転員に中央制御室待避室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定を指示する。
- ②現場運転員 C 及び D は、酸素濃度・二酸化炭素濃度計にて、中央制御室待避室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定を開始する。
- ③現場運転員 C 及び D は、中央制御室待避室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度を適宜確認し、中央制御室待避室の酸素濃度が許容濃度の 18%を下回る、又は二酸化炭素濃度が許容濃度の 0.5%を上回るおそれがある場合は、中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持しながら、中央制御室待避室給・排気弁を開閉操作し、酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度調整を行う。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室待避室の対応は、運転員が中央制御室待避室へ待避した場合に 6 号及び 7 号炉現場運転員 8 名のうち 2 名で行うことが可能である。

酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度調整が必要となった場合は、酸素濃度・二酸化炭素濃度計確認後、5 分以内に調整開始が可能である。

- (7) 中央制御室待避室データ表示装置によるプラントパラメータ等の監視手順

運転員が中央制御室待避室に待避後も、中央制御室待避室データ表示装置にてプラントパラメータを継続して監視できるように手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}。

※1：格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。

(添付資料 1.16.5)

b. 操作手順

中央制御室待避室にて、中央制御室待避室データ表示装置を起動し、監視する手順の概要は以下のとおり。データ表示装置に関するデータ伝送の概要を第1.16.7図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に中央制御室待避室データ表示装置の起動、パラメータ監視を指示する。

②中央制御室運転員は、中央制御室待避室データ表示装置を電源に接続し、端末を起動し、プラントパラメータの監視準備を行う。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室待避室の対応は、中央制御室の照明確保、原子炉圧力容器への注水実施後に 6 号及び 7 号炉の中央制御室運転員各 1 名の合計 2 名で実施し、中央制御室待避室の照明の確保操作と併せて約 10 分で対応可能である。

(8) その他の放射線防護措置等に関する手順等

a. 炉心損傷の判断後に全面マスクを着用する手順

炉心損傷の判断後に運転員が中央制御室に滞在する場合、又は現場作業を実施する場合において、全面マスクを着用する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}。

※1：格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で 300℃以上を確認した場合。

(添付資料 1.16.5)

(b) 操作手順

炉心損傷の判断後に全面マスクを着用する手順の概要は以下のとおり。

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき炉心損傷の判断後に中央制御室に滞在する場合，又は現場作業を実施する場合において，運転員に全面マスク着用を指示する。

②運転員は，全面マスクを着用しリークチェックを行う。

(c) 操作の成立性

全交流動力電源喪失時においても，可搬型蓄電池内蔵型照明及び乾電池内蔵型照明を設置し，常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備から給電することで照明を確保できるため，全面マスクの装着は対応可能である。

b. 放射線防護に関する教育等

定期検査等においてマスク着用の機会があることから，基本的にマスク着用に関して習熟している。

また，放射線業務従事者指定時及び定期的に，放射線防護に関する教育・訓練を実施している。講師による指導のもとフィッティングテスターを使用したマスク着用訓練において，漏れ率（フィルタ透過率含む）2%を担保できるよう正しくマスクを着用できることを確認する。

c. 重大事故等時の運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化

炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合、運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、長期的な保安確保の観点から運転員の交替要員体制を整備する。交替要員体制は、交替要員として通常勤務帯の運転員等を当直交替サイクルに充当する等の運用を行うことで、被ばく線量の平準化を行う。また、運転員について運転員交替に伴う移動時の放射線防護措置や、チェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで運転員の被ばく低減を図る。

(添付資料 1.16.9～1.16.11)

(9) その他の手順項目について考慮する手順

常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備からの受電後の原子炉圧力容器への注水手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備による中央制御室の電源への給電に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

中央制御室，屋内現場，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所等の相互に通信連絡が必要な個所と通信連絡を行う手順は，「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

(10) 重大事故等時の対応手段の選択

中央制御室の照明は，設計基準対象施設である非常用照明を優先して使用する。非常用照明が使用できない場合は，可搬型蓄電池内蔵型照明を設置し，照明を確保する。常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備からの受電操作が完了すれば，非常用照明へ給電を行い，引き続き中央制御室の照明を確保する。

(11) 現場操作のアクセス性

中央制御室の居住性を確保するための操作のうち現場操作が必要なものは，中央制御室可搬型陽圧化空調機起動時の以下の操作である。

- ・中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットと中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットの仮設ダクトでの接続操作
- ・中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室給気口の仮設ダクトでの接続操作
- ・中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動操作
- ・全交流動力電源喪失時に中央制御室を陽圧化するための中央制御室換気空調系給排気隔離弁（MCR 外気取入ダンパ，MCR 排気ダンパ）の手動閉操作

上記操作は、コントロール建屋計測制御電源盤区域（B）送・排風機室での操作のため当該個所へのアクセスルートを図 1.16.9～図 1.16.11 に示す。

中央制御室待避室の居住性を確保するための操作のうち現場操作が必要なものは、陽圧化装置の準備のうち以下の操作である。

- ・中央制御室陽圧化装置空気ポンベ元弁の手動開操作
- ・カードル式空気ポンベユニット建屋接続内弁の手動開操作

上記操作は、コントロール建屋 1 階通路と廃棄物処理建屋 1 階通路での操作のため、当該個所へのアクセスルートについても図 1.16.9～図 1.16.11 に示す。

（添付資料 1.16.6）

上記の現場操作が必要な個所へのアクセス性については、外部起因事象として地震、地震随伴火災及び地震による内部溢水を想定した場合のアクセスルートの成立性についても評価し、アクセス性に影響がないことを確認した。

（12）操作の成立性

中央制御室及び中央制御室待避室の居住性確保のための設備である中央制御室可搬型陽圧化空調機、中央制御室陽圧化装置の使用又は準備は、炉心損傷の確認が起因となっており、当該操作は運転員の被ばく防護の観点から、事象発生後の短い時間

で対応することが望ましい。よって、現状の有効性評価シーケンスにおいて、炉心損傷が起こるシーケンスである「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」の事象発生から 300 分のタイムチャート（第 1.16.12 図）で作業の全体像と必要な要員数を示し、それぞれ個別の運転員のタイムチャート（第 1.16.13 図～第 1.16.14 図）で作業項目の成立性を確認した。

1.16.2.2 汚染の持ち込みを防止するための手順等

(1) チェンジングエリアの設置及び運用手順

中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順を整備する。

チェンジングエリアには、防護具を脱衣する脱衣エリア、放射性物質による要員や物品の汚染を確認するためのサーベイエリア、汚染が確認された際に除染を行う除染エリアを設け、運転員等が汚染検査及び除染を行うとともに、チェンジングエリアの汚染管理を行う。除染エリアは、サーベイエリアに隣接して設置し、除染はウェットティッシュでの拭き取りを基本とするが、拭き取りにて除染できない場合は、簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は、必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。

また、チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合は、乾電池内蔵型照明を設置する。

(添付資料 1.16.8)

a. 手順着手の判断基準

当直副長が、原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生したと判断した後、保安班長が、事象進展の状況（格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）等により炉心損傷^{※1}を判断した場合等）、参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリア設置を行うと判断した場合。

※1：格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で 300℃以上を確認した場合。

(添付資料 1.16.5)

b. 操作手順

チェンジングエリアを設置するための手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第 1.16.15 図に示す。

- ①保安班長は、手順着手の判断基準に基づき、保安班に中央制御室の出入口付近に、チェンジングエリアを設置するよう指示する。
- ②保安班は、チェンジングエリア設置場所の照明が確保されていない場合、乾電池内蔵型照明を設置し、照明を確保する。
- ③保安班は、チェンジングエリア用資機材を移動・設置し、エアーテントを展開し、床・壁等を養生シート及びテープを用いて隙間なく養生する。
- ④保安班は、各エリアの間にバリア、入口に粘着マット等を設置する。
- ⑤保安班は、簡易シャワー等を設置する。
- ⑥保安班は、脱衣回収箱、GM 汚染サーベイメータ等を必要な箇所に設置する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、保安班 2 名で行い、作業開始から約 60 分で対応可能である。

1.16.2.3 運転員等の被ばくを低減するための手順等

(1) 非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順

a. 非常用ガス処理系起動手順

原子炉建屋原子炉区域内を負圧に維持することで、重大事故等により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域内に漏

えいしてくる放射性物質が原子炉建屋原子炉区域から直接環境へ放出されることを防ぎ，運転員等の被ばくを未然に防ぐために非常用ガス処理系を起動する手順を整備する。

全交流動力電源喪失により非常用ガス処理系が起動できない場合は，常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用ガス処理系の電源を確保する。

常設代替交流電源設備及び第二代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉区域排気放射能高，燃料取替エリア放射能高，ドライウエル圧力高，原子炉水位低(L-3)及び原子炉区域・タービン区域換気空調系全停のいずれかの信号が発生した場合又は，原子炉区域・タービン区域換気空調系が全停している場合。

(b) 操作手順

非常用ガス処理系を起動する手順は以下の通り。非常用ガス処理系の概要図を第 1.16.8 図に示す。

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に非常用ガス処理系の起動準備を開始するよう指示する。

②中央制御室運転員 A 及び B は，中央制御室からの手動起動操作，又は自動起動信号（原子炉区域排気放射能

高，燃料取替エリア放射能高，ドライウエル圧力高，原子炉水位低(L-3)及び原子炉区域・タービン区域換気空調系全停)による非常用ガス処理系排風機が起動によって，非常用ガス処理系入口隔離弁及び非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁が全開，非常用ガス処理系乾燥装置入口弁が調整開となることを確認する。

- ③中央制御室運転員 A 及び B は，非常用ガス処理系の運転が開始されたことを非常用ガス処理系排気流量指示値の上昇及び原子炉建屋外気差圧指示値が負圧であることにより確認し当直副長に報告するとともに，原子炉建屋外気差圧指示値を規定値で維持する。非常用ガス処理系排気流量が規定値以上であるにもかかわらず，原子炉建屋外気差圧指示値が負圧にならない場合は，原子炉建屋ブローアウトパネルを確認し，開放状態になっている場合は閉止する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから非常用ガス処理系の起動まで 5 分以内で対応可能である。

b. 非常用ガス処理系停止手順

非常用ガス処理系が運転中に，原子炉建屋内の水素濃度の上昇を確認した場合は，非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため，非常用ガス処理系を停止する。

また，耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント操作を実施する場合についても，原子炉格納容器ベント時の系統構成のため，非常用ガス処理系を停止する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉建屋燃料取替床の水素濃度が，1.3vol%に到達した場合，又は耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント操作を実施する場合。

(b) 操作手順

非常用ガス処理系を停止する手順は以下の通り。非常用ガス処理系の概要図を 1.16.8 図に示す。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に非常用ガス処理系の停止準備を開始するよう指示する。
- ②中央制御室運転員 A 及び B は，非常用ガス処理系排風機のコントロールスイッチを「切保持」とし，非常用ガス処理系排風機が停止，非常用ガス処理系乾燥装置入口弁が全閉となることを確認する。
- ③中央制御室運転員 A 及び B は，非常用ガス処理系入口隔離弁及び非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁の全閉操作を実施する。
- ④中央制御室運転員 A 及び B は，非常用ガス処理系の停止操作が完了したことを当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから非常用ガス処理系の停止まで 5 分以内で対応可能である。

第 1.16.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/2)

機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
—	居住性の確保	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室 中央制御室遮蔽 	—
		<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室可搬型陽圧化空調機 (フィルタユニット・プロウユニット) 中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト 中央制御室換気空調系給排気隔離弁 (MCR 外気取入ダンパ, MCR 排気ダンパ) MCR 非常用外気取入ダンパ 中央制御室換気空調系ダクト (MCR 外気取入ダクト, MCR 排気ダクト) 	AM 設備別操作手順書 可搬型陽圧化空調機による中央制御室陽圧化
		可搬型蓄電池内蔵型照明	AM 設備別操作手順書 中央制御室の照明確保 中央制御室待避室の照明確保、データ表示装置起動、通信設備使用
		差圧計	AM 設備別操作手順書 空気ポンペによる中央制御室待避室陽圧化と換気操作
		<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室待避室 中央制御室待避室遮蔽 	—
		<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ポンペ) 中央制御室待避室陽圧化装置 (配管・弁) 	AM 設備別操作手順書 空気ポンペによる中央制御室待避室陽圧化と換気操作
		常設代替交流電源設備 ※1	—
		<ul style="list-style-type: none"> 無線連絡設備 (常設) 無線連絡設備 (常設) (屋外アンテナ) 	AM 設備別操作手順書 中央制御室待避室の照明確保、データ表示装置起動、通信設備使用
		<ul style="list-style-type: none"> 衛星電話設備 (常設) 衛星電話設備 (常設) (屋外アンテナ) 	AM 設備別操作手順書 中央制御室待避室の照明確保、データ表示装置起動、通信設備使用
		データ表示装置 (待避室)	AM 設備別操作手順書 中央制御室待避室の照明確保、データ表示装置起動、通信設備使用
		酸素濃度・二酸化炭素濃度計	AM 設備別操作手順書 空気ポンペによる中央制御室待避室陽圧化と換気操作
		非常用照明	設計基準 —
		乾電池内蔵型照明	資機材 AM 設備別操作手順書 中央制御室の照明確保 中央制御室待避室の照明確保、データ表示装置起動、通信設備使用
		カード式空気ポンペユニット	自主対策 多様なハザード対応要領 カード式空気ポンペユニットによる陽圧化
		第二代替交流電源設備 ※1	—

※1 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2/2）

機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備		手順書
—	被ばく線量の低減	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ガス処理系排風機 ・非常用ガス処理系フィルタ装置 ・非常用ガス処理系乾燥装置 ・非常用ガス処理系配管・弁 ・主排気筒（内筒） ・非常用ガス処理系排気流量 ・原子炉建屋外気送王 ・原子炉建屋原子炉区域 	設計基準事故対処設備 重大事故緩和設備	AM 設備別操作手順書 SGTS による R/B 負圧維持及び放射性物質除去
<ul style="list-style-type: none"> ・非常用交流電源設備 ※1 ・常設代替交流電源設備 ※1 ・第二代替交流電源設備 ※1 		—		
<ul style="list-style-type: none"> ・第二代替交流電源設備 ※1 		自主対策 設備	—	
—	被ばく線量の低減	乾電池内蔵型照明（チェンジングエリア）	資機材	緊急時対策本部運用要領 チェンジングエリアの設置運用
非常用照明		象施設 設計基準対	緊急時対策本部運用要領 チェンジングエリアの設置運用	
防護具及び チェンジングエリア設管用資機材		資機材	緊急時対策本部運用要領 チェンジングエリアの設置運用	

※1 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

第 1.16.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/2)

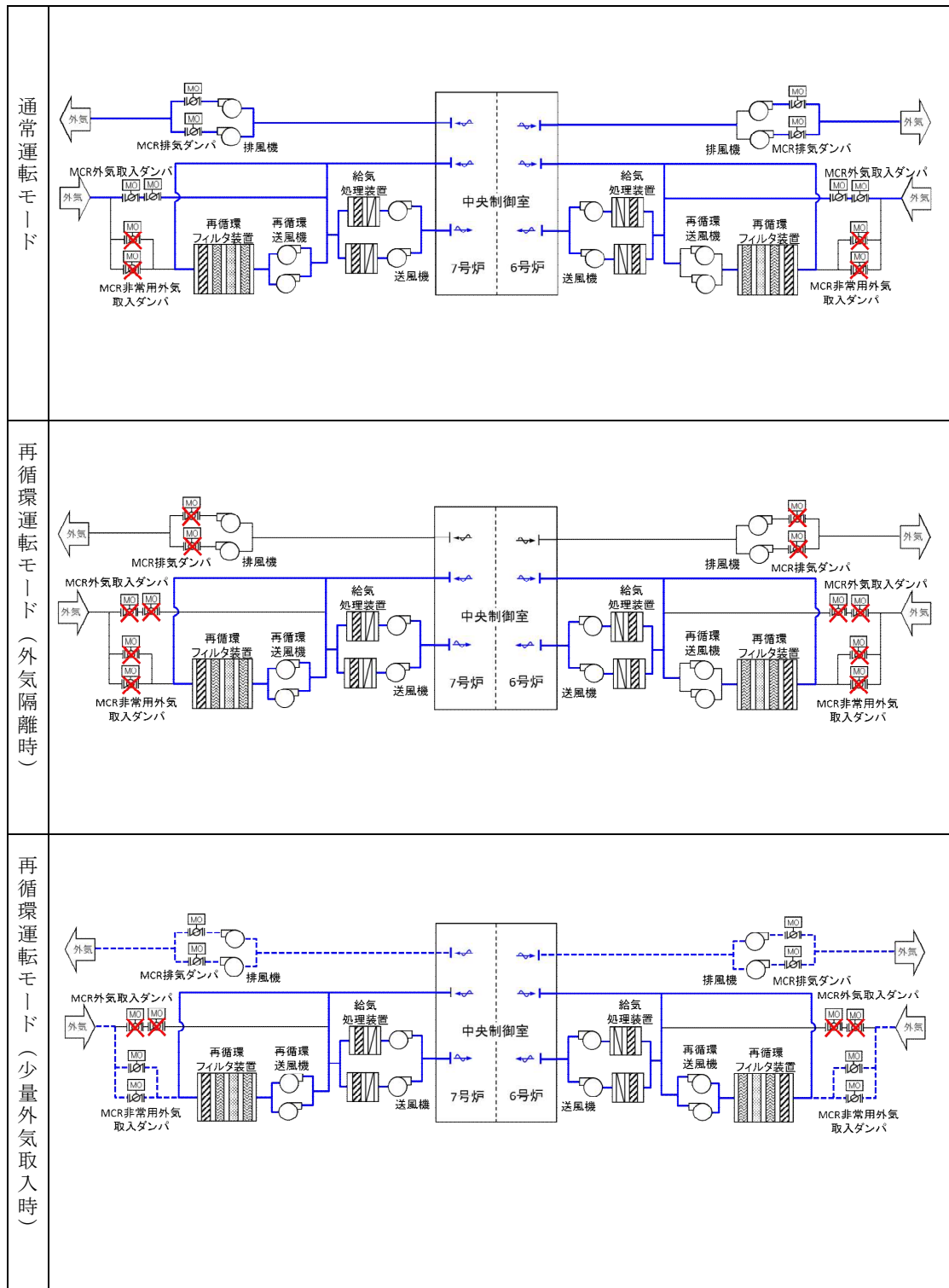
手順書		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
AM 設備別操作手順書 可搬型陽圧化空調機による中央制御室陽圧化	判断基準	原子炉格納容器内の放射線線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W, S/C)
		原子炉圧力容器温度内の温度	原子炉圧力容器温度
		電源 (確保)	M/C 6D 電圧 M/C 7D 電圧 P/C 6D 電圧 P/C 7D 電圧 AM 用 MCC
	操作	中央制御室可搬型陽圧化空調機運転状態	中央制御室差圧 ブロワユニット流量
AM 設備別操作手順書 空気ポンプによる中央制御室待避室陽圧化と換気操作	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W, S/C)
		中央制御室待避室陽圧機能の確保	陽圧化空気ポンプ圧力
	操作	中央制御室待避室陽圧化	中央制御室待避室差圧 陽圧化空気ポンプ圧力
AM 設備別操作手順書 中央制御室の照明確保	判断基準	電源 (喪失)	M/C 6C 電圧 M/C 6D 電圧 P/C 6C 電圧 P/C 6D 電圧 M/C 7C 電圧 M/C 7D 電圧 P/C 7C 電圧 P/C 7D 電圧
		可搬型蓄電池内蔵照明設置	—
	操作	乾電池内蔵型照明の設置	—

監視計器一覧 (2/2)

手順書		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
AM 設備別操作手順書 中央制御室待避室の照明確保、データ表示装置起 動、通信設備使用	判断 基準	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W, S/C)
	操 作	可搬型蓄電池内蔵照明設置	—
		乾電池内蔵型照明の設置	—
AM 設備別操作手順書 空気ポンプによる中央制御室待避室陽圧化と換気 操作	判断 基準	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W, S/C)
	操 作	中央制御室内の環境監視	酸素濃度 二酸化炭素濃度
AM 設備別操作手順書 SGTS による R/B 負圧維持及び放射性物質除去	判断 基準	以下のいずれかの信号 ・原子炉区域排気放射能高 ・燃料取替エリア放射能高 ・ドライウエル圧力高 ・原子炉水位低 (L-3) ・原子炉区域・タービン区域 換気空調系全停	放射線モニタ 格納容器内圧力 (D/W, S/C) 原子炉水位 原子炉建屋外気道圧
		原子炉区域・タービン 区域換気空調系全停	原子炉建屋外気道圧
	操 作	非常用ガス処理系起動	非常用ガス処理系排気流量 原子炉建屋外気道圧
緊急時対策本部運用要領 チェンジングエリアの設置運用	判断 基準	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W, S/C)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度
	操 作	チェンジングエリアの設置	GM 汚染サーバイメータ

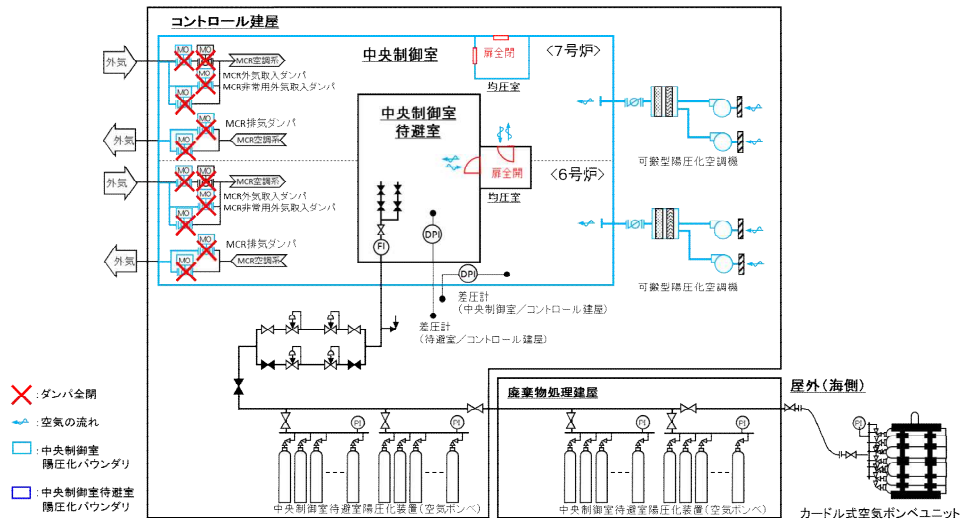
第 1.16.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	号 炉	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.16】 原子炉制御室の居住性等に関する手順等	6 号 炉	中央制御室可搬型陽圧化空調機プロ ワユニット	AM用モータコントロールセンタ 6B
		可搬型蓄電池内蔵型照明	モータコントロールセンタ 6D-1-8
		可搬型空気浄化装置	モータコントロールセンタ 6D-1-7
		MCR 外気取入ダンパ	モータコントロールセンタ 6C-1-7, 6D-1-7
		MCR 非常用外気取入ダンパ	モータコントロールセンタ 6C-1-7, 6D-1-7
		MCR 排気ダンパ	モータコントロールセンタ 6C-1-7, 6D-1-7
		非常用ガス処理系	モータコントロールセンタ 6C-1-3, 6D-1-3
	7 号 炉	中央制御室可搬型陽圧化空調機プロ ワユニット	AM用モータコントロールセンタ 7B
		可搬型蓄電池内蔵型照明	モータコントロールセンタ 7C-1-6, 7C-1-7, 7D-1-6, 7D-1-7
		MCR 外気取入ダンパ	モータコントロールセンタ 7C-1-6, 7D-1-6
		MCR 非常用外気取入ダンパ	モータコントロールセンタ 7C-1-6, 7D-1-6
		MCR 排気ダンパ	モータコントロールセンタ 7C-1-6, 7D-1-6
		非常用ガス処理系	モータコントロールセンタ 7C-1-3, 7D-1-3

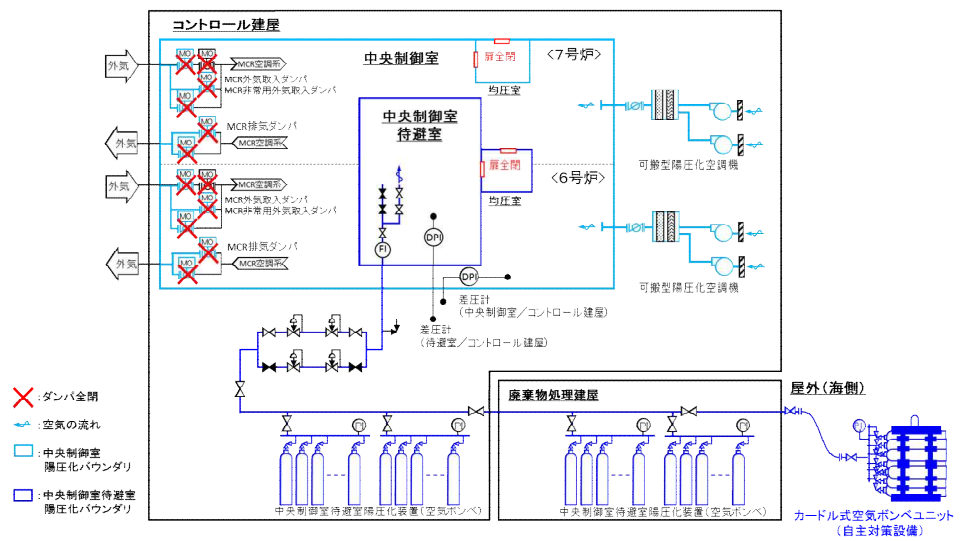


第 1.16.1 図 運転モード毎の中央制御室換気空調系概要図(1/2)

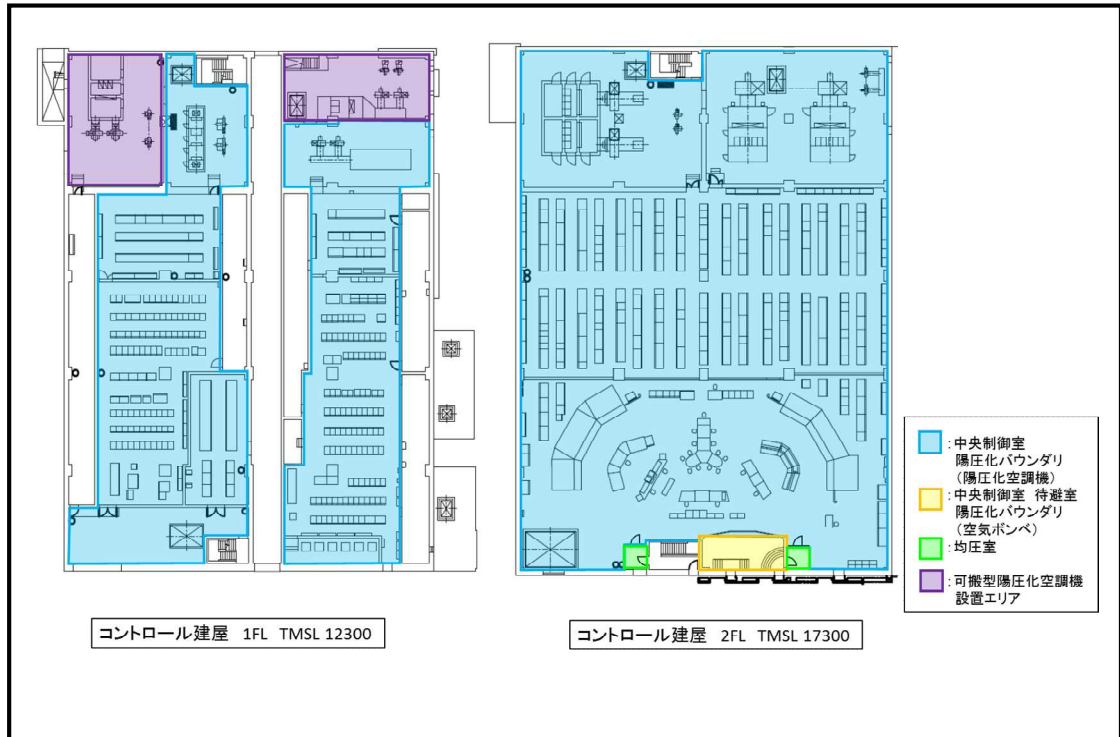
（重大事故等発生時，プルーム通過前及びプルーム通過後）



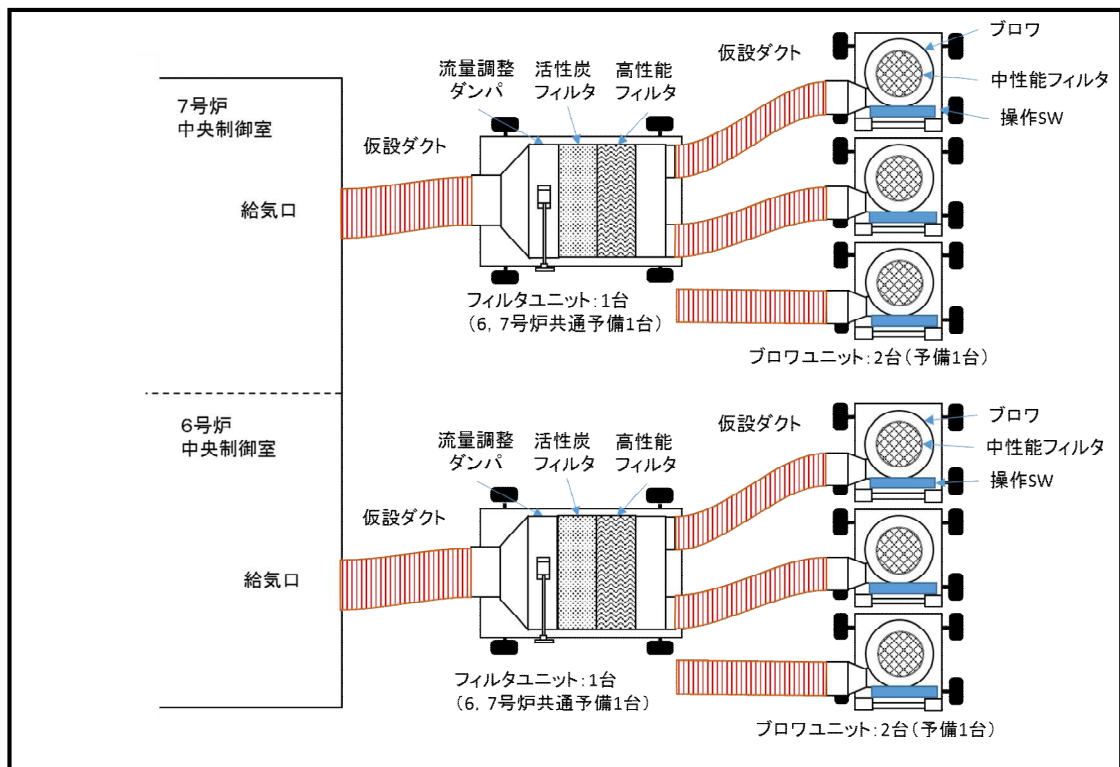
（重大事故等発生時，プルーム通過中）



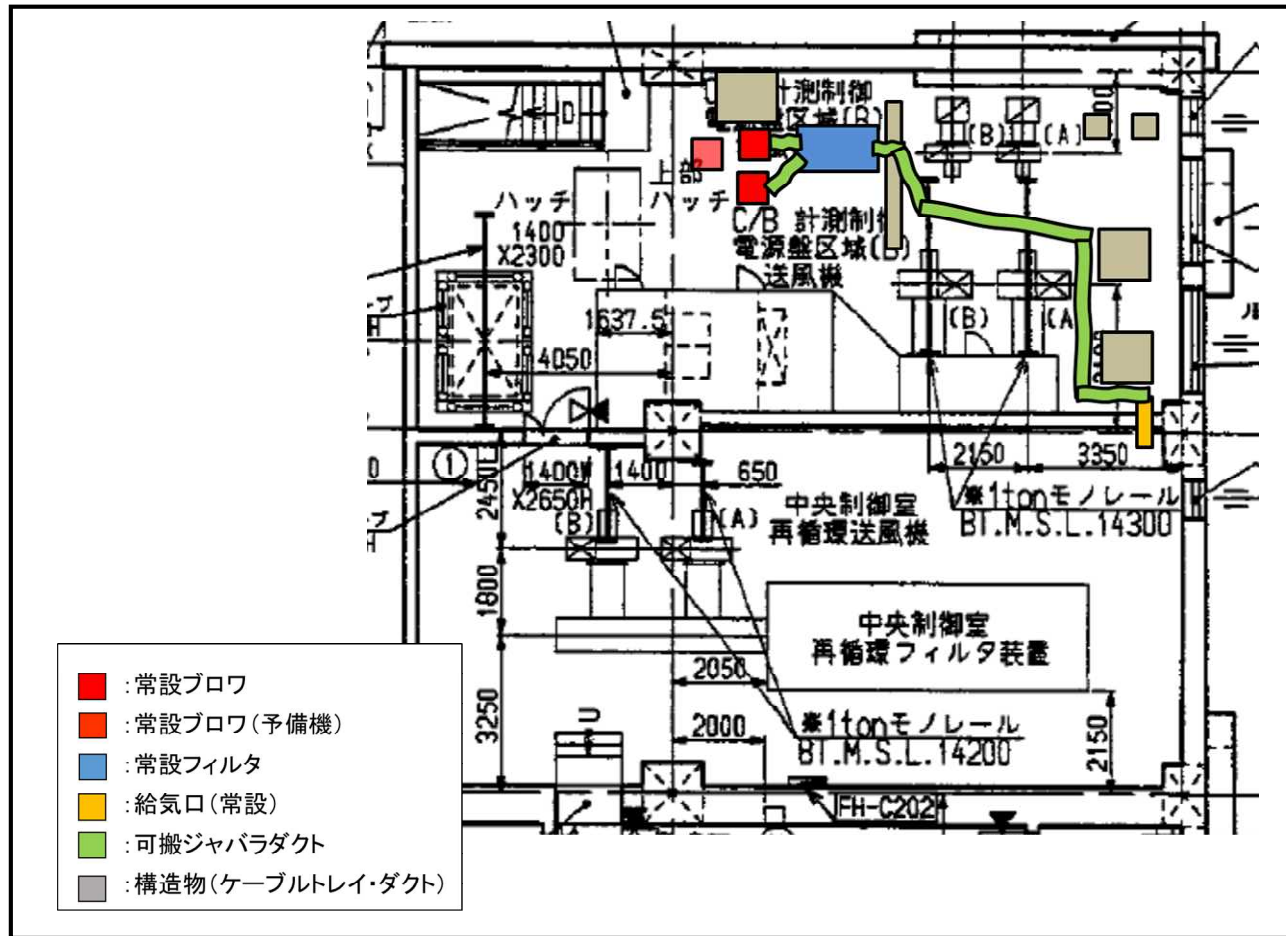
第 1.16.1 図 運転モード毎の中央制御室換気空調系概要図 (2/2)



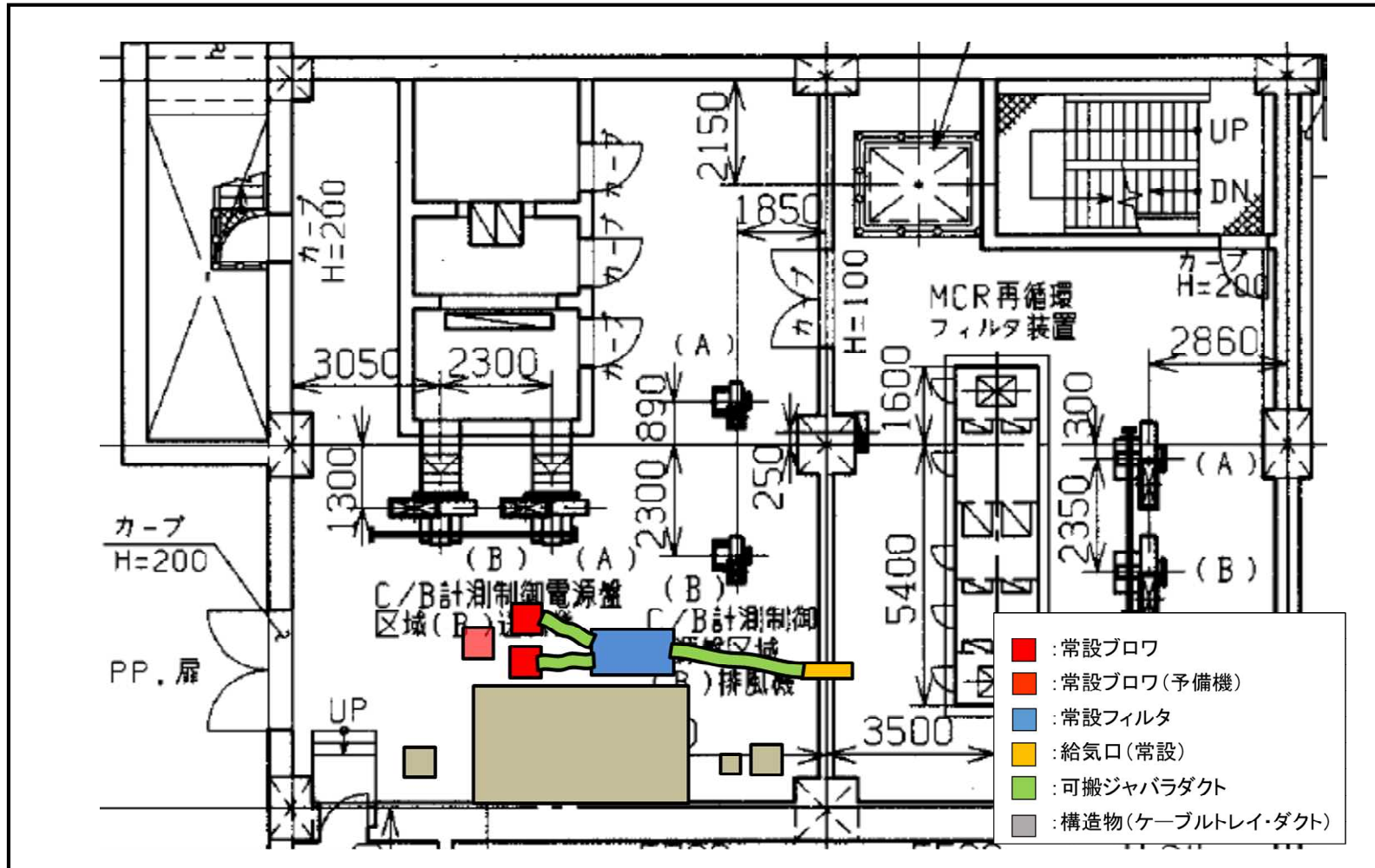
第 1. 16. 2 図 中央制御室，中央制御室待避室の陽圧化バウンダリ構成図



第 1. 16. 3 図 中央制御室可搬型陽圧化空調機の構成図

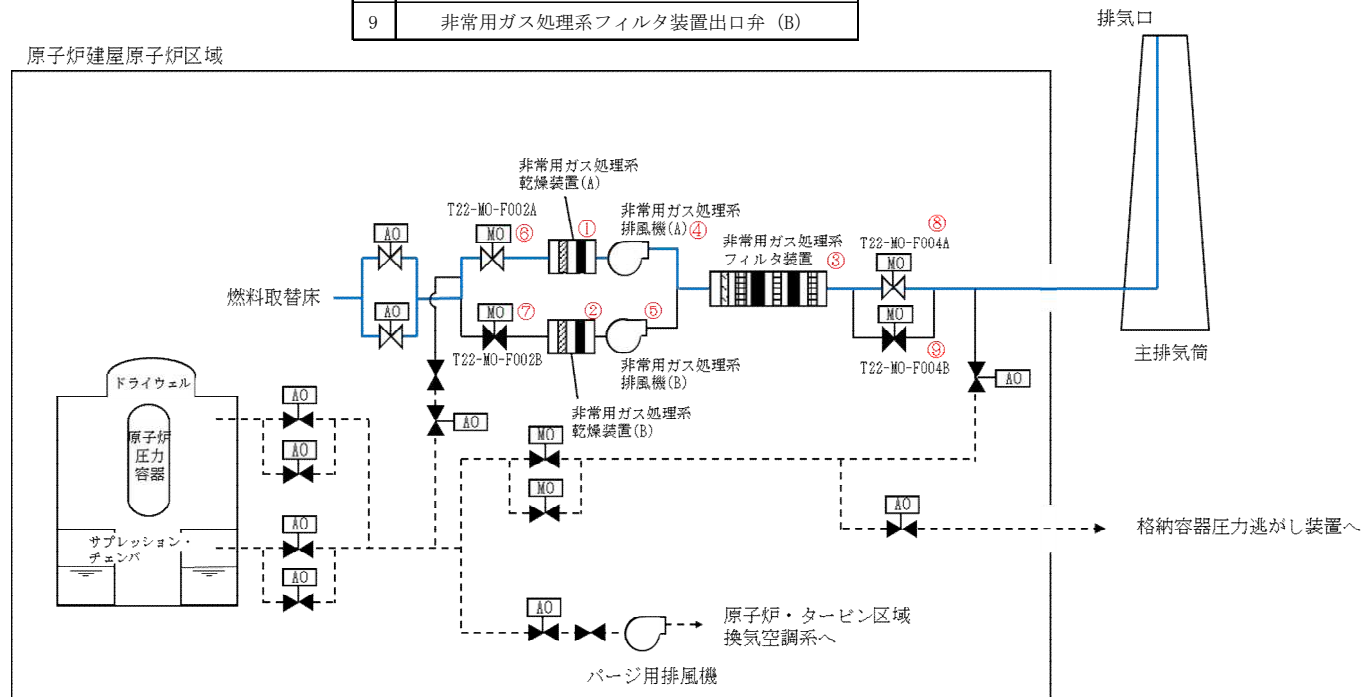


第 1.16.4 図 6号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機 配置図



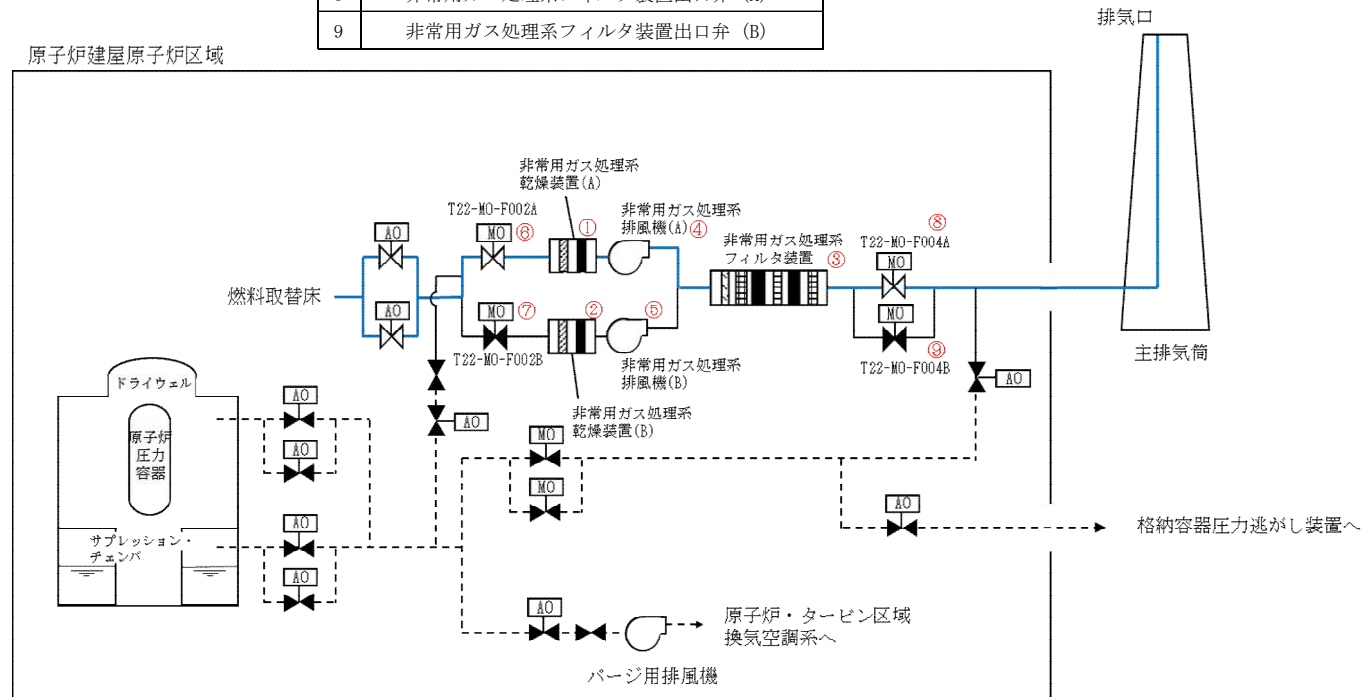
第 1.16.5 図 7 号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機 配置図

No	機器名称
1	非常用ガス処理系乾燥装置 (A)
2	非常用ガス処理系乾燥装置 (B)
3	非常用ガス処理系フィルタ装置
4	非常用ガス処理系排風機 (A)
5	非常用ガス処理系排風機 (B)
6	非常用ガス処理系乾燥装置入口弁 (A)
7	非常用ガス処理系乾燥装置入口弁 (B)
8	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁 (A)
9	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁 (B)

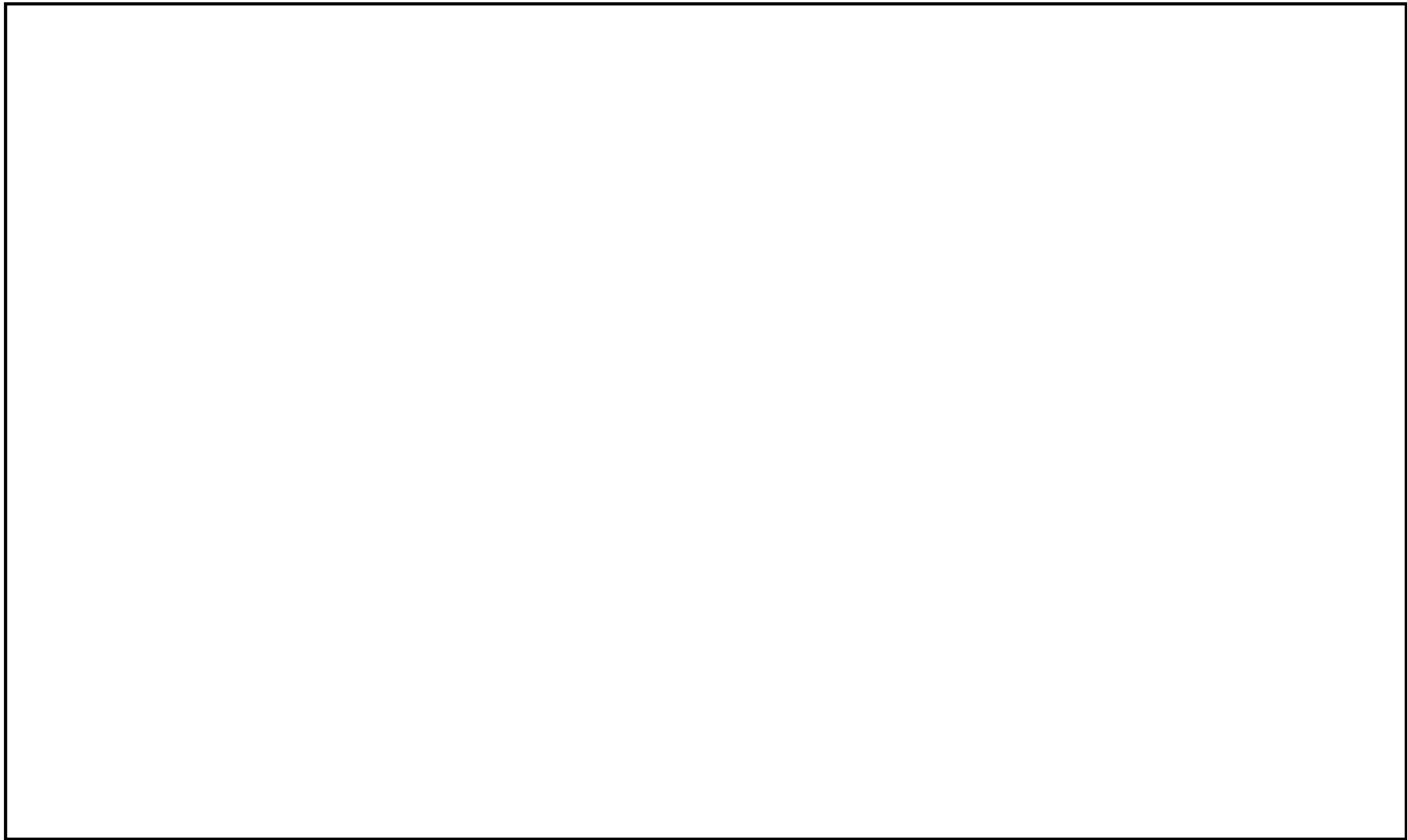


第 1.16.8 図 非常用ガス処理系概要 (6号炉)

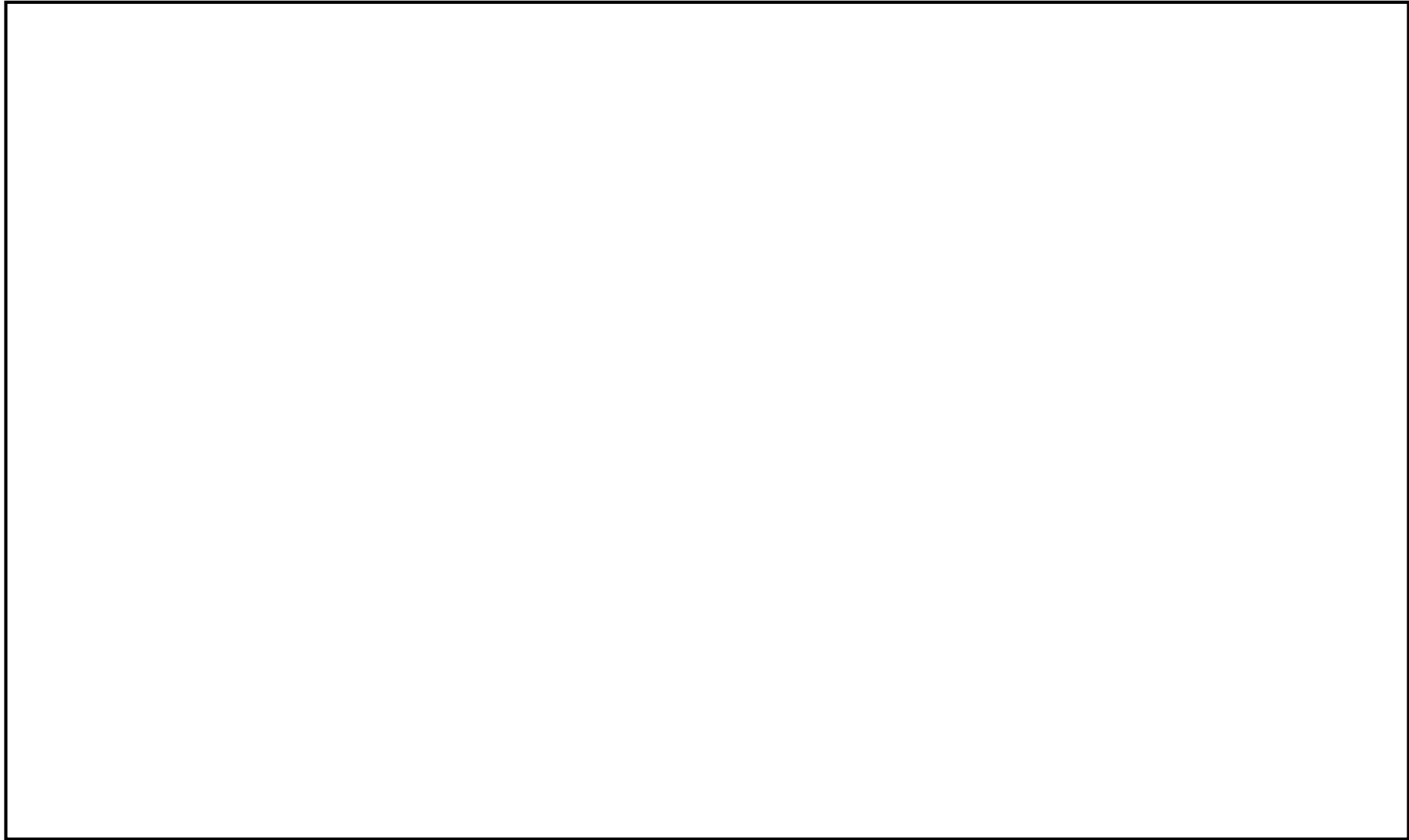
No	機器名称
1	非常用ガス処理系乾燥装置 (A)
2	非常用ガス処理系乾燥装置 (B)
3	非常用ガス処理系フィルタ装置
4	非常用ガス処理系排風機 (A)
5	非常用ガス処理系排風機 (B)
6	非常用ガス処理系乾燥装置入口弁 (A)
7	非常用ガス処理系乾燥装置入口弁 (B)
8	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁 (A)
9	非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁 (B)



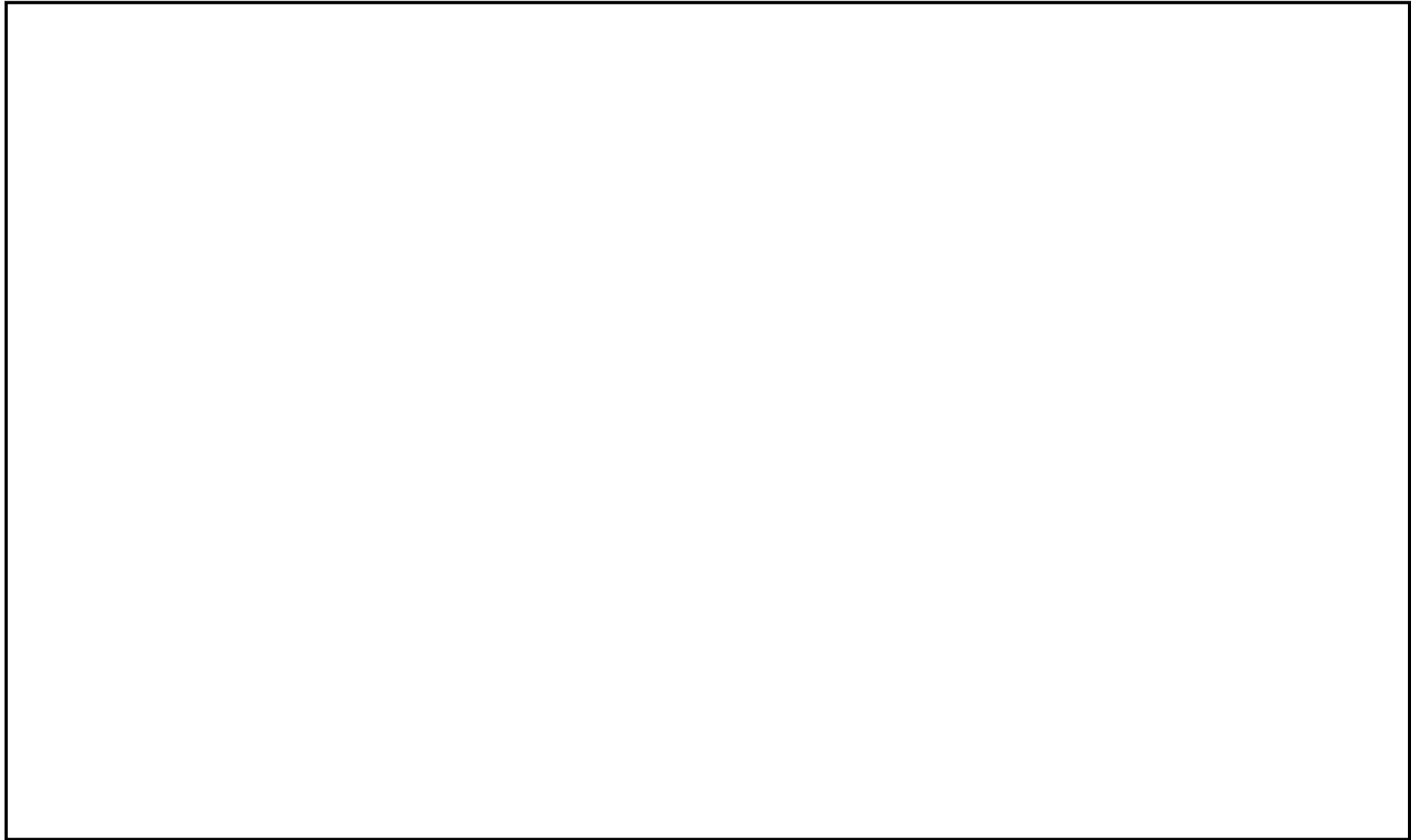
第 1.16.8 図 非常用ガス処理系概要 (7号炉)



第 1.16.9 図 現場操作アクセスルート（建屋 2 階）



第 1.16.10 図 現場操作アクセスルート（建屋 1 階）



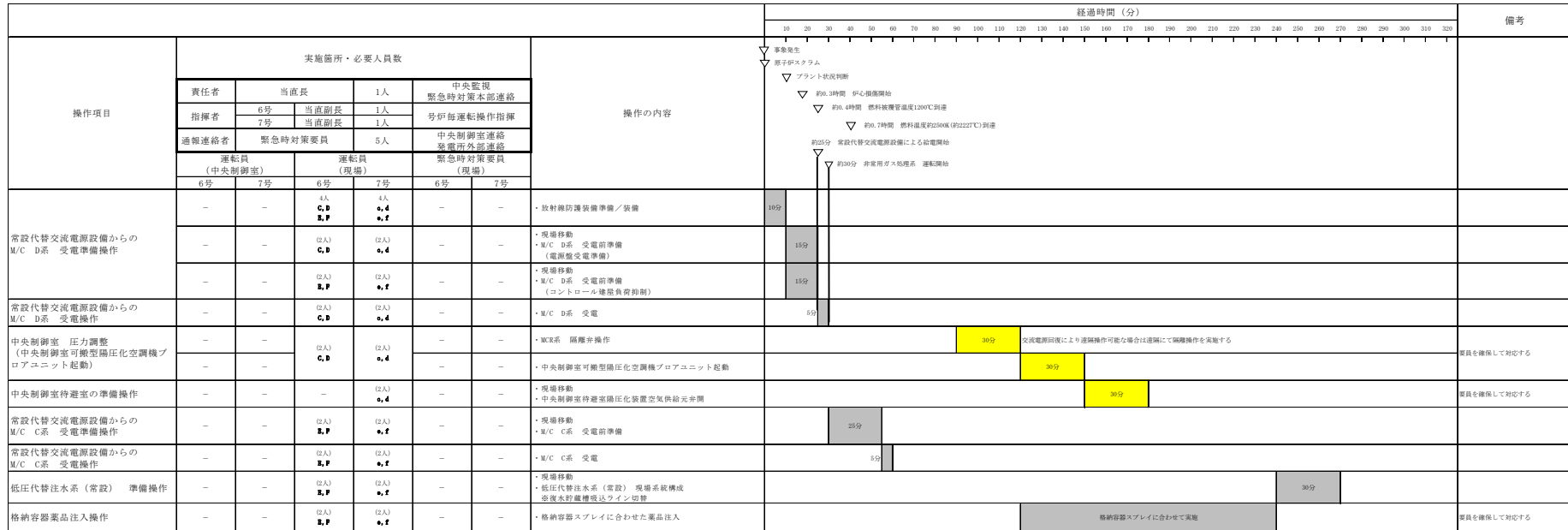
第 1.16.11 図 現場操作アクセスルート（建屋地下 1 階）

		経過時間(分)										備考																																																						
		15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75	80	85	90	95	100	105	110	115	120	125	130	135	140	145	150	155	160	165	170	175	180	185	190	195	200	205	210	215	220	225	230	235	240	245	250	255	260	265	270	275	280	285	290	295	300	305	310	315	320	325	330	335
操作項目	実施箇所・必要人員数												操作の内容	緊急発生 原子炉スクラム プラント状況判断 約0.3時間 炉心損傷開始 約0.4時間 燃料被覆管温度1200℃到達 約0.7時間 燃料温度約2500K(約2271℃)到達 約25分 常設代替交流電源設備による給電開始 約30分 非常用ガス処理系 運転開始 約30分 原子炉注水開始																																																				
	責任者	当直長	1人	中央制御室 緊急時対策本部連絡																																																														
	指揮者	6号 当直副長	1人	原子炉運転操作指揮																																																														
	通報連絡者	緊急時対策要員	5人	中央制御室連絡 非常設本部連絡																																																														
	運転員(中央制御室)	運転員(現場)	緊急時対策要員(現場)																																																															
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																																																												
状況判断	2A A,B	2A A,B	-	-	-	-	・給水流量の全喪失確認 ・全交流動力電源喪失確認 ・原子炉スクラム・タービントリップ確認										状況判断後も事故対応に必要な作業を迅速実施する																																																	
交流電源回復操作	-	-	-	-	-	-	・非常用ディーゼル発電機 機能回復 ・外部電源 回復										対応可能な要員により対応する																																																	
高圧/低圧注水機能喪失調査、復旧操作	-	-	-	-	-	-	・給水系、原子炉隔離時停炉系、高圧炉心注水系、残留熱除去系 機能回復										対応可能な要員により対応する																																																	
原子炉格納容器内水素濃度監視	(IA) A	(IA) A	-	-	-	-	・原子炉格納容器内水素濃度監視										適宜実施																																																	
常設代替交流電源設備準備操作(第一ガスタービン発電機)	(IA) A	(IA) A	-	-	-	-	・第一ガスタービン発電機 起動										約30分																																																	
常設代替交流電源設備運転(第一ガスタービン発電機)	(IA) B	(IA) B	-	-	-	-	・第一ガスタービン発電機 給電										約5分																																																	
常設代替交流電源設備からのM/C D系 受電準備操作	(IA) B	(IA) B	-	-	-	-	・M/C D系 受電前準備(中央制御室)										約15分																																																	
	-	-	2A C,D B,P	2A A,F	-	-	・燃料線印連設備準備/設備										約30分																																																	
	-	-	(2A) C,D	(2A) A,F	-	-	・復帰移動 ・M/C D系 受電前準備(電源受電準備)										約15分																																																	
	-	-	(2A) B,P	(2A) A,F	-	-	・現場移動 ・M/C D系 受電前準備(コントロール建屋負荷抑制)										約15分																																																	
常設代替交流電源設備からのM/C D系 受電操作	(IA) B	(IA) B	-	-	-	-	・M/C D系 受電確認										約5分																																																	
	-	-	(2A) C,D	(2A) A,F	-	-	・M/C D系 受電										約5分																																																	
常設代替交流電源設備からのM/C C系 受電準備操作	(IA) B	(IA) B	-	-	-	-	・M/C C系 受電前準備(中央制御室)										約30分																																																	
	-	-	(2A) B,P	(2A) A,F	-	-	・復帰移動 ・M/C C系 受電前準備										約25分																																																	
常設代替交流電源設備からのM/C C系 受電操作	(IA) B	(IA) B	-	-	-	-	・M/C C系 受電確認										約10分																																																	
	-	-	(2A) B,P	(2A) A,F	-	-	・M/C C系 受電										約5分																																																	
非常用ガス処理系 運転確認	(IA) A	(IA) A	-	-	-	-	・非常用ガス処理系排風機 起動										約5分																																																	
	-	-	-	-	-	-	・原子炉建屋高圧配管 ・原子炉建屋低圧調整										適宜実施																																																	
低圧代替注水系(常設) 準備操作	(IA) A	(IA) A	-	-	-	-	・置水特設ポンプ(B,C) 起動/運転確認 ・低圧代替注水系(常設)系統確保										約15分																																																	
	-	-	(2A) B,P	(2A) A,F	-	-	・復帰移動 ・低圧代替注水系(常設) 復帰系確保 ・非常設初期建屋冷却ポンプ										約30分																																																	
低圧代替注水系(常設) 注水操作	(IA) A	(IA) A	-	-	-	-	・残留熱除去 注入操作										約30分																																																	
	-	-	-	-	-	-	・燃料線印連 注入準備										約30分																																																	
代替格納容器スプレイ格却系(常設) 操作	(IA) A	(IA) A	-	-	-	-	・残留熱除去系 スプレイ準備										約30分																																																	
	-	-	-	-	-	-	・原子炉注水 格納容器スプレイ切替										約30分																																																	
中央制御室照明確保	(IA) B	(IA) B	-	-	-	-	・蓄電池内蔵照明の点灯確認 ・可燃物貯蔵の設置、点灯										約15分																																																	
	-	-	-	-	-	-	・M/C系 隔離準備										約30分																																																	
中央制御室 圧力調整(中央制御室可能型臨圧化空調機プロユニット起動)	-	-	(2A) C,D	(2A) A,F	-	-	・中央制御室可能型臨圧化空調機プロユニット起動										約30分																																																	
	-	-	-	-	-	-	・中央制御室待避室照明確保 ・中央制御室待避室データ表示装置起動操作										約30分																																																	
中央制御室待避室の準備操作	(IA) B	(IA) B	-	-	-	-	・復帰移動 ・中央制御室待避室臨圧化装置空気供給弁開閉										約30分																																																	
	-	-	(2A) B,P	(2A) A,F	-	-	・格納容器スプレイに合わせた薬品注入										約30分																																																	
格納容器薬品注入操作	-	-	(2A) B,P	(2A) A,F	-	-	・格納容器スプレイに合わせた薬品注入										約30分																																																	

第 1.16.12 図 「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シーケンス

		実施箇所・必要人員数						操作の内容		経過時間(分)	備考
操作項目	責任者	当直長		1人		中央監視		操作の内容	経過時間(分)	備考	
	指揮者	6号	7号	6号	7号	緊急時対策本部連絡					
		6号	7号	6号	7号	号炉毎運転操作指揮					
通報連絡者	緊急時対策要員		5人		中央制御室連絡 緊急時外部連絡						
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)					
	6号	7号	6号	7号	6号	7号					
状況判断	2A ▲, ■	2A ▲, ■	-	-	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 給水流量の全喪失確認 全交流動力電源喪失確認 原子炉スクラム・タービントリップ確認 	10分	状況判断後も事故対応に必要なパラメータを適宜監視する	
原子炉格納容器内水素濃度監視	(1A) ▲	(1A) ▲	-	-	-	-	-	原子炉格納容器内水素濃度監視		適宜実施	
常設代替交流電源設備準備操作 (第一ガスタービン発電機)	(1A) ▲	(1A) ▲	-	-	-	-	-	第一ガスタービン発電機 起動	10分		
常設代替交流電源設備運転 (第一ガスタービン発電機)	(1A) ▲	(1A) ▲	-	-	-	-	-	第一ガスタービン発電機 給電	5分		
非常用ガス処理系 運転確認	(1A) ▲	(1A) ▲	-	-	-	-	-	非常用ガス処理系排風機 起動	5分		
低圧代替注水系(常設) 準備操作	(1A) ▲	(1A) ▲	-	-	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋差圧監視 原子炉建屋差圧調整 		適宜実施	
低圧代替注水系(常設) 注水操作	(1A) ▲	(1A) ▲	-	-	-	-	-	復水移送ポンプ(B, C) 起動/運転確認	15分	全交流電源回復前より通信手段確保等の作業を実施する	
代替格納容器スプレイ冷却系(常設) 操作	(1A) ▲	(1A) ▲	-	-	-	-	-	残留熱除去系 注入弁操作		継口まで水色回復後、原子炉注水と格納容器スプレイ切替	
常設代替交流電源設備からのM/C D系 受電準備操作	(1A) ■	(1A) ■	-	-	-	-	-	残留熱除去系 スプレイ弁操作		原子炉注水と格納容器スプレイ切替	
常設代替交流電源設備からのM/C D系 受電操作	(1A) ■	(1A) ■	-	-	-	-	-	M/C D系 受電前準備(中央制御室)	15分		
常設代替交流電源設備からのM/C C系 受電準備操作	(1A) ■	(1A) ■	-	-	-	-	-	M/C D系 受電確認	5分		
常設代替交流電源設備からのM/C C系 受電準備操作	(1A) ■	(1A) ■	-	-	-	-	-	M/C C系 受電前準備(中央制御室)	10分		
常設代替交流電源設備からのM/C C系 受電操作	(1A) ■	(1A) ■	-	-	-	-	-	M/C C系 受電確認	5分		
中央制御室照明確保	(1A) ■	(1A) ■	-	-	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 蓄電池内蔵照明の点灯確認 可燃型照明の設置、点灯 	15分	蓄電池内蔵照明の点灯確認は対応操作中に確認可能 可燃型照明の設置、点灯作業は適宜実施する	
中央制御室待避室の準備操作	(1A) ■	(1A) ■	-	-	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室待避室照明確保 中央制御室待避室ゲージ表示装置起動操作 	10分	要員を確保して対応する	

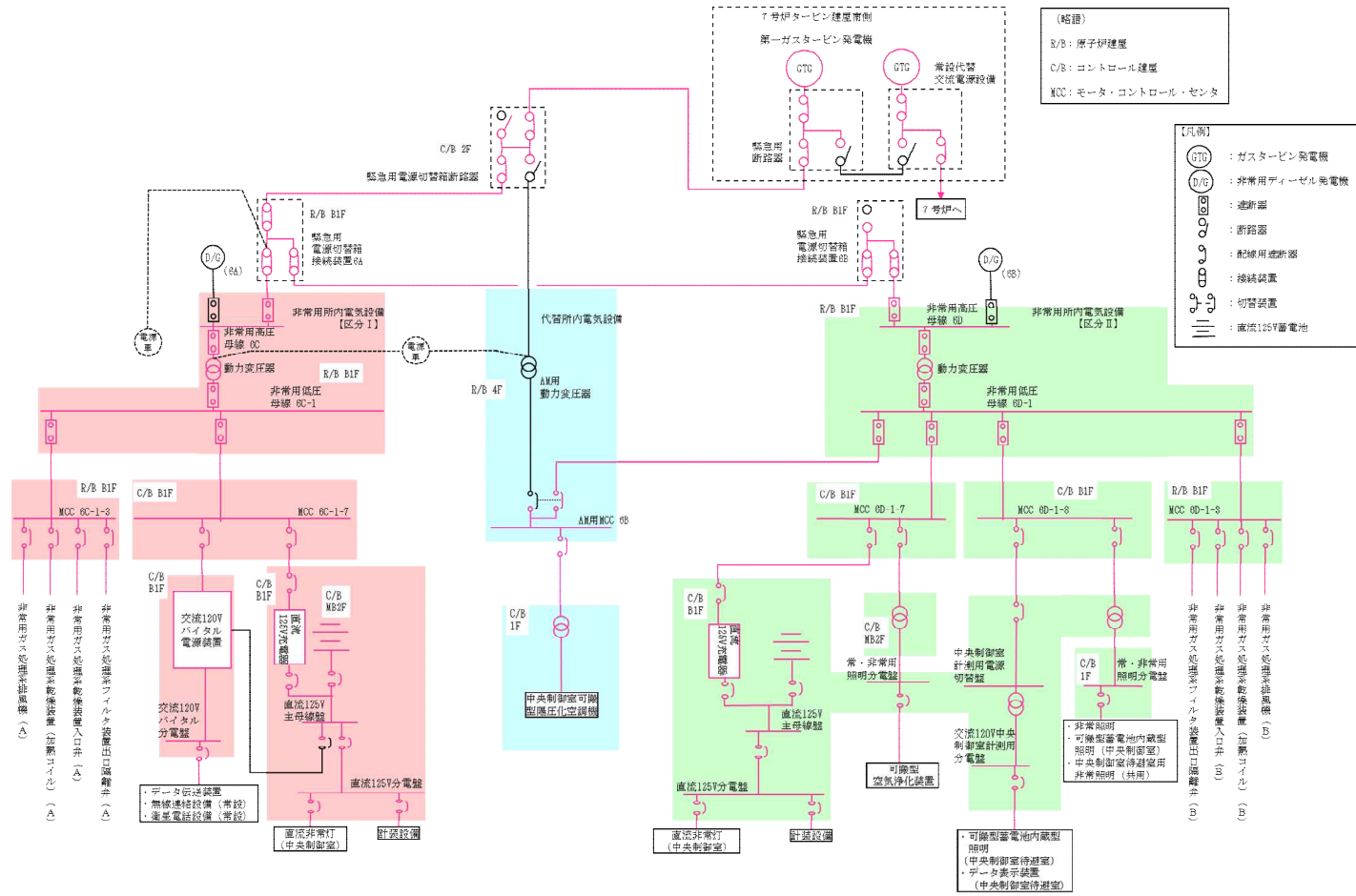
第 1.16.13 図 「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シーケンス(中央制御室運転員)



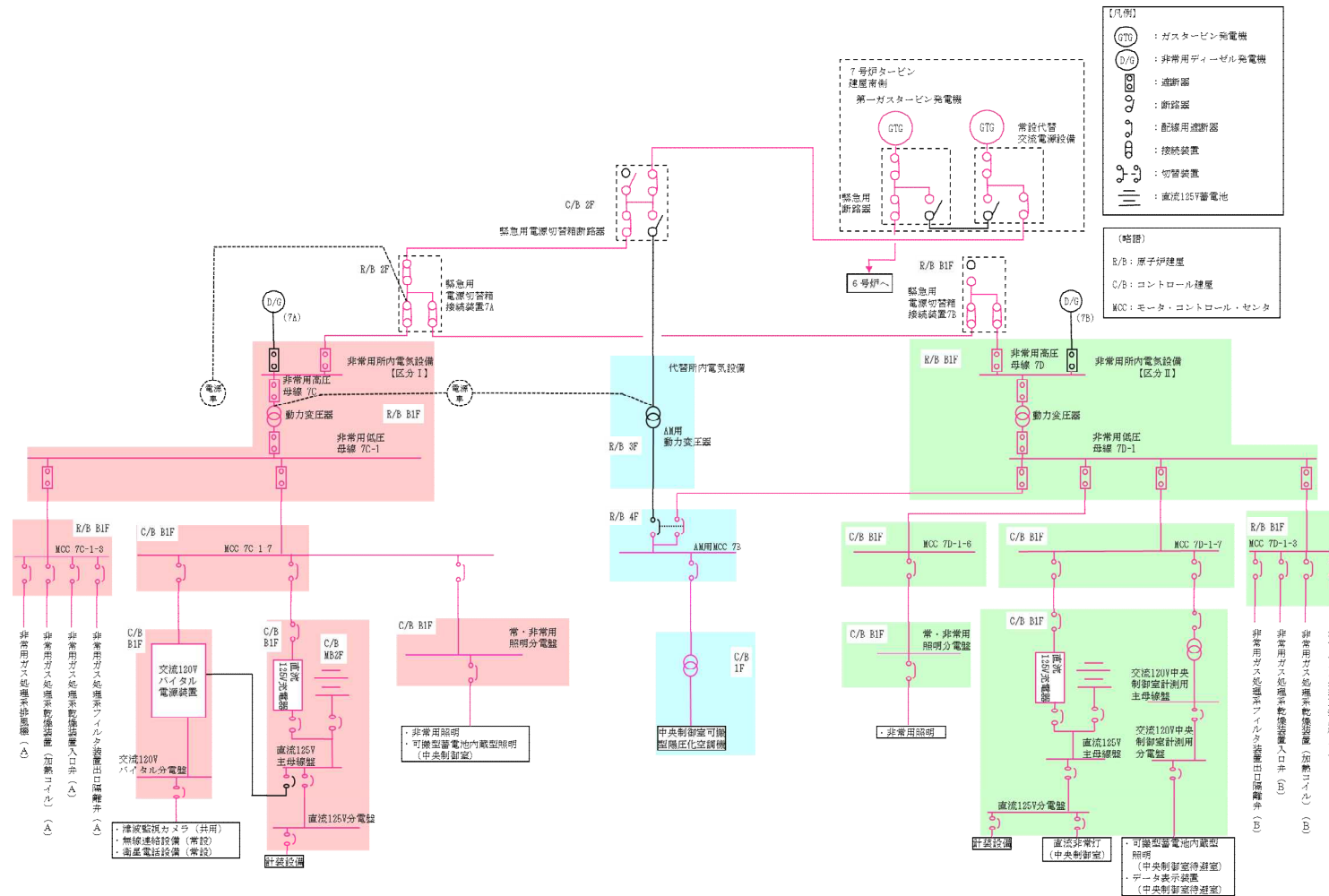
第 1.16.14 図 「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」 シーケンス (現場運転員)

			経過時間 (分)					
			0	10	20	30	40	50
手順の項目	要員		▽設置指示		チェンジングエリア▽ 設置完了			
チェンジングエリ ア設置手順	保安班	2 名		資機材準備				

第1.16.15図 中央制御室チェンジングエリア設営



第1図 6号炉中央制御室 給電系統概要図（重大事故等）



第2図 7号炉中央制御室 給電系統概要図 (重大事故等)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1/3)


技術的能力審査基準 (1,16)	番号	設置許可基準規則 (59条)	技術基準規則 (74条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 第三十八条第一項の規定により設置される原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を施設しなければならない。</p>	①
<p>【解釈】 1 「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びポンペ等）により対応する場合）又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第59条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第74条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	※1
<p>b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p> <p>※1原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）は、技術的能力「1.14電源の確保に関する手順等」で整理</p>	※1	<p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シナシス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力速がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p>	<p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 設置許可基準規則解釈第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シナシス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力速がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p>	②
		<p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p>	<p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p>	③

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/3)

：重大事故対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策						
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数で 使用可能か	備考	
居住性の確保	中央制御室可搬型陽圧化空調機 (フィルタユニット・プロフェユニット)	新設	① ②	-	-	-	-	-	-	
	中央制御室可搬型陽圧化 空調機用仮設ダクト	新設								
	差圧計	新設								
	中央制御室換気空調系給排気隔 離弁 (MCR外気取入ダンパ, MCR 排気ダンパ, MCR非常用外気取 入ダンパ)	既設								
	中央制御室換気空調系ダクト	既設								
	中央制御室	既設								
	中央制御室遮蔽	既設								
	常設代替交流電源設備	新設								
	第二代替交流電源設備	新設								
	中央制御室待避室	新設								
	中央制御室待避室遮蔽	新設								
	中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ポンプ)	新設								
	中央制御室待避室陽圧化装置 (配管・弁)	新設								
	カードル式空気ポンプユニット	新設								
	可搬型蓄電池内蔵型照明	新設		居 住 性 の 確 保 性 の	非常用照明	常設	-	-	-	自主対策とする理由は本文参照
	乾電池内蔵型照明	新設		-	-	-	-	-	-	-
	酸素濃度・二酸化炭素濃度計	新設		-	-	-	-	-	-	-
	データ表示装置 (待避室)	新設		-	-	-	-	-	-	-
	無線連絡設備 (常設)	新設		-	-	-	-	-	-	-
	無線連絡設備 (常設) (屋外アンテナ)	新設		-	-	-	-	-	-	-
衛星電話設備 (常設)	新設	-	-	-	-	-	-	-		
衛星電話設備 (常設) (屋外アンテナ)	新設	-	-	-	-	-	-	-		

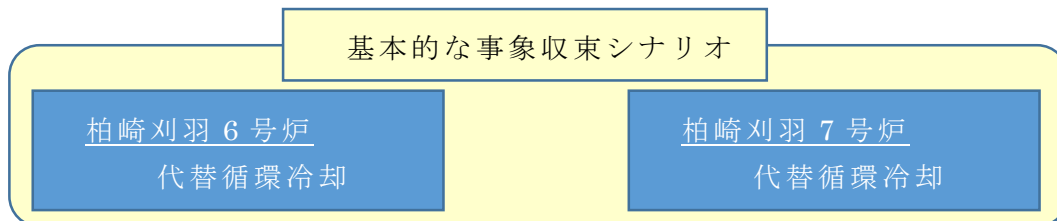
審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/3)

 : 重大事故対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数で 使用可能か	備考
運転員等の被ばくを低減	非常用ガス処理系排風機	既設	① ②	-	-	-	-	-	-
	非常用ガス処理系フィルタ装置	既設							
	非常用ガス処理系湿分除去装置	既設							
	非常用ガス処理系配管・弁	既設							
	主排気筒（内筒）	既設							
	非常用ガス処理系排気流量	既設							
	原子炉建屋外気差圧	既設							
	原子炉建屋原子炉区域	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	第二代替交流電源設備	新設							
汚染の 込み防止	乾電池内蔵型照明	新設	① ③	汚染の 込み防止	非常用照明	常設	-	-	自主対策とする理由は本文参照
	防護具及びチェンジングエリア設営用資機材	新設							

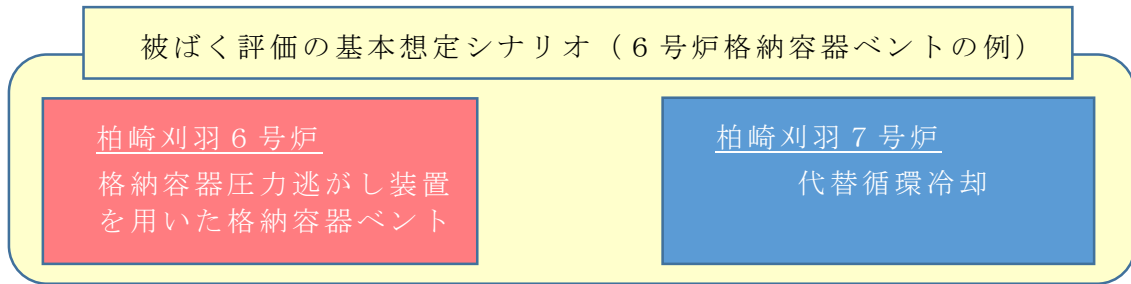
重大事故等時における中央制御室の被ばく評価に係る事象の選定について

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」）の解釈第 59 条 1b) 及び技術基準の解釈第 74 条 1b)，並びに「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」）に基づき想定する「設置許可基準規則解釈第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち，原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シナリオ（例えば，炉心の著しい損傷の後，格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）」である「大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシナリオ」（以下「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」）においても，格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる代替循環冷却系を整備している。従って，審査ガイド 4.2 (3) h. 被ばく線量の重ね合わせに基づき，6 号及び 7 号炉において同時に重大事故が発生したと想定する場合，第一に両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。



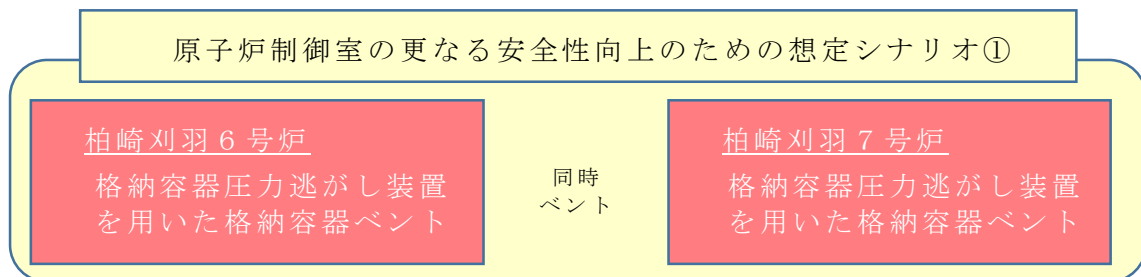
第 1 図 基本シナリオ

しかしながら，被ばく評価においては，一方の号炉において代替循環冷却に失敗することも考慮し，当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行うことを想定する。これを被ばく評価における基本想定シナリオとする。



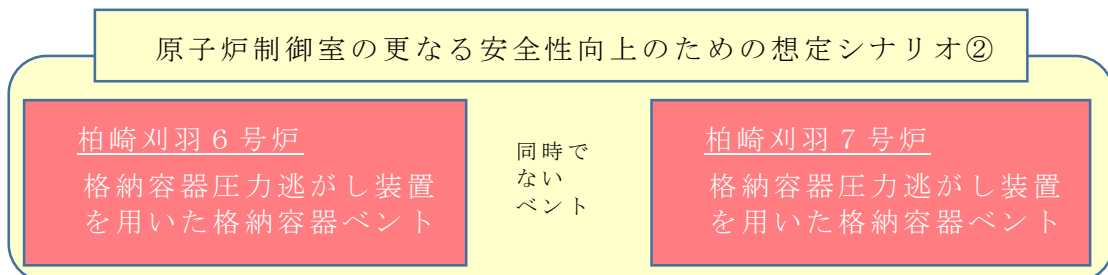
第2図 被ばく評価基本シナリオ例

なお、更なる安全性向上の観点から、さらに2つのシナリオを想定して、自主的な対策を講じることとする。1つ目のシナリオとして、遮蔽設計をより厳しくする観点から、両号炉において代替循環冷却に失敗し、同時に格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行うことを想定する。これに応じた遮蔽設計を行うこととする。



第3図 安全性向上のためのシナリオ①（遮蔽）

2つ目のシナリオとして、空調設計をより厳しくする観点から、両号炉において代替循環冷却に失敗し、同時にではなく格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行うことを想定する。これに応じた自主的な対策を講じることとする。



第4図 安全性向上のためのシナリオ②（空調）

中央制御室待避室使用時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度について

格納容器圧力逃し装置使用時に待避する中央制御室待避室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を、「空気調和・衛生工学便覧空気調和設備設計」に基づき評価を実施した。

(1) 必要換気量

① 二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

- ・ 収容人数： $n=20$ 名
- ・ 許容二酸化炭素濃度： $C=0.5\%$ （労働安全衛生規則）
- ・ 大気二酸化炭素濃度： $C_0=0.039\%$ （標準大気の二酸化炭素濃度）
- ・ 呼吸による二酸化炭素発生量： $M=0.022\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ （空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量）
- ・ 必要換気量： $Q_1=100 \times M \times n / (C - C_0) \text{ m}^3/\text{h}$ （空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量）

$$\begin{aligned} Q_1 &= 100 \times 0.022 \times 20 \div (0.5 - 0.039) \\ &= 95.45 \\ &\approx 95.5 \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

② 酸素濃度基準に基づく必要換気量

- ・ 収容人数： $n=20$ 名
- ・ 吸気酸素濃度： $a=20.95\%$ （標準大気の酸素濃度）
- ・ 許容酸素濃度： $b=18\%$ （労働安全衛生規則）
- ・ 成人の呼吸量： $c=0.48\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$ （空気調和・衛生工学便覧）
- ・ 乾燥空気換算酸素濃度： $d=16.4\%$ （空気調和・衛生工学便覧）
- ・ 必要換気量： $Q_1=c \times (a - d) \times n / (a - b) \text{ m}^3/\text{h}$ （空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量）

$$\begin{aligned} Q_1 &= 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 20 \div (20.95 - 18.0) \\ &= 14.81 \end{aligned}$$

$$\doteq 14.9\text{m}^3/\text{h}$$

以上により，空気ポンベ陽圧化に必要な換気量は二酸化炭素濃度基準の $95.5\text{m}^3/\text{h}$ とする。

(2) 必要ポンベ本数

中央制御室待避室を 10 時間陽圧化する必要最低限のポンベ本数は二酸化炭素濃度基準換気量の $95.5\text{m}^3/\text{h}$ 及びポンベ供給可能空気量 $5.50\text{m}^3/\text{本}$ を基に算出すると，下記のとおり 174 本となる。なお，中央制御室待避室においては陽圧化試験を実施し，必要ポンベ本数が 10 時間陽圧化維持するのに十分であることを確認した後，予備のポンベ容量について決定する。

- ・ポンベ初期充填圧力：14.7MPa (at35℃)
- ・ポンベ内容積：46.7L
- ・圧力調整弁最低制御圧力：0.89MPa
- ・ポンベ供給可能空気量： $5.50\text{m}^3/\text{本}$ (at -4℃)

$$\begin{aligned} \text{必要ポンベ本数} &= 95.5\text{m}^3/\text{h} \div 5.50\text{m}^3/\text{本} \times 10 \text{ 時間} \\ &= 173.7 \\ &\doteq 174 \text{ 本} \end{aligned}$$

(3)酸素濃度，二酸化炭素濃度に関する法令要求について

酸素濃度・二酸化炭素濃度計による室内酸素濃度，二酸化炭素濃度管理は，労働安全衛生法及びJEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規定」に基づき，酸素濃度が許容濃度の18%を下回るおそれがある場合，又は二酸化炭素濃度が許容濃度の0.5%を上回るおそれがある場合に，外気をフィルタにて浄化しながら取り入れる運用としている。

酸素欠乏症等防止規則（一部抜粋）

（定義）

第二条 この省令において，次の各号に掲げる用語の意義は，それぞれ当該各号に定めるところによる。

一 酸素欠乏 空気中の酸素の濃度が十八パーセント未満である状態をいう。

（換気）

第五条 事業者は，酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は，当該作業を行う場所の空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上（第二種酸素欠乏危険作業に係る場所にあつては，空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上，かつ，硫化水素の濃度を百万分の十以下）に保つように換気しなければならない。ただし，爆発，酸化等を防止するため換気することができない場合又は作業の性質上換気することが著しく困難な場合は，この限りでない。

酸素濃度	症状等
21%	通常の空気の状態
18%	安全限界だが連続換気が必要
16%	頭痛、吐き気 目まい、筋力低下 失神昏倒、7～8分以内に死亡 瞬時に昏倒、呼吸停止、死亡
12%	
8%	
6%	

（出典：厚生労働省リーフレット「なくそう！酸素欠乏症・硫化水素中毒」）

JEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規定」（一部抜粋）

【付属書解説2.5.2】事故時の外気の取り込み

中央制御室換気空調設備の隔離が長期に亘る場合には，中央制御室内のCO2濃度の上昇による運転員の操作環境の劣化防止のために外気を取り込む場合がある。

(1) 許容CO2濃度

事務所衛生基準規則（昭和47年労働省令第43号，最終改正平成16年3月30日厚生労働省令第70号）により，事務室内のCO2濃度は100万分の5000（0.5%）以下と定められており，中央制御室のCO2濃度もこれに準拠する。したがって，中央制御室居住性の評価にあたっては，上記濃度（0.5%）を許容濃度とする。

炉心損傷の判断基準について

炉心損傷に至るケースとしては、注水機能喪失により原子炉水位が有効燃料頂部（TAF）以上に維持できない場合において、原子炉水位が低下し、炉心が露出し冷却不全となる場合が考えられる。

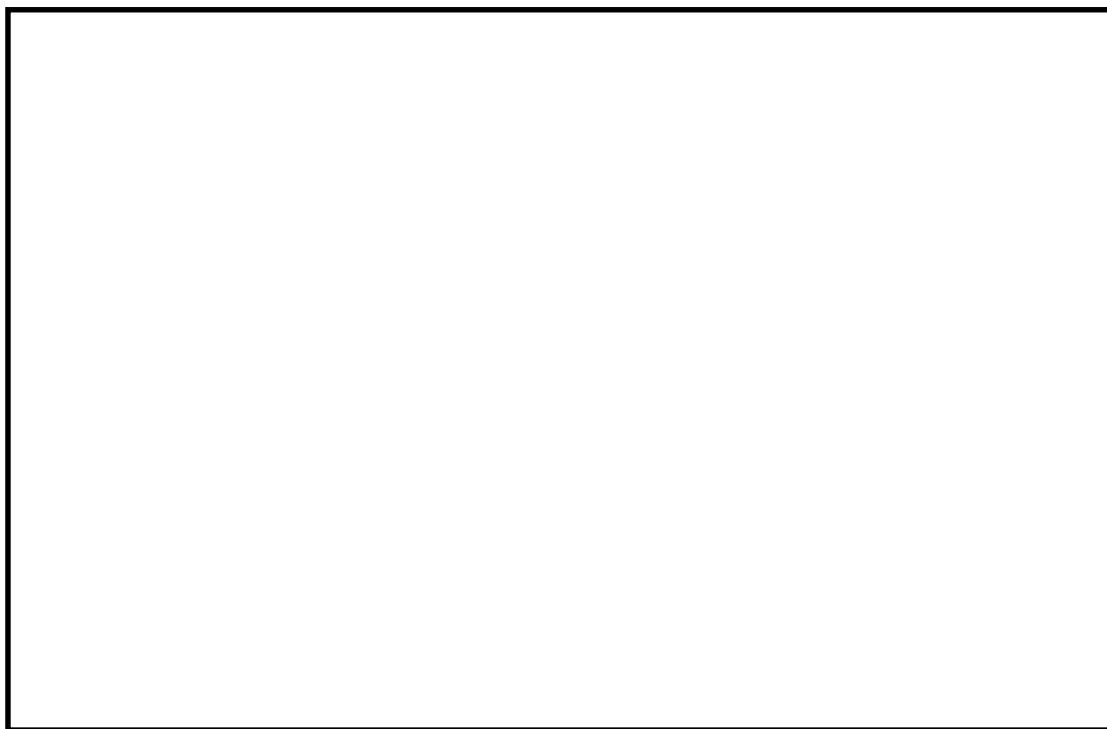
事故時運転操作手順書（徴候ベース）では、原子炉圧力容器への注水システムを十分に確保できず原子炉水位が TAF 未満となった際に、格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）を用いて、ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率の状況を確認し、第 1 図に示す設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合を、炉心損傷の判断としている。

炉心損傷等により燃料被覆管から原子炉内に放出される希ガス等の核分裂生成物が、逃がし安全弁等を介して原子炉格納容器内に流入する事象進展を捉まえて、原子炉格納容器内のガンマ線線量率の値の上昇を、運転操作における炉心損傷の判断、及び炉心損傷の進展割合の推定に用いているものである。

また、福島第一原子力発電所の事故時に原子炉水位計、格納容器内雰囲気放射線レベル計等の計器が使用不能となり、炉心損傷を迅速に判断出来なかったことに鑑み、格納容器内雰囲気放射線レベル計に頼らない炉心損傷の判断基準について検討しており、その結果、格納容器内雰囲気放射線レベル計の使用不能の場合は、「原子炉圧力容器温度計：300℃以上」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する方針である。

原子炉圧力容器温度は、炉心が冠水している場合には、SRV 動作圧力（安全弁機能の最大 8.20MPa [gage]）における飽和温度約 298℃を超えることはなく、300℃以上にはならない。一方、原子炉水位の低下により炉心が露出した場合には過熱蒸気雰囲気となり、温度は飽和温度を超えて上昇するため、300℃以上になると考えられる。

上記より、炉心損傷の判断基準を 300℃以上としている。なお、炉心損傷の判断は格納容器内雰囲気放射線レベル計が使用可能な場合は、当該計器にて判断を行う。



(1) ドライウエルのガンマ線線量率



(2) サプレッション・チェンバのガンマ線線量率

第 1 図 SOP 導入条件判断図

現場作業の成立性について

1. 全交流動力電源喪時の中央制御室換気空調系給排気隔離弁閉処置について

(1) 作業概要

全交流動力電源喪失時の中央制御室陽圧化のため、中央制御室換気空調系給排気隔離弁閉処置を行う。

(2) 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 2名（現場）

操作時間（想定）: 30分

(3) 作業の成立性

a. アクセス性

中央制御室換気空調系給排気隔離弁閉操作は、中央制御室の隣の中操空調換気空調系送・排風機室で実施するためアクセス性に問題はない。全交流動力電源喪失のため、可搬型照明の懐中電灯とヘッドライトを使用し移動する。

b. 作業環境

給排気隔離弁閉処置作業エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はない。全交流動力電源喪失のため、一人が閉処置している間は、もう一人が懐中電灯とヘッドライトで作業者を照らす。

c. 作業性

給排気隔離弁閉処置作業は、弁を閉側へ回す作業のみであり容易に操作実施可能である。

d. 連絡手段

事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、中央制御室へ直接連絡又は携帯型音声呼出電話機を使用し連絡が可能である。



第 1 図 中央制御室換気空調系給排気隔離弁配置図 (6号炉)



第 2 図 中央制御室換気空調系給排気隔離弁配置図 (7号炉)

2. 中央制御室可搬型陽圧化空調機起動操作について

(1) 作業概要

中央制御室の陽圧化の実施条件成立時に，可搬型陽圧化空調機を起動し，中央制御室を陽圧化する。

(2) 必要要員数及び操作時間

必要要員数 ： 2 名（現場）

操作時間（想定）： 30 分

(3) 作業の成立性

a. アクセス性

可搬型陽圧化空調機の起動操作は，コントロール建屋 1 階の C/B 計測制御電源盤区域(B)送・排風機室で実施するためアクセス性に問題はない。全交流動力電源喪失のため，可搬型照明の懐中電灯とヘッドライトを使用し移動する。

b. 作業環境

中央制御室可搬型陽圧化空調機の作業エリア周辺には，作業を行う上で支障となる設備はない。全交流動力電源喪失のため，一人が閉処置している間は，もう一人が懐中電灯とヘッドライトで作業者を照らす。

c. 作業性

中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動操作は，中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットと中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット，中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室給気口を仮設ダクトで接続し，中央制御室可搬型陽圧化空調機を起動操作するのみであり，容易に操作実施可能である。

d. 連絡手段

事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，中央制御室へ直接連絡又は携帯型音声呼出電話機を使用し連絡が可能である。

3. 中央制御室待避室の陽圧化準備操作について

(1) 作業概要

炉心損傷後の格納容器圧力逃がし装置を使用する際に待避する中央制御室待避室の陽圧化のための準備操作を行う。

(2) 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 2 名 (現場)

操作時間 (想定) : 30 分

(3) 作業の成立性

a. アクセス性

中央制御室待避室の陽圧化準備操作は、コントロール建屋 1 階通路及び廃棄物処理建屋 1 階通路で実施するためアクセス性に問題はない。全交流動力電源喪失のため、可搬型照明の懐中電灯とヘッドライトを使用し移動する。

b. 作業環境

中央制御室待避室の陽圧化準備作業エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はない。全交流動力電源喪失のため、一人が閉処置している間は、もう一人が懐中電灯とヘッドライトで作業者を照らす。

c. 作業性

中央制御室待避室の陽圧化準備作業は、空気ポンベの元弁を開側へ回す作業のみであり容易に操作実施可能である。

d. 連絡手段

事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携帯型音声呼出電話機を使用し連絡が可能である。

可搬型照明を用いた場合の中央制御室の監視操作について

(1) 可搬型蓄電池内蔵型照明を用いた場合の監視操作について

中央制御室の照明が全て消灯した場合に使用する可搬型蓄電池内蔵型照明は、6号及び7号炉にて3台使用する設計とする。数量はシミュレーション施設を用いて監視操作に必要な照度を確保できることを確認のうえ決定している。可搬型蓄電池内蔵型照明を操作箇所に応じて向きを変更することにより、更に照度を確保できることを確認している。

仮に可搬型蓄電池内蔵型照明が活用できない場合のため、乾電池内蔵型照明を中央制御室に備えており、それらも活用した訓練を実施している。

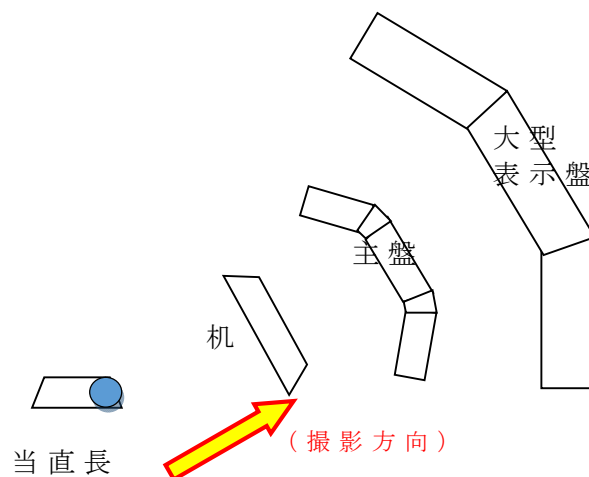
第1表 中央制御室に配備している可搬型蓄電池内蔵型照明及び乾電池内蔵型照明

	保管場所	数量	仕様
可搬型蓄電池内蔵型照明 	中央制御室	3 (予備1台)	<ul style="list-style-type: none"> ・定格電圧：交流100V ・点灯可能時間：12時間以上
乾電池内蔵型照明 (ランタンタイプLEDライト) 	中央制御室	20台 (6号炉, 7号炉共用) (中央制御室対応として 中央制御室主盤エリア5台 + 中央制御室裏盤エリア10台 + 中央制御室待避室2台 + 予備3台)	電源：乾電池 (単一×3) 点灯可能時間：約72時間 (消灯した場合、予備を点灯させ、乾電池交換を実施する。)
乾電池内蔵型照明 (三脚タイプLEDライト) 	中央制御室	4台 (6号炉, 7号炉共用) (ランタンタイプLEDの補助)	電源：乾電池 (単三×6) 点灯可能時間：約30時間
乾電池内蔵型照明 (ヘッドライト(ヘルメット装着用)) 	中央制御室	100台 (6号及び7号炉の運転員全員に配備)	電源：乾電池 (単三×1) 点灯可能時間：約8時間 (管理区域での作業可能な10時間点灯できるように予備乾電池を持参する。)

可搬型蓄電池内蔵型照明の照度は、第1図に示すとおり大型表示盤から約15mの机位置に設置した場合で、直流照明の設計値である照度（1ルクス）に対し、大型表示盤表面で約20ルクスの照度を確認し、監視操作が可能なことを確認している。



（※貼付画像については、印刷仕上がり時に照明確認時点と同様の雰囲気となるよう補正を施してあります。）



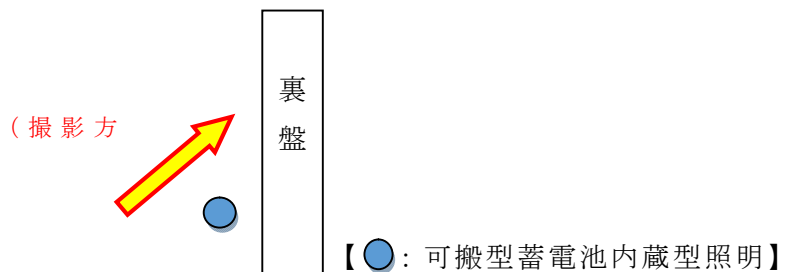
【●：可搬型蓄電池内蔵型照明】

第1図 シミュレーション施設における可搬型蓄電池内蔵型照明確認状況

同様に，重大事故等対処のための追加安全対策設備等を配置した裏盤について，第2図に示すとおり，可搬型蓄電池内蔵型照明の照度は盤から約1mの位置に設置した場合で，制御盤表面で約10ルクスの照度を確認し，監視操作が可能なことを確認している。



(※貼付画像については，印刷仕上がり時に照明確認時点と同様の雰囲気となるよう補正を施してあります。)



(上記撮影を逆方向から撮影，右端が照明設備)

第2図 裏盤における可搬型蓄電池内蔵型照明確認状況

チェンジングエリアについて

(1)チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営に当たっては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第59条第1項（原子炉制御室）並びに「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈」第74条第1項（原子炉制御室）に基づき，原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため，モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

なお，チェンジングエリアは6号及び7号炉共用とする。

（実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈第74条第1項（原子炉制御室）抜粋）

原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

(2)チェンジングエリアの概要

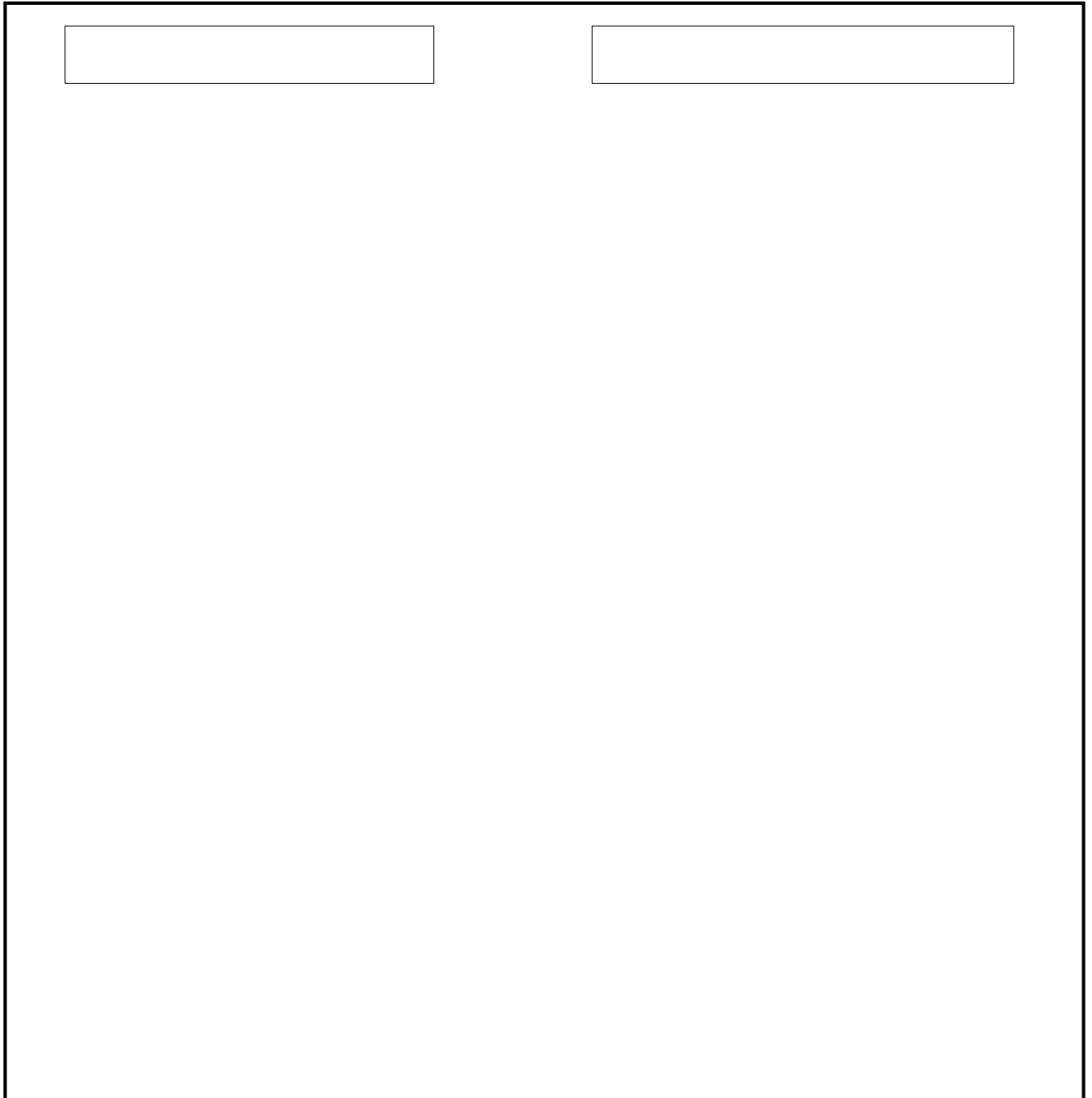
チェンジングエリアは，脱衣エリア，サーベイエリア，除染エリアからなり，中央制御室陽圧化バウンダリに隣接するとともに，要員の被ばく低減の観点からコントロール建屋内に設営する。概要は第1表のとおり。

第 1 表 チェンジングエリアの概要

項目		理由
設営場所	コントロール建屋 地下 1 階～2 階 東側エリア	中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
設営形式	エアーテント	設営の容易さ及び迅速化の観点から、エアーテントを採用する。
手順着手の判断基準	原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した後、保安班長が、事象進展の状況（格納容器雰囲気放射線レベル計（CAMS）等により炉心損傷を判断した場合等）、参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。	中央制御室の外側が放射性物質により汚染するようなおそれが発生した場合、チェンジングエリアの設営を行う。
実施者	保安班	チェンジングエリアを速やかに設営できるように定期的に訓練を行っている保安班が設営を行う。

(3)チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

チェンジングエリアは，中央制御室陽圧化バウンダリに隣接した場所に設置する。チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルートは，第1図のとおり。



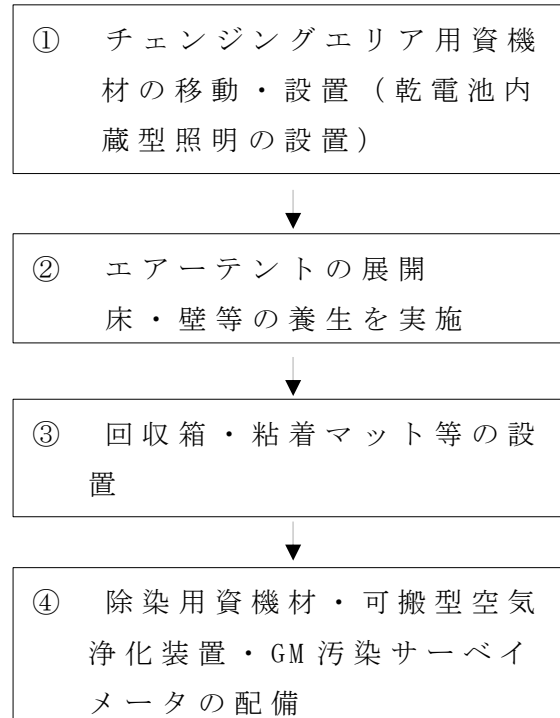
第1図 中央制御室チェンジングエリアの設営場所
及び屋内のアクセスルート

(4)チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

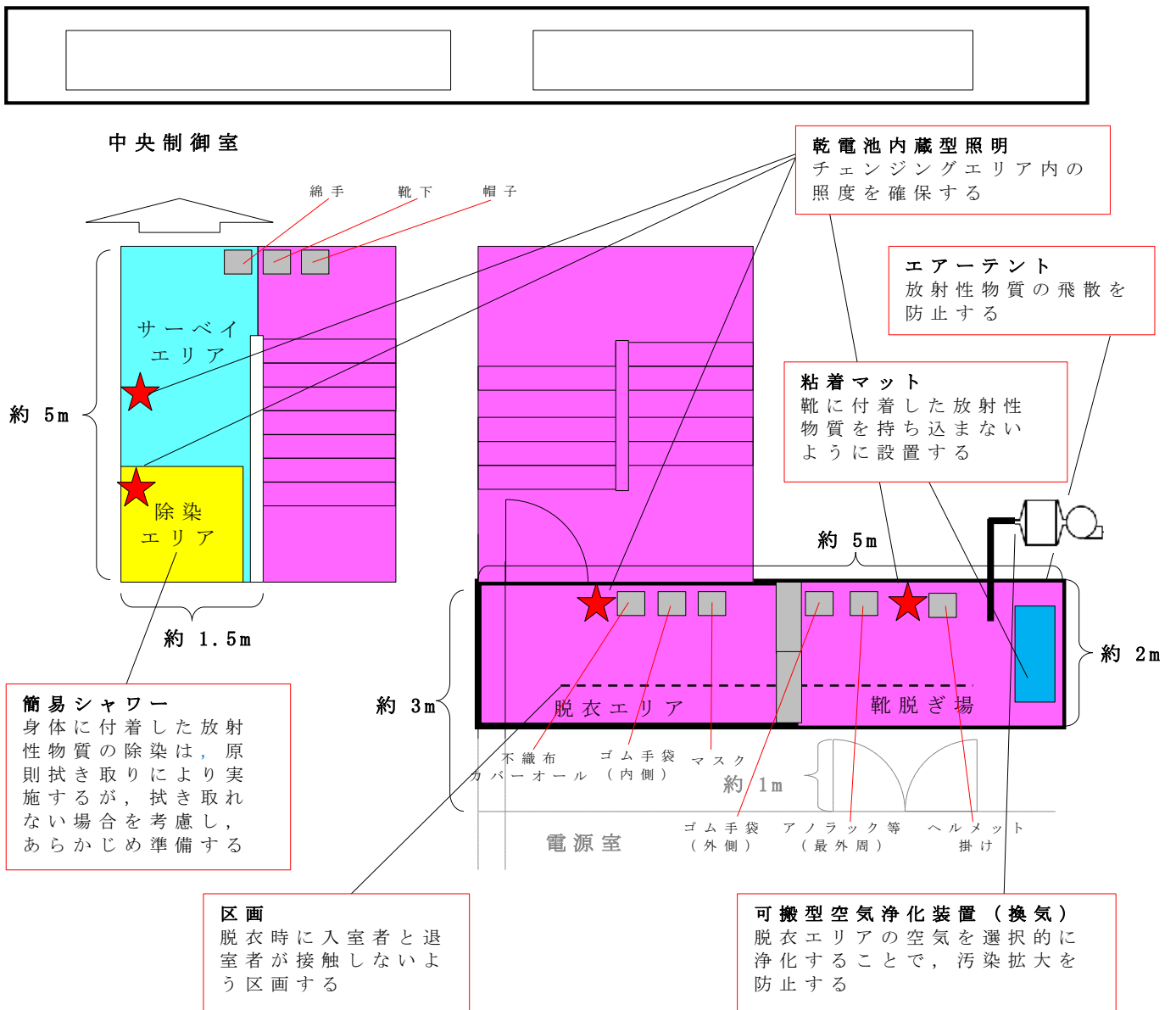
a. 考え方

中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するため、第2図の設営フローに従い、第3図のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は、保安班員2名で、約60分を想定する。なお、チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い、設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

チェンジングエリアの設営は、原子力防災組織の緊急時対策要員（夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外））の保安班2名、又は参集要員（10時間後までに参集）のうち、チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は、保安班長が、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した後、事象進展の状況（格納容器雰囲気放射線レベル計（CAMS）等により炉心損傷を判断した場合等）、参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して判断し、速やかに実施する。



第2図 チェンジングエリア設営フロー



第 3 図 中央制御室チェン징エリア

b. チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して、第2表のとおりとする。チェンジングエリア用資機材は、チェンジングエリア付近に保管する。

第2表 中央制御室チェンジングエリア用資機材

名称	数量（6号及び7号炉共用）	根拠
エアーテント	1式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	2巻	
バリア	2個	
フェンス	4枚	
粘着マット	2枚	
ポリ袋	20枚	
テープ	2巻	
ウエス	1箱	
ウェットティッシュ	2巻	
はさみ	1個	
マジック	2本	
簡易シャワー	1式	
簡易タンク	1式	
トレイ	1個	
バケツ	2個	
可搬型空気浄化装置	1台（予備1台）	
乾電池内蔵型照明	4台（予備1台）	

(5)チェンジングエリアの運用

(出入管理, 脱衣, 汚染検査, 除染, 着衣, 要員に汚染が確認された場合の対応, 廃棄物管理, チェンジングエリアの維持管理)

a. 出入管理

チェンジングエリアは, 中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において, 中央制御室に待機していた要員が, 中央制御室外で作業を行った後, 再度, 中央制御室に入室する際等に利用する。中央制御室外は, 放射性物質により汚染しているおそれがあることから, 中央制御室外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは第 3 図のとおりであり, チェンジングエリアには下記の①から③のエリアを設けることで中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。

①脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア。

②サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品のサーベイを行うエリア。
汚染が確認されなければ中央制御室内へ移動する。

③除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア。

b. 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴脱ぎ場で、汚染区域用靴、ヘルメット、ゴム手袋外側、アノラック等を脱衣する。
- ・脱衣エリアで、不織布カバーオール、ゴム手袋内側、マスク、帽子、靴下、綿手袋を脱衣する。

なお、チェンジングエリアでは、保安班員が要員の脱衣状況を適宜確認し、指導、助言、防護具の脱衣の補助を行う。

c. 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

- ・脱衣後、サーベイエリアに移動する。
- ・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。
- ・汚染基準を満足する場合は、中央制御室へ入室する。汚染基準を超える場合は、除染エリアに移動する。

なお、保安班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また、保安班員は汚染検査の状況について、適宜確認し、指導、助言をする。

d. 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

- ・汚染検査にて汚染基準を超える場合は、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を超える場合は、簡易シャワーで除染する。（簡易シャワーでも汚染基準を超える場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。）

e. 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

- ・中央制御室内で、綿手袋、靴下、帽子、不織布カバーオール、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・チェンジングエリアの靴脱ぎ場で、ヘルメット、汚染区域用靴等を着用する。

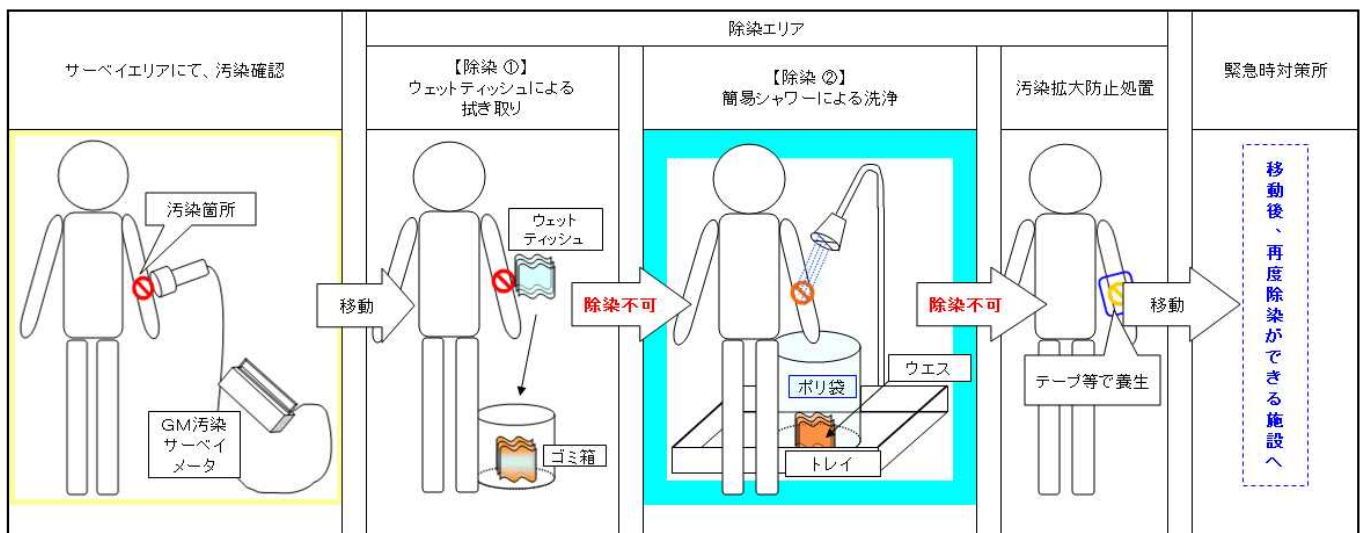
保安班員は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。

f. 要員に汚染が確認された場合の対応

サーベイエリア内で要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については、ウェットティッシュでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染できない場合も想定し、汚染箇所への水洗いによって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は、第 4 図のとおり必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。



第 4 図 除染及び汚染水処理イメージ図

g. 廃棄物管理

中央制御室外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから、適宜チェンジングエリア外に持ち出しチェンジングエリア内の線量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

h. チェンジングエリアの維持管理

保安班員は、チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量率及び空気中放射性物質濃度を定期的（1回/日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

プルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には、表面汚染密度、線量率及び空気中放射性物質濃度の測定を実施し、必要に応じチェンジングエリアの除染を実施する。なお、測定及び除染を行った要員は、脱衣エリアにて脱衣を行う。

(6)チェンジングエリアに係る補足事項


a. 可搬型空気浄化装置

チェンジングエリアには，更なる被ばく低減のため，可搬型空気浄化装置を 1 台設置する。可搬型空気浄化装置は，最も汚染が拡大するおそれのある脱衣エリアの空気を吸い込み浄化するように配置し，脱衣エリアを換気することで，中央制御室外で活動した要員の脱衣による汚染拡大を防止する。

中央制御室内への汚染持込防止を目的とした可搬型空気浄化装置による換気ができていることの確認は，チェンジングエリアのエアータント生地がしぼむ状態になっているかどうかを目視する等により確認する。可搬型空気浄化装置は，脱衣エリアを換気できる風量とし，仕様等を第 5 図に示す。

なお，中央制御室はプルーム通過時には，原則出入りしない運用とすることから，チェンジングエリアについても，プルーム通過時は，原則利用しないこととする。したがって，チェンジングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもプルーム通過時には運用しないことから，可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし，可搬型空気浄化装置は長期的に運用する可能性があることから，フィルタの線量が高くなることも想定し，本体（フィルタ含む）の予備を 1 台設ける。なお，交換したフィルタ等は，線源とならないようチェンジングエリアから遠ざけて保管する。

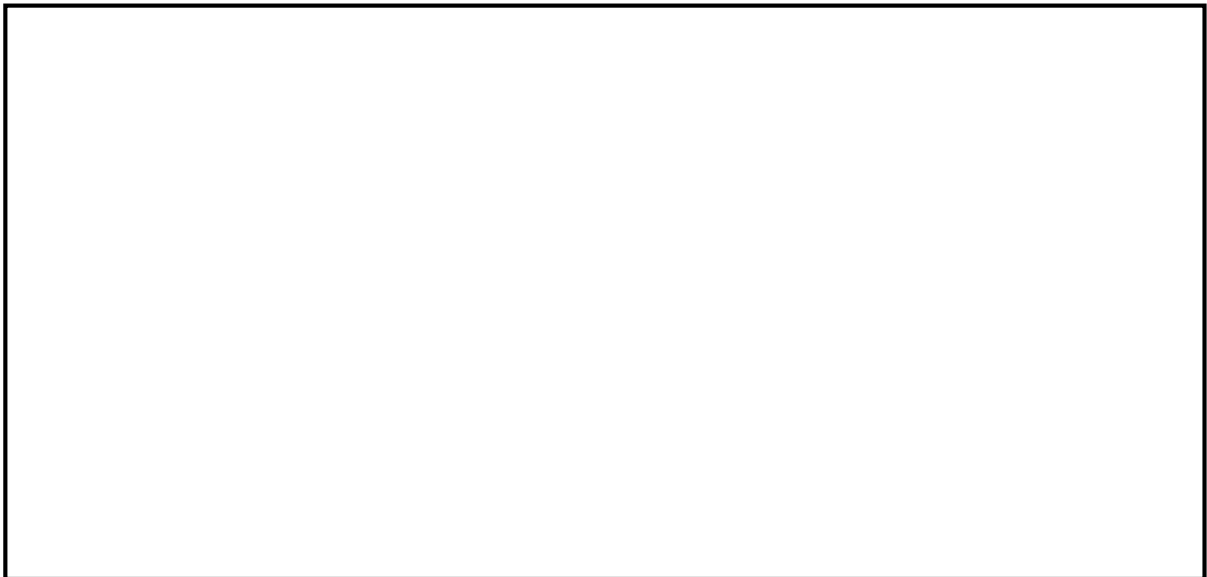
	<p>○外形寸法： 縦 380× 横 350×高 1100mm</p> <p>○風量： 9m³/min (540m³/h)</p> <p>○重量： 約 45kg</p> <p>○フィルタ： 微粒子フィルタ よう素フィルタ</p>
	<p>微粒子フィルタ</p> <p>微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり，微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に，微粒子が捕集される。</p> <p>よう素フィルタ</p> <p>よう素フィルタのろ材は，活性炭素繊維であり，よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に，よう素が活性炭素繊維を通ることにより吸着・除去される。</p>

第 5 図 可搬型空気浄化装置の仕様等

b. チェンジングエリアの設営状況

チェンジングエリアは、靴脱ぎ場及び脱衣エリアの空間をエアーテントにより区画する。エアーテントの外観は第 6 図のとおりであり、高圧ポンベにより約 3 分間送風することで、展張することが可能である。なお、展張は手動及びブロワによる送風も可能な設計とする。

チェンジングエリア内面は、必要に応じて汚染の除去の容易さの観点から養生シートを貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮している。また、エアーテントに損傷が生じた際は、速やかに補修が行えるよう補修用の資機材を準備する。



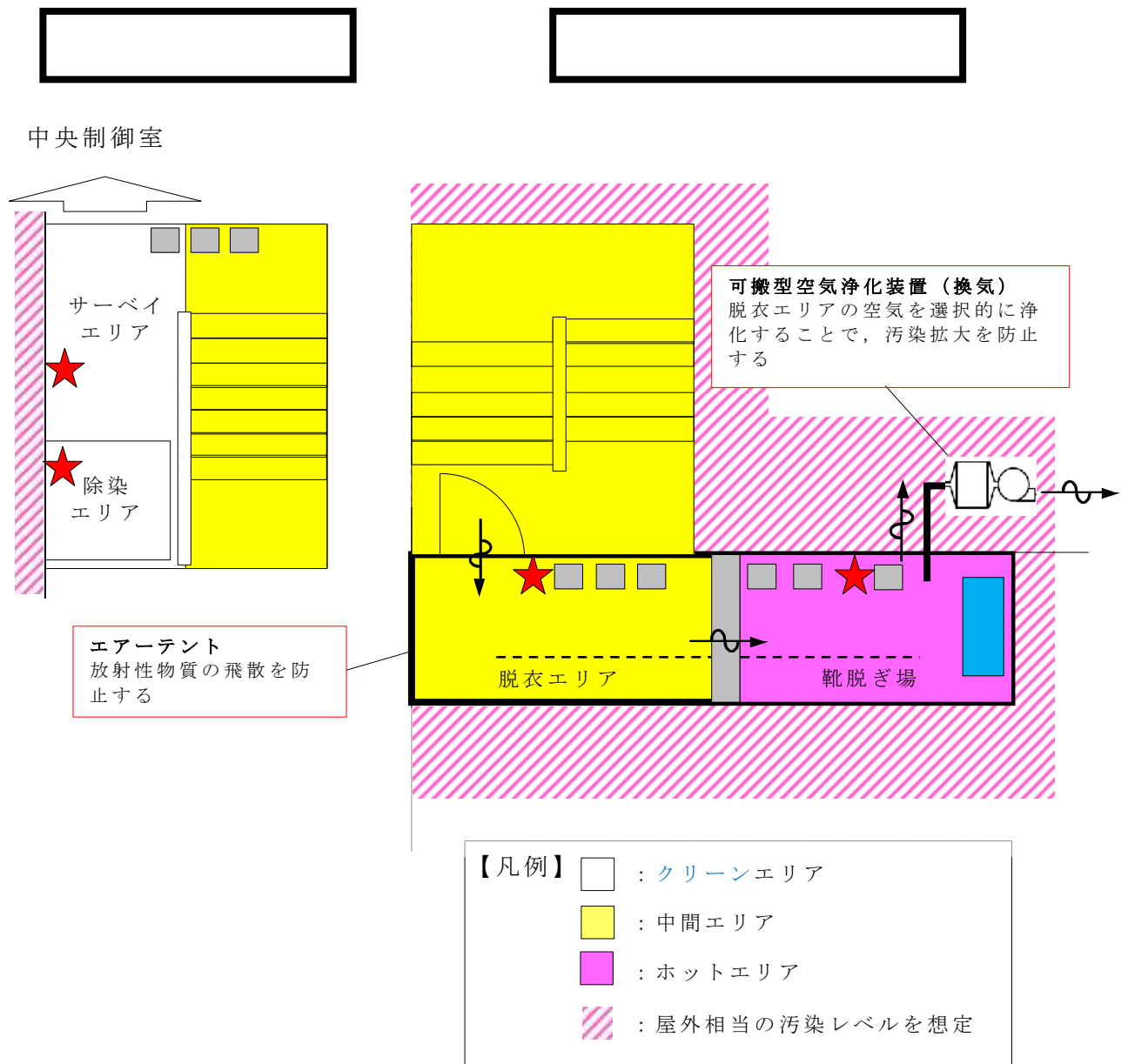
第 6 図 エアーテントの外観

c. チェンジングエリアへの空気の流れ

中央制御室チェンジングエリアは、一定の気密性が確保されたコントロール建屋内に設置し、第 7 図のように、汚染の区分ごとにエリアを区画し、汚染を管理する。

また、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を 1 台設置する。可搬型空気浄化装置は、脱衣を行うホットエリアの空気を吸い込み浄化し、ホットエリアを換気することで脱衣による汚染拡大を防止するとともに、チェンジングエリア周辺を循環運転することによりチェンジングエリア周辺の放射性物質を低減する。

第 7 図のようにチェンジングエリア内に空気の流れをつくることで脱衣による汚染拡大を防止する。



第 7 図 中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ

d. チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

中央制御室に入室しようとする要員に付着した汚染が、他の要員に伝播することがないようにサーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は、汚染箇所を養生するとともに、サーベイエリア内に汚染が移行していないことを確認する。

サーベイエリア内に汚染が確認された場合は、一時的にチェンジングエリアを閉鎖するが、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに大きな影響は与えないようにする。ただし、中央制御室から緊急に現場に行く必要がある場合は、張り替え途中であっても、退室する要員は防護具を着用していることから、退室することは可能である。

また、中央制御室への入室の動線と退室の動線を分離することで、脱衣時の接触を防止する。なお、中央制御室から退室する要員は、防護具を着用しているため、中央制御室に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。

(7) 汚染の管理基準

第 3 表のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、第 3 表の管理基準での運用が困難となった場合は、バックグラウンドと識別できる値を設定する。

第 3 表 汚染の管理基準

状況		汚染の 管理基準	根拠等
状況 ①	屋外（発電所構内全般）へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1,300cpm (4Bq/cm ²)	法令に定める表面汚染密度限度（アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度）： 40Bq/cm ² の 1/10
状況 ②	大規模プルームが放出されるような	40,000cpm (120Bq/cm ²)	原子力災害対策指針における OIL4 に準拠
	原子力災害時	13,000cpm (40Bq/cm ²)	原子力災害対策指針における OIL4 【1ヶ月後の値】に準拠


(8) 中央制御室におけるマスク着用の要否について

炉心損傷の判断後に運転員が中央制御室に滞在する場合，又は現場作業を実施する際に全面マスクを着用する。

(9) 乾電池内蔵型照明

チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に乾電池内蔵型照明を使用する。乾電池内蔵型照明は，脱衣，汚染検査，除染時に必要な照度を確保するために第 4 表に示す数量及び仕様とする。

第 4 表 チェンジングエリアの乾電池内蔵型照明

	保管場所	数量	仕様
乾電池内蔵型照明 	中央制御室	4台（予備1台）	電源：乾電池（単一×3） 点灯可能時間：約72時間 （消灯した場合，予備を点灯させ，乾電池交換を実施する。）

(10) チェンジングエリアのスペースについて

中央制御室における現場作業を行う運転員は，2名1組で4組を想定し，同時に8名の運転員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に8名の要員が来た場合，全ての要員が中央制御室に入りきるまで約21分であり，全ての要員が汚染している場合でも約36分であることを確認している。

また，仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でもチェンジングエリアは建屋内に設置しており，屋外での待機はなく不要な被ばくを防止することができる。

対応項目	要員	参集前 2	参集後 15	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	
				<div style="display: flex; justify-content: space-between; align-items: center;"> ▼ 事象発生 ▼ 10条 ▼ 委員参集 </div>																
状況把握(モニタリング・ポストなど)	保安班(現場)	2																		
可搬型陽圧化空調機の運転	保安班(現場)	2																		
可搬型エリアモニタの設置	保安班(現場)	2																		
可搬型モニタリングポストの設置	保安班(現場)	2																		
可搬型気象観測装置の設置	保安班(現場)	2																		
緊急時対策所チェン징エリアの設営	保安班(現場)	2					※													
中央制御室チェン징エリアの設営	保安班(現場)	2						※												

※可搬型モニタリングポストの設置の前に、保安班長の判断によりチェン징エリアの設営を優先。

第9図 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に事故が発生した場合(ケース②)

中央制御室内に配備する資機材の数量について

(1)防護具

中央制御室に以下の数量を配備する。

品名	保管数※	考え方
不織布カバーオール	420 着	20 名（6 号及び 7 号炉運転員 18 名＋余裕。以下同様）×2 交替×7 日×1.5（余裕）＝420
靴下	420 足	20 名×2 交替×7 日×1.5（余裕）＝420
帽子	420 着	20 名×2 交替×7 日×1.5（余裕）＝420
綿手袋	420 双	20 名×2 交替×7 日×1.5（余裕）＝420
ゴム手袋	840 双	20 名×2 交替×7 日×1.5（余裕）×2＝420
全面マスク （電動ファン付き全面マスクを含む）	180 個	20 名×2 交替×3 日（除染による再使用を考慮）×1.5＝180
チャコールフィルタ	840 個	20 名×2 交替×7 日×1.5（余裕）×2＝420
アノラック	210 着	20 名×2 交替×7 日×50%（年間降水日数を考慮）＝210
汚染区域用靴	10 足	20 名（6 号及び 7 号炉運転員 18 名＋余裕）×0.5（現場要員の半数）
セルフエアセット	4 台	初期対応用 3 台＋予備 1 台
酸素呼吸器	5 台	インターフェイスシステム LOCA 等対応用 4 台＋予備 1 台

※予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）

(2) 計測器

中央制御室に以下の数量を配備する。

品名		保管数※	考え方
個人線量計	電子式線量計	70 台	18 名（6 号及び 7 号炉運転員）＋46 名（引継班，日勤班，作業管理班）＋余裕
	ガラスパッチ	70 台	18 名（6 号及び 7 号炉運転員）＋46 名（引継班，日勤班，作業管理班）＋余裕
GM 汚染サーベイメータ		3 台	中央制御室のモニタリング及びチェンジングエリアにて使用
電離箱サーベイメータ		2 台	中央制御室のモニタリングに使用
可搬型エリアモニタ		3 台	各エリアにて使用。設置のタイミングは，チェンジングエリア設営と同時

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

(3) 飲食料等

中央制御室に以下の数量を配備する。

品名	配備数※	考え方
飲食料等		
・食料	420 食	・ 20 名（6 号及び 7 号炉運転員 18 名＋余裕）×7 日×3 食
・飲料水（1.5 リットル）	280 本	・ 20 名（6 号及び 7 号炉運転員 18 名＋余裕）×7 日×2 本
簡易トイレ	1 式	
ヨウ素剤	320 錠	20 名（6 号及び 7 号炉運転員 18 名＋余裕）×（初日 2 錠＋二日目以降 1 錠／1 日×6 日＝8）×2 交替

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

交替要員体制を考慮した運転員の被ばく評価について

被ばく評価に当たっては、評価期間を事故発生後 7 日間とし、運転員が交替（5 直 2 交替）するものとして実効線量を評価した。運転員の直交替サイクルを第 1 表に、交替スケジュール例を第 2 表に示す。なお、被ばく線量が厳しくなる場合は、特定の班のみが過大な被ばくを受けることにならないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫するものとした。

第 1 表 運転員の勤務形態

	中央制御室の滞在時間
1 直	8 : 30 ~ 21 : 25
2 直	21 : 00 ~ 8 : 55
訓練直 ^{※1}	-

※1 緊急時における訓練直の対応を見直すことを検討中

第 2 表 直交替スケジュール例

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	滞在時間	入退域回数
A 班	1 直	1 直	2 直	2 直	明	休	休	49 時間 40 分	8 回
B 班	訓	訓	訓	訓	訓	訓	訓	0 分	0 回
C 班	休	休	1 直	1 直	2 直	2 直	明	49 時間 40 分	8 回
D 班	明	休	休	休	1 直	1 直	2 直	37 時間 45 分	6 回
E 班	2 直	2 直	明	休	休	休	1 直	36 時間 45 分	6 回

運転員の被ばく線量は、6号及び7号炉において同時に重大事故（大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失）が発生した場合を想定し評価した。6号及び7号炉で代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合の評価結果を第3表に、6号炉が格納容器ベントを実施し、7号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合の評価結果を第4表に、7号炉が格納容器ベントを実施し、6号炉が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合の評価結果を第5表に示す。なお、評価条件等の詳細は「59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」を参照。

第3表、第4表及び第5表より、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 第74条に記載されている判断基準である「運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足することを確認した。

第 3 表 各勤務サイクルでの被ばく線量

(6号及び7号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合)

(mSv) ※1※2※3

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約 21 ^{※4}	約 17	約 21	-	-	-	-	約 59 (約 60)
B班	-	-	-	約 22 ^{※5}	-	約 23 ^{※5}	-	約 45 (約 46)
C班	-	-	約 20	約 22	約 23	-	-	約 64 (約 66)
D班	-	-	-	-	約 22	約 23	約 13	約 58 (約 60)
E班	約 16 ^{※4}	約 19	-	-	-	-	約 31	約 66 (約 68)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

※2 入退域時においてマスク (PF=1000) の着用を考慮

※3 中央制御室内でマスク (PF=50) の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価

※4 中央制御室内で、事故後1日目のみマスク (PF=1000) の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価

※5 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

第 4 表 各勤務サイクルでの被ばく線量

(6号炉：格納容器ベント実施 7号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束)

(mSv) ※1※2※3

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約 20 ^{※4}	約 30	-	約 25	-	-	-	約 75 (約 76)
B班	-	-	約 27 ^{※5}	-	約 24 ^{※5}	約 23 ^{※5}	-	約 73 (約 75)
C班	-	-	約 40	約 26	-	-	約 12 ^{※5}	約 78 (約 79)
D班	-	-	-	-	約 24	約 23	約 31 ^{※5}	約 78 (約 80)
E班	約 16 ^{※4}	約 41	-	-	-	-	-	約 56 (約 58)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

※2 入退域時において、マスク (PF=1000) の着用を考慮

※3 中央制御室内でマスク (PF=50) の着用を考慮。6時間当たり1時間外すものとして評価

※4 中央制御室内で、事故後1日目のみマスク (PF=1000) の着用を考慮。6時間当たり18分間外すものとして評価

※5 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

第 5 表 各勤務サイクルでの被ばく線量

(6 号炉：代替循環冷却系を用いて事象収束 7 号炉：格納容器ベント実施)

(mSv) ※1※2※3

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	約 20 ^{※4}	約 42	-	約 24	-	-	-	約 85 (約 87)
B 班	-	-	約 29 ^{※5}	-	約 21 ^{※5}	約 19 ^{※5}	-	約 69 (約 70)
C 班	-	-	約 50	約 26	-	-	約 10 ^{※5}	約 86 (約 87)
D 班	-	-	-	-	約 22	約 20	約 26 ^{※5}	約 69 (約 70)
E 班	約 16 ^{※4}	約 54	-	-	-	-	-	約 70 (約 71)

※1 括弧内：遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

※2 入退域時において、マスク (PF=1000) の着用を考慮

※3 中央制御室内でマスク (PF=50) の着用を考慮。6 時間当たり 1 時間外すものとして評価

※4 中央制御室内で、事故後 1 日目のみマスク (PF=1000) の着用を考慮。6 時間当たり 18 分間外すものとして評価

※5 特定の班のみが過大な被ばくを受けることのないよう、訓練直が代わりに勤務することを想定する等、評価上で班交替を工夫

1.16 操作手順の解釈一覧

手順	操作基準記載内容	解釈		
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等	(1)中央制御室換気空調系設備の運転手順等 a. 交流動力電源が正常な場合 b. 全交流動力電源が喪失した場合	MCR外気取入ダンパ (A/B)	(6号炉) U41-DAM-601 (A/B) (7号炉) U41-F001 (A/B)	
		MCR排気ダンパ (A/B)	(6号炉) U41-DAM-604 (A/B) (7号炉) U41-F002 (A/B)	
	(1)中央制御室換気空調系設備の運転手順等 a. 交流動力電源が正常な場合 b. 全交流動力電源が喪失した場合	中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持	中央制御室の圧力を隣接区画より +20Pa以上 +40Pa未満に維持	
	(1)中央制御室換気空調系設備の運転手順等 a. 交流動力電源が正常な場合 b. 全交流動力電源が喪失した場合	中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロウユニットの流量を調整	中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロウユニットの流量を6号及び7号炉共に2250～3000m ³ /hに調整	
	(2)中央制御室待避室の準備手順		中央制御室待避室陽圧化装置空気ポンベ元弁	U41-F220A～F220H, F220J, F220K
			中央制御室待避室陽圧化装置空気給気第一弁、第二弁	U41-F217A, F218A
			中央制御室待避室陽圧化装置空気給気差圧調整弁	U41-F206
			カードル式空気ポンベユニット接続弁	U41-F219
	(2)中央制御室待避室の手順等	中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持	中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より +60Pa以上に維持	
	(4)中央制御室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順	MCR非常用外気取入ダンパ(A/B)	(6号炉) U41-DAM-602 (A/B) (7号炉) U41-F003 (A/B)	
(6)中央制御室待避室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順	中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持	中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より +60Pa以上に維持		
(11)現場のアクセス性		MCR外気取入ダンパ (A/B)	(6号炉) U41-DAM-601 (A/B) (7号炉) U41-F001 (A/B)	
		MCR排気ダンパ (A/B)	(6号炉) U41-DAM-604 (A/B) (7号炉) U41-F002 (A/B)	
1.16.2.3 運転員等の被ばくを低減するための手順等	(1)非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順 a. 非常用ガス処理系起動手順	原子炉建屋外気差圧計指示値が負圧であること	(6号炉) R/B外気差圧-0.07～-0.44kPa (7号炉) R/B外気差圧-0.064～-0.44kPa	

事故発生直後から中央制御室内放射線量が急上昇した時の対応について

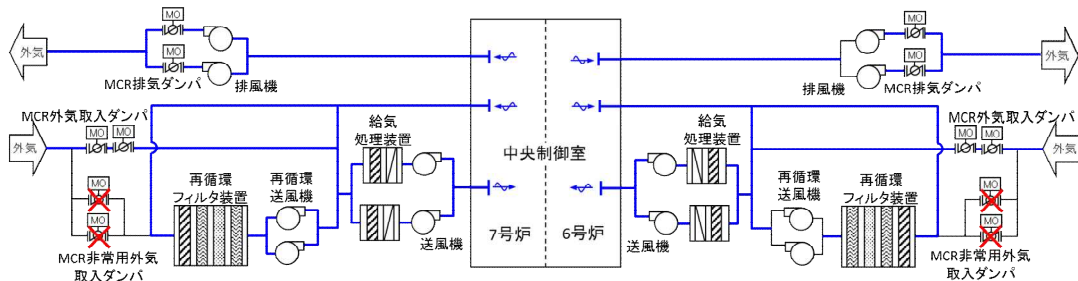
1. はじめに

想定事象を超えてはいるが、全交流動力電源喪失等により中央制御室から中央制御室換気空調系の隔離弁操作ができない状態で、事故発生直後から中央制御室内放射線量が上昇した際の現場対応（中央制御室換気空調系隔離弁閉操作）について示す。

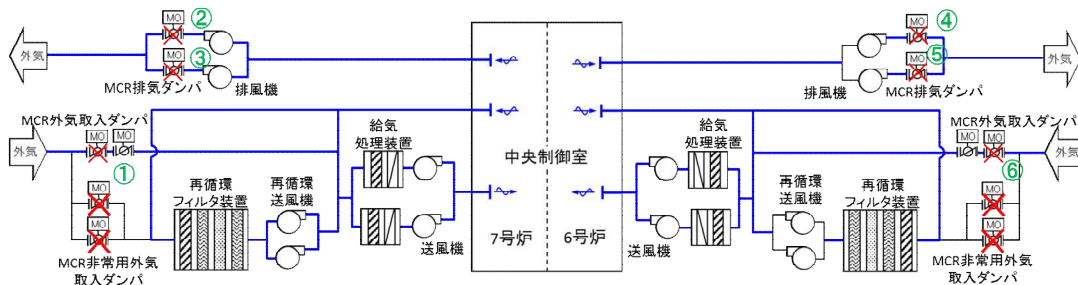
2. 中央制御室換気空調系隔離弁の閉操作について

中央制御室換気空調系が通常運転モード時の隔離弁の「開」「閉」状態については第 1 図のとおり。中央制御室線量上昇時に中央制御室を最も短縮した操作で隔離する場合、6 号及び 7 号炉ともに MCR 排気ダンパ（2 弁）と MCR 外気取入ダンパ（1 弁）の合計 6 弁を閉操作すると中央制御室は換気隔離される。（通常操作は、6 号及び 7 号炉ともに MCR 排気ダンパ（2 弁）と MCR 外気取入ダンパ（2 弁）の閉操作と MCR 非常時外気取入ダンパ（2 弁）の閉確認操作を行う。）

最も短縮した操作で中央制御室を隔離状態した場合は第 2 図のとおり。



第 1 図 中央制御室換気空調系の概要図（通常運転モード）



第 2 図 中央制御室隔離状態図（最も短縮した操作で隔離）

各隔離弁については、1 弁あたりの操作時間（弁間の移動時間含む）は 5 分で対応可能であり、6 号及び 7 号炉の現場運転員がそれぞれ 2 人 1 組で操作した場合、1 プラントあたり $5 \text{分} \times 3 \text{弁} = 15 \text{分}$ で隔離可能である。

3. 中央制御室換気空調系隔離弁までの移動経路について

当該隔離操作は、事故発生時に火災が発生していなければ初期消火要員である運転員にて対応可能であるが、現場運転員で対応が可能であることを示すため、事故発生直後の作業量が多い全交流動力電源喪失対応中に当該操作を行うことを想定する。

6 号及び 7 号炉が同時に全交流動力電源喪失した場合には、6 号及び 7 号炉の現場運転員の各 2 組（各 4 人）は、原子炉建屋地下 1 階の M/C(D) 室及びコントロール建屋地下 1 階の区分Ⅱ計測制御電源盤室で交流電源の受電準備を行っている。M/C(D) が受電されれば、原子炉圧力容器への注水や格納容器スプレイ操作は対応可能である。よって M/C(D) の受電準備を優先し、その後中央制御室換気空調系の隔離弁閉操作を行うこととする。

M/C(D) の受電準備作業は約 10 分で対応可能で M/C(D) 室から中央制御室の隔離弁までの移動経路は、ほぼ直線であることから 5 分で移動可能である。

4. まとめ

事故発生直後から中央制御室内放射線量が急上昇した時の対応については上記で記載したように、火災が発生していなければ初期消火要員で対応可能であるが、現場運転員で対応したとしても、中央制御室内放射線量上昇から 30 分（M/C(D) 受電準備作業 10 分 + 移動 5 分 + 弁閉操作 15 分）で中央制御室を換気隔離可能である。



第 3 図 6 号及び 7 号炉現場運転員移動経路（地下 1 階）



第 4 図 6 号及び 7 号炉現場運転員移動経路 (2 階)

1.17 監視測定等に関する手順等

< 目 次 >

1.17.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の対応手段及び設備
 - b. 風向，風速その他の気象条件の測定の対応手段及び設備
 - c. モニタリング・ポストの電源回復又は機能回復の対応手段及び設備
 - d. 手順等

1.17.2 重大事故等時の手順等

1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

- (1) モニタリング・ポストによる放射線量の測定
- (2) 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定
- (3) 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定
- (4) 可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定
- (5) 可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定
- (6) モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策
- (7) 可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策
- (8) 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策

(9) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

1.17.2.2 風向，風速その他の気象条件の測定の手順等

(1) 気象観測設備による気象観測項目の測定

(2) 可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定

1.17.2.3 モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用
発電機から給電する手順等

- 添付資料 1.17.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.17.2 緊急時モニタリングの実施手順及び体制
- 添付資料 1.17.3 緊急時モニタリングに関する要員の動き
- 添付資料 1.17.4 モニタリング・ポスト
- 添付資料 1.17.5 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定
- 添付資料 1.17.6 可搬型モニタリングポスト
- 添付資料 1.17.7 放射能放出率の算出
- 添付資料 1.17.8 放射能観測車
- 添付資料 1.17.9 可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定
- 添付資料 1.17.10 可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定
- 添付資料 1.17.11 各種モニタリング設備等
- 添付資料 1.17.12 発電所敷地外の緊急時モニタリング体制
- 添付資料 1.17.13 他の原子力事業者との協力体制（原子力事業者間協力協定）
- 添付資料 1.17.14 モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策手段
- 添付資料 1.17.15 気象観測設備
- 添付資料 1.17.16 可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定
- 添付資料 1.17.17 可搬型気象観測装置
- 添付資料 1.17.18 可搬型気象観測装置の観測項目について
- 添付資料 1.17.19 モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置及

び発電機

添付資料 1.17.20 手順のリンク先について

1.17 監視測定等に関する手順等

【要求事項】

- 1 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。
- 2 発電用原子炉設置者は、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可

能とすること。

c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。

2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（[発電所の周辺海域](#)を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための設備を整備している。また、重大事故等が発生した場合に、発電所において[風向](#)、[風速](#)その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する[ための](#)設備を整備している。ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.17.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（[発電所の周辺海域を含む。](#)）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

また，重大事故等が発生した場合に，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に，柔軟な事故対応を行うため対応手段と自主対策設備^{※1}を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第六十条及び技術基準規則第七十五条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。（添付資料 1.17.1）

(2) 対応手段と設備の選定の結果

上記「(1) 対応手段と設備の選定の考え方」に基づき選定した対応手段及び審査基準，基準規則からの要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備，資機材及び自主対策設備を以下に示す。

なお，機能喪失を想定する設計基準対象施設等と整備する手順についての関係を第 1.17.1 表に整理する。

a. 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（[発電所の周辺海域を含む。](#)）の放射線量を測定する手段がある。放射線量の測定で使用する設備は以下のとおり。

- ・モニタリング・ポスト
- ・可搬型モニタリングポスト
- ・[データ処理装置](#)
- ・可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ）
- ・小型船舶（海上モニタリング用）

重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（[発電所の周辺海域を含む。](#)）の放射性物質の濃度を測定する手段がある。放射性物質の濃度の測定で使用する設備は以下のとおり。

- ・放射能観測車
- ・可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ，[NaI シンチレーションサーベイメータ](#)，[GM 汚染サーベ](#)

イメータ， ZnS シンチレーションサーベイメータ)

- ・ 小型船舶（海上モニタリング用）
- ・ Ge **ガンマ**線多重波高分析装置
- ・ 可搬型 Ge **ガンマ**線多重波高分析装置
- ・ ガスフロー測定装置

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

放射線量の測定に使用する設備のうち，可搬型モニタリングポスト，**データ処理装置**，可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ）及び小型船舶（海上モニタリング用）**は**，重大事故等対処設備として位置付ける。

また，放射性物質の濃度の測定に使用する設備のうち，可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ，**NaI シンチレーションサーベイメータ**，**GM 汚染サーベイメータ**及び **ZnS シンチレーションサーベイメータ**）及び小型船舶（海上モニタリング用）**は**，重大事故等対処設備として位置付ける。これらの選定した設備**は**，審査基準及び基準規則に要求される**設備**として全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備**により**，発電所及びその周辺（**発電所の**周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できる。

また，以下の設備は**プラント状況によっては事故対応に有効な設備**であるため，自主対策設備として位置付ける。

あわせて、その理由を示す。

- ・モニタリング・ポスト
- ・放射能観測車
- ・Ge **ガンマ**線多重波高分析装置
- ・可搬型 Ge **ガンマ**線多重波高分析装置
- ・ガスフロー測定装置

耐震性は確保されていないが、健全性が確認できた場合において、重大事故等時の放射性物質の濃度及び放射線量を測定するための手段として有効である。

b. 風向，風速その他の気象条件の測定の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合に、発電所において風向，風速その他の気象条件を測定する手段がある。風向，風速その他の気象条件の測定で使用する設備は以下のとおり。

- ・気象観測設備
- ・可搬型気象観測装置
- ・**データ処理装置**

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

風向，風速その他の気象条件の測定に使用する設備のうち、可搬型気象観測装置及び**データ処理装置**は、重大事故等対処設備として位置付ける。これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される**設備**として全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により，重大事故等が発生した場合に，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録できる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備として位置付ける。
あわせて，その理由を示す。

- ・気象観測設備

耐震性は確保されていないが，健全性が確認できた場合において，風向，風速その他の気象条件を測定するための手段として有効である。

- c. モニタリング・ポストの電源回復又は機能回復の対応手段
及び設備

- (a) 対応手段

常用所内電源が喪失し，モニタリング・ポストの電源が喪失した場合，モニタリング・ポストの電源を回復させるため，無停電電源装置及び代替交流電源設備（モニタリング・ポスト用発電機）から給電する手段がある。

なお，モニタリング・ポストの電源を回復してもモニタリング・ポストの機能が回復しない場合は，可搬型モニタリングポスト及びデータ処理装置により代替測定する手段がある。

モニタリング・ポストの電源回復又は機能回復で使用する設備は以下のとおり。

- ・無停電電源装置
- ・モニタリング・ポスト用発電機
- ・可搬型モニタリングポスト
- ・データ処理装置

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

モニタリング・ポストの電源回復又は機能回復で使用する設備のうち、モニタリング・ポスト用発電機、可搬型モニタリングポスト及びデータ処理装置は、重大事故等対処設備として位置付ける。これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備として全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、常用所内電源が喪失した場合においても、モニタリング・ポストの電源又は機能を回復し、発電所及びその周辺において発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・無停電電源装置

耐震性は確保されていないが、モニタリング・ポストの電源が喪失した場合に、モニタリング・ポスト用発電機から給電するまでの間のモニタリング・ポストの機能を維持するための手段として有効である。

d. 手順等

上記の a. , b. 及び c. により選定した対応手段に係る手順を整備する。(第 1.17.1 表)

また、これらの手順は、保安班^{※2}の対応として重大事故等時における緊急時対策本部運営要領等に定める。

※2 保安班：緊急時対策要員のうち保安班の班員をいう。

事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する。(第 1.17.2 表, 第 1.17.3 表)

1.17.2 重大事故等時の手順等

1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（[発電所の周辺海域を含む。](#)）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、以下の手段を用いた手順を整備する。

重大事故等時におけるモニタリング・ポスト及び可搬型モニタリングポストを用いた放射線量の測定は、連続測定を行う。また、放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）の測定及び海上モニタリングの測定頻度は、1回/日以上とする。ただし、[発電用原子炉施設の状態](#)、放射性物質の放出状況及び海洋の状況を考慮し、測定しない場合もある。得られた放射性物質の濃度及び放射線量[並びに](#)「1.17.2.2 風向、風速その他の気象条件の測定の手順等」の気象データから放射能放出率を算出し、放出放射エネルギーを求める。

事故後の周辺汚染により、モニタリング・ポストでの放射線量の測定ができなくなることを避けるため、[モニタリング・ポストの検出器保護カバーを交換する等のバックグラウンド低減対策](#)を行う。

事故後の周辺汚染により、可搬型モニタリングポストでの放射線量の測定ができなくなることを避けるため、[可搬型モニタリングポストの養生シートを交換する等のバックグラウンド低減対策](#)を行う。

事故後の周辺汚染により、放射性物質の濃度の測定ができな

くなることを避けるため、検出器の周辺を遮蔽材で囲む等のバックグラウンド低減対策を行う。

(1) モニタリング・ポストによる放射線量の測定

モニタリング・ポストは、通常時から放射線量を連続測定しており、重大事故等時に放射線量の測定機能等が喪失していない場合は、継続して放射線量を連続測定し、測定結果は、モニタリング・ポスト局舎内で電磁的に記録し、約 3 ヶ月分保存する。また、モニタリング・ポストによる放射線量の測定は、自動的な連続測定であるため、手順を要するものではない。

なお、モニタリング・ポストが機能喪失した場合は、「1.17.2.1 (2) 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定」を行う。

(2) 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定

重大事故等時にモニタリング・ポストが機能喪失した場合、可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定を行う。また、原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合、モニタリング・ポストが設置されていない海側等に可搬型モニタリングポストを 5 台配置し、放射線量の測定を行う。さらに、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化の判断のため、5 号炉原子炉建屋付近に可搬型モニタリングポストを 1 台配置し、放射線量の測定を行う。

可搬型モニタリングポストにより放射線量を監視し、及び測

定し、並びにその結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを第 1.17.1 図に示す。

可搬型モニタリングポストによる代替測定地点については、測定データの連続性を考慮し、各モニタリング・ポストに隣接した位置に配置することを原則とする。可搬型モニタリングポストの配置位置及び保管場所を第 1.17.2 図に示す。

ただし、地震・火災等で配置位置にアクセスすることができない場合は、アクセスルート上の車両等で運搬できる範囲に配置位置を変更する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時、保安班長が 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所でモニタリング・ポストの指示値及び警報表示を確認し、モニタリング・ポストの放射線量の測定機能が喪失したと判断した場合。

また、海側等及び 5 号炉原子炉建屋付近への配置については、当直副長が原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生したと判断した場合。

b. 操作手順

可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17.3 図に示す。

- ①保安班長は、手順着手の判断基準に基づき、保安班員に可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及

び代替測定を開始を指示する。その際、保安班長は、
アクセスルート等の被災状況を考慮し、配置位置を決定する。

②保安班員は、高台保管場所及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管してある可搬型モニタリングポストを車両等に積載し、配置位置まで運搬・配置し、測定を開始する。5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所までデータが伝送されていることを確認し、監視を開始する。なお、可搬型モニタリングポストを配置する際に、あらかじめ可搬型モニタリングポスト本体を養生シートにより養生することで、可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策を行う。

③保安班員は、可搬型モニタリングポストの記録装置（電子メモリ）に測定データを記録し、保存する。なお、記録装置の電源が切れた場合でも電子メモリ内の測定データは消失しない。

④保安班員は、使用中に外部バッテリーの残量が少ない場合、予備の外部バッテリーと交換する。（外部バッテリーは連続 5 日以上使用可能である。なお、15 台の可搬型モニタリングポストの外部バッテリーを交換した場合の所要時間は、作業開始を判断してから移動時間も含めて約 5 時間 30 分で可能である。）

c. 操作の成立性

上記の対応は、保安班員 2 名にて実施し、連続して 15 台配

置した場合は、作業開始を判断してから約 7 時間 15 分で可能である。なお、モニタリング・ポストの代替測定（9 台）、海側等の測定（5 台）及び陽圧化判断用の測定（1 台）をそれぞれ別々に実施した場合は、作業開始を判断してから、モニタリング・ポストの代替測定は約 4 時間 45 分、海側等の測定は約 2 時間 55 分、陽圧化判断用の測定は約 55 分で可能である。

車両等で配置位置までの運搬ができない場合は、アクセスルート上に車両等で運搬し、配置する。また、円滑に作業ができるよう 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

(3) 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定

周辺監視区域境界付近等の空気中の放射性物質の濃度を放射能観測車により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための手順を整備する。

放射能観測車は、通常時は荒浜側高台保管場所に保管しており、重大事故等時に測定機能等が喪失していない場合は、空気中の放射性物質の濃度を測定する。

なお、放射能観測車が機能喪失した場合は、「1.17.2.1(4)可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定」を行う。

a. 手順着手の判断基準

当直副長が原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生したと判断した場合。

b. 操作手順

放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第1.17.4 図に示す。

- ①保安班長は、手順着手の判断基準に基づき、保安班員に放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ②保安班員は、保安班長の指示した場所に放射能観測車を移動し、ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし、試料を採取する。
- ③保安班員は、よう素測定装置によりよう素濃度、GM 計数装置によりダスト濃度を監視・測定する。
- ④保安班員は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、保安班員 2 名にて実施し、一連の作業（1 箇所あたり）は、作業開始を判断してから約 1 時間 30 分で可能である。また、円滑に作業ができるよう 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

(4) 可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

重大事故等時に放射能観測車が機能喪失した場合、可搬型放射線計測器（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬型ダス

ト・よう素サンプラ，よう素測定装置の代替として NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 計数装置の代替として GM 汚染サーベイメータ）による空気中の放射性物質の濃度の代替測定を行う。可搬型放射線計測器により空気中の放射性物質の濃度を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを第 1.17.1 図に示す。可搬型放射線計測器の保管場所を第 1.17.5 図に示す。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時，保安班長が放射能観測車に搭載しているダスト・よう素サンプラの使用可否，よう素測定装置及び GM 計数装置の指示値を確認し，放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合。

b. 操作手順

可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17.6 図に示す。

①保安班長は，手順着手の判断基準に基づき，保安班員に可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定の開始を指示する。

②保安班員は，可搬型放射線計測器 (NaI シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ) の使用開始前に乾電池の残量を確認し，少ない場合は予備の

乾電池と交換する。

- ③保安班員は、可搬型放射線計測器(可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイメータ及びGM 汚染サーベイメータ)を車両等に積載し、保安班長が指示した場所に運搬・移動し、可搬型ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし、試料を採取する。
- ④保安班員は、NaI シンチレーションサーベイメータによりよう素濃度、GM 汚染サーベイメータによりダスト濃度を監視・測定する。
- ⑤保安班員は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、保安班員 2 名にて実施し、一連の作業（1 箇所あたり）は、作業開始を判断してから約 1 時間 35 分で可能である。また、円滑に作業ができるよう 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

(5) 可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

重大事故等時に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイメータ、GM 汚染サーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ及び電離

箱サーベイメータ) 及び小型船舶 (海上モニタリング用) により, 放射性物質の濃度 (空気中, 水中, 土壌中) 及び放射線量を監視し, 及び測定し, 並びにその結果を記録するための手順を整備する。

可搬型放射線計測器の保管場所及び海水・排水試料採取場所を第 1.17.5 図に示す。

a. 可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等時に発電用原子炉施設から気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合において発電所及びその周辺の空気中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に, 可搬型放射線計測器により空気中の放射性物質の濃度の測定を行う。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時, 保安班長が主排気筒モニタの指示値及び警報表示を確認し, 主排気筒モニタの放射性物質の濃度の測定機能が喪失したと判断した場合。

又は, 主排気筒モニタの測定機能が喪失しておらず, 指示値に有意な変動を確認する等, 保安班長が発電用原子炉施設から気体状の放射性物質が放出されたおそれがあると判断した場合。

(b) 操作手順

可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17.7 図に示す。

- ①保安班長は、手順着手の判断基準に基づき、保安班員に空気中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ②保安班員は、可搬型放射線計測器（NaI シンチレーションサーベイメータ、GM 汚染サーベイメータ及び ZnS シンチレーションサーベイメータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し、少ない場合は予備の乾電池と交換する。
- ③保安班員は、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイメータ、GM 汚染サーベイメータ及び ZnS シンチレーションサーベイメータ）を車両等に積載し、保安班長が指示した場所に運搬・移動し、可搬型ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし、試料を採取する。
- ④保安班員は、必要に応じて前処理を行い、NaI シンチレーションサーベイメータによりガンマ線、GM 汚染サーベイメータによりベータ線、ZnS シンチレーションサーベイメータによりアルファ線を放出する放射性物質の濃度（空气中）を監視・測定する。また、自主対策設備である Ge ガンマ線多重波高分析装置、可搬型 Ge ガンマ線多重波高分析装置、ガスフロー測定装置が健全であれば、必要に応じて前処理を行い、測定する。な

お、測定は、重大事故等対処設備である可搬型放射線計測器による測定を優先する。

⑤保安班員は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、保安班員 2 名にて実施し、一連の作業（1 箇所あたり）は、作業開始を判断してから約 1 時間 35 分で可能である。また、円滑に作業ができるよう 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

b. 可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等時に発電用原子炉施設から液体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合において発電所及びその周辺の水中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、可搬型放射線計測器により水中の放射性物質の濃度の測定を行う。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時、保安班長が液体廃棄物処理系排水モニタの指示値及び警報表示を確認し、液体廃棄物処理系排水モニタの放射性物質の濃度の測定機能が喪失したと判断した場合。

又は、液体廃棄物処理系排水モニタの測定機能が喪失しておらず、指示値に有意な変動を確認する等、保安班長が

発電用原子炉施設から発電所の周辺海域へ放射性物質が含まれる水が放出されたおそれがあると判断した場合。

(b) 操作手順

可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17.8 図に示す。

- ①保安班長は、手順着手の判断基準に基づき、保安班員に水中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ②保安班員は、可搬型放射線計測器（NaI シンチレーションサーベイメータ、GM 汚染サーベイメータ及び ZnS シンチレーションサーベイメータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し、少ない場合は予備の乾電池と交換する。
- ③保安班員は、可搬型放射線計測器（NaI シンチレーションサーベイメータ、GM 汚染サーベイメータ及び ZnS シンチレーションサーベイメータ）を車両等に積載し、試料採取場所に運搬・移動し、採取用資機材を用いて海水等の試料を採取する。
- ④保安班員は、必要に応じて前処理を行い、NaI シンチレーションサーベイメータによりガンマ線、GM 汚染サーベイメータによりベータ線、ZnS シンチレーションサーベイメータによりアルファ線を放出する放射性物質の濃度（水中）を監視・測定する。また、自主対策設備である Ge ガンマ線多重波高分析装置、可搬型 Ge ガン

マ線多重波高分析装置，ガスフロー測定装置が健全であれば，必要に応じて前処理を行い，測定する。なお，測定は，重大事故等対処設備である可搬型放射線計測器による測定を優先する。

⑤保安班員は，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，保安班員 2 名にて実施し，一連の作業（1 箇所あたり）は，作業開始を判断してから約 1 時間 5 分で可能である。また，円滑に作業ができるよう 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

c. 可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合，可搬型放射線計測器により土壌中の放射性物質の濃度の測定を行う。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時，保安班長が以下のいずれかにより気体状の放射性物質が放出されたと判断した場合（ブルーム通過後）。

・「1.17.2.1 (3) 放射能観測車による空気中の放射性物

質の濃度の測定」

- ・「1.17.2.1 (4) 可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定」
- ・「1.17.2.1 (5) a. 可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定」
- ・主排気筒モニタ（測定機能が喪失していない場合）

(b) 操作手順

可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17.9 図に示す。

- ①保安班長は、手順着手の判断基準に基づき、保安班員に土壌中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ②保安班員は、可搬型放射線計測器（NaI シンチレーションサーベイメータ、GM 汚染サーベイメータ及び ZnS シンチレーションサーベイメータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し、少ない場合は予備の乾電池と交換する。
- ③保安班員は、可搬型放射線計測器（NaI シンチレーションサーベイメータ、GM 汚染サーベイメータ及び ZnS シンチレーションサーベイメータ）を車両等に積載し、保安班長が指示した場所に運搬・移動し、試料を採取する。
- ④保安班員は、必要に応じて前処理を行い、NaI シンチレーションサーベイメータによりガンマ線、GM 汚染サー

ベイメータによりベータ線，ZnS シンチレーションサーベイメータによりアルファ線を放出する放射性物質の濃度（土壌中）を監視・測定する。また，自主対策設備である Ge ガンマ線多重波高分析装置，可搬型 Ge ガンマ線多重波高分析装置，ガスフロー測定装置が健全であれば，必要に応じて前処理を行い，測定する。なお，測定は，重大事故等対処設備である可搬型放射線計測器による測定を優先する。

⑤保安班員は，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，保安班員 2 名にて実施し，一連の作業（1 箇所あたり）は，作業開始を判断してから約 1 時間 5 分で可能である。また，円滑に作業ができるよう 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

d. 海上モニタリング

重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所の周辺海域での海上モニタリングが必要と判断した場合，小型船舶（海上モニタリング用）で周辺海域を移動し，可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ，ZnS シンチレーションサーベイメータ及び電離箱サーベイメータ）により空气中及び水中の放射性物質

の濃度及び放射線量の測定を行う。

小型船舶（海上モニタリング用）の保管場所及び運搬ルートを図 1.17.10 に示す。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時、保安班長が以下のいずれかにより気体状又は液体状の放射性物質が放出されたと判断した場合（ブルーム通過後）。

- ・「1.17.2.1 (3) 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定」
- ・「1.17.2.1 (4) 可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定」
- ・「1.17.2.1 (5) a. 可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定」
- ・「1.17.2.1 (5) b. 可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定」
- ・主排気筒モニタ（測定機能が喪失していない場合）
- ・液体廃棄物処理系排水モニタ（測定機能が喪失していない場合）

(b) 操作手順

海上モニタリングについての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを図 1.17.11 に示す。

- ①保安班長は、手順着手の判断基準に基づき、保安班員に海上モニタリングの開始を指示する。

- ②保安班員は、可搬型放射線計測器（NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ，ZnS シンチレーションサーベイメータ及び電離箱サーベイメータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し，少ない場合は予備の乾電池と交換する。
- ③保安班員は，高台保管場所にある小型船舶（海上モニタリング用）を，車両に連結又は車載し，荒浜側放水口砂浜又は物揚場へ移動する。
- ④保安班員は，可搬型放射線計測器等を小型船舶（海上モニタリング用）に積載し，小型船舶（海上モニタリング用）にて保安班長が指示した場所に運搬・移動し，電離箱サーベイメータにより放射線量を測定する。可搬型ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし，試料を採取する。海水は，採取用資機材を用いて採取する。
- ⑤保安班員は，必要に応じて前処理を行い，NaI シンチレーションサーベイメータによりガンマ線，GM 汚染サーベイメータによりベータ線，ZnS シンチレーションサーベイメータによりアルファ線を放出する放射性物質の濃度（空气中及び水中）を監視・測定する。また，自主対策設備である Ge ガンマ線多重波高分析装置，可搬型 Ge ガンマ線多重波高分析装置，ガスフロー測定装置が健全であれば，必要に応じて前処理を行い，測定する。なお，測定は，重大事故等対処設備である可搬型放射線計測器による測定を優先する。

⑥保安班員は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、保安班員 4 名にて実施し、一連の作業（1箇所あたり）は、作業開始を判断してから約 4 時間 20 分で可能である。また、円滑に作業ができるよう 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

(6) モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策

事故後の周辺汚染によりモニタリング・ポストによる放射線量の測定ができなくなることを避けるため、モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策を行う手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時、保安班長がモニタリング・ポストの指示値が安定している状態でモニタリング・ポスト周辺のバックグラウンドレベルとモニタリング・ポストの指示値に有意な差があることを確認し、モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策が必要と判断した場合（プルーム通過後）。

b. 操作手順

モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17.12 図に示す。

- ①保安班長は、手順着手の判断基準に基づき、保安班員にモニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策として、モニタリング・ポストの検出器保護カバーの交換を指示する。
- ②保安班員は、車両等によりモニタリング・ポストに移動し、検出器保護カバーの交換作業を行う。
- ③保安班員は、モニタリング・ポストの周辺汚染を確認した場合、必要に応じてモニタリング・ポストの局舎壁等の除染、除草、周辺の土壌撤去等により、周辺のバックグラウンドレベルを低減する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、保安班員 2 名にて実施し、モニタリング・ポスト 9 台分の検出器保護カバーの交換作業は、作業開始を判断してから約 4 時間 20 分で可能である。また、円滑に作業ができるよう 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

(7) 可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策

事故後の周辺汚染により可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定ができなくなることを避けるため、可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策を行う手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時，保安班長が可搬型モニタリングポストの指示値が安定している状態で可搬型モニタリングポスト周辺のバックグラウンドレベルと可搬型モニタリングポストの指示値に有意な差があることを確認し，可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策が必要と判断した場合（ブルーム通過後）。

b. 操作手順

可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17.13 図に示す。

- ①保安班長は，手順着手の判断基準に基づき，保安班員に可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策として，可搬型モニタリングポストの養生シートの交換を指示する。
- ②保安班員は，車両等により可搬型モニタリングポストに移動し，養生シートの交換作業を行う。
- ③保安班員は，可搬型モニタリングポストの周辺汚染を確認した場合，必要に応じて除草，周辺の土壌撤去等により，周辺のバックグラウンドレベルを低減する。

c. 操作の成立性

上記の対応は，保安班員 2 名にて実施し，可搬型モニタリングポスト 15 台分の養生シートの交換作業は，作業開始を判断してから約 5 時間 35 分で可能である。また，円滑に作業が

できるよう 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

(8) 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策

事故後の周辺汚染により放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンドレベルが上昇し、可搬型放射線計測器が測定不能となるおそれがある場合、放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策を行うための手順を整備する。

可搬型放射線計測器の検出器を遮蔽材で囲む等の対策によりバックグラウンドレベルを低減させて、放射性物質の濃度を測定する。

なお、可搬型放射線計測器の検出器を遮蔽材で囲んだ場合でも可搬型放射線計測器が測定不能となるおそれがある場合は、バックグラウンドレベルが低い場所に移動して、測定を行う。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時、保安班長が可搬型放射線計測器を使用する場所でバックグラウンドレベルの上昇により、可搬型放射線計測器による測定ができなくなるおそれがあると判断した場合。

b. 操作手順

放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17.14 図に示す。

- ①保安班長は、手順着手の判断基準に基づき、保安班員に放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策として、可搬型放射線計測器により放射性物質の濃度を測定する場合は、遮蔽材で囲む等の対策をとるよう指示する。
- ②保安班員は、遮蔽材で囲む等の対策をとり、可搬型放射線計測器により放射性物質の濃度を測定する。
- ③保安班員は、②の対策でも測定不能となるおそれがある場合は、バックグラウンドレベルが低い場所に移動して、測定を行う。

c. 操作の成立性

上記の対応は、保安班員 2 名にて実施し、遮蔽材で囲む等は、作業開始を判断してから約 25 分で可能である。また、円滑に作業ができるよう 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

(9) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

重大事故等時の敷地外でのモニタリングについては、国が地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従い、資機材、要員及び放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。

また、原子力災害が発生した場合に他の原子力事業者との協力体制を構築するため原子力事業者間協力協定を締結し、環境放射線モニタリング等への要員の派遣、資機材の貸与等を受け

ることが可能である。

1.17.2.2 風向，風速その他の気象条件の測定の手順等

重大事故等が発生した場合に，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するため，以下の手段を用いた手順を整備する。

重大事故等時における気象観測設備及び可搬型気象観測装置による風向，風速その他の気象条件の測定は，連続測定を行う。

(1) 気象観測設備による気象観測項目の測定

気象観測設備は，通常時から風向，風速その他の気象条件を連続測定しており，重大事故等時に測定機能等が喪失していない場合は，継続して気象観測項目を連続測定し，測定結果は，記録紙に記録し，保存する。また，気象観測設備による風向，風速その他の気象条件の測定は，自動的な連続測定であるため，手順を要するものではない。

なお，気象観測設備が機能喪失した場合は，「1.17.2.2 (2) 可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定」を行う。

(2) 可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定

重大事故等時に気象観測設備が機能喪失した場合，可搬型気象観測装置により発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを第 1.17.1 図に示す。

可搬型気象観測装置による代替測定地点については，測定デ

一タの連続性を考慮し，発電所内を代表する気象観測設備の位置に配置することを原則とする。可搬型気象観測装置の配置位置及び保管場所を第 1.17.15 図に示す。

ただし，地震・火災等で配置位置にアクセスすることができない場合は，アクセスルート上の車両等で運搬できる範囲に配置位置を変更する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時，保安班長が 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所で気象観測設備の指示値を確認する等，気象観測設備による風向・風速・日射量・放射収支量・雨量のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合。

b. 操作手順

可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17.16 図に示す。

①保安班長は，手順着手の判断基準に基づき，保安班員に可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定の開始を指示する。その際，保安班長は，アクセスルート等の被災状況を考慮し，配置位置を決定する。

②保安班員は，高台保管場所に保管してある可搬型気象観測装置を車両等に積載し，配置位置まで運搬・配置し，測定を開始する。5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所までデータが伝送されていることを確認し，監視を開

始する。

③保安班員は、可搬型気象観測装置の記録装置（電子メモリ）に測定データを記録し、保存する。なお、記録装置の電源が切れた場合でも電子メモリ内の測定データは消失しない。

④保安班員は、使用中に外部バッテリーの残量が少ない場合は、予備の外部バッテリーと交換する。（外部バッテリーは連続7日以上使用可能である。なお、1台の可搬型気象観測装置の外部バッテリーを交換した場合の所要時間は、作業開始を判断してから移動時間も含めて約50分で可能である。）

c. 操作の成立性

上記の対応は、保安班員2名にて実施し、一連の作業は、作業開始を判断してから約1時間30分で可能である。

車両等で配置位置までの運搬ができない場合は、アクセスルート上に車両等で運搬し、配置する。また、円滑に作業ができるよう5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

1.17.2.3 モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用発電機から給電する手順等

常用所内電源喪失時は、無停電電源装置及びモニタリング・ポスト用発電機によりモニタリング・ポストへ給電する。無停電電源装置は、常用所内電源喪失時に自動起動し、約15時間

の間モニタリング・ポストへ給電することが可能である。モニタリング・ポスト用発電機は、無停電電源装置が機能維持していた場合は 15 時間以内に、機能喪失していた場合は速やかに手動起動させ、約 18 時間ごとに給油を行いつつ、常用所内電源復旧までの間モニタリング・ポストに給電する。

モニタリング・ポストは、電源が喪失した状態でモニタリング・ポスト用発電機から給電した場合、切替え操作を行うことで、放射線量の連続測定を開始する。モニタリング・ポスト用発電機の配置位置を第 1.17.17 図に示す。

なお、モニタリング・ポスト用発電機への給油については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

a. 手順着手の判断基準

常用所内電源喪失後、保安班長が、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所でモニタリング・ポストの指示値及び無停電電源装置の運転に関する警報表示を確認し、モニタリング・ポスト用発電機による給電が必要と判断した場合。

b. 操作手順

モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用発電機から給電する手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17.18 図に示す。

- ①保安班長は、手順着手の判断基準に基づき、保安班員にモニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用発電機から給電することを指示する。

②保安班員は、無停電電源装置が機能喪失している場合は速やかに、又は機能維持していた場合は 15 時間以内に、モニタリング・ポスト用発電機を起動する。

③保安班員は、モニタリング・ポスト用発電機切替盤にて、切替え操作を実施する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、保安班員 2 名にて実施し、一連の作業は、作業開始を判断してから約 1 時間 50 分で可能である。また、円滑に作業ができるよう 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

なお、モニタリング・ポストの機能が回復しない場合は、「1.17.2.1 (2) 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定」を行う。

第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設等と整備する手順 (1/2)

機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
—	放射線量の測定	モニタリング・ポスト	自主対策設備	—
モニタリング・ポスト (放射線量の測定)	放射線量の代替測定	可搬型モニタリングポスト データ処理装置	重大事故等 対処設備	可搬型モニタリングポストによる 測定
—	空気中の放射性物質の 濃度の測定	放射能観測車 採取装置：ダスト・よう素サンプラ 測定装置：よう素測定装置 ：GM 計数装置	自主対策設備	放射能観測車による測定
放射能観測車 (空気中の放射性物質の濃度の測定)	空気中の放射性物質の 濃度の代替測定	可搬型放射線計測器 採取装置：可搬型ダスト・よう素サンプラ 測定装置：NaI シンチレーションサーベイメータ ：GM 汚染サーベイメータ	重大事故等 対処設備	緊急時構内モニタリング
—	気象観測項目の測定	気象観測設備	自主対策設備	—
気象観測設備 (風向，風速その他の気象条件の測定)	気象観測項目の代替測定	可搬型気象観測装置 データ処理装置	重大事故等 対処設備	可搬型気象観測装置による測定
—	放射線量の測定	可搬型モニタリングポスト データ処理装置 可搬型放射線計測器 測定装置：電離箱サーベイメータ	重大事故等 対処設備	可搬型モニタリングポストによる 測定 緊急時構内モニタリング
	放射性物質の濃度（空 気中，水中，土壤中） の測定	可搬型放射線計測器 採取装置：可搬型ダスト・よう素サンプラ 測定装置：NaI シンチレーションサーベイメータ ：GM 汚染サーベイメータ ：ZnS シンチレーションサーベイメータ	重大事故等 対処設備	緊急時構内モニタリング
	Ge ガンマ線多重波高分析装置 可搬型 Ge ガンマ線多重波高分析装置 ガスフロー測定装置	自主対策設備		

第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設等と整備する手順 (2/2)

機能喪失を想定する 設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
—	海上モニタリング	小型船舶（海上モニタリング用） 可搬型放射線計測器 採取装置：可搬型ダスト・よう素サンブラ 測定装置：NaI シンチレーションサーベイメータ : GM 汚染サーベイメータ : ZnS シンチレーションサーベイメータ : 電離箱サーベイメータ	重大事故等 対処設備	海上モニタリング
	バックグラウンドの 低減対策	検出器保護カバー 養生シート 遮蔽材	資機材	モニタリング・ポストのバックグ ラウンドの低減対策
	モニタリング・ポスト の代替電源	無停電電源装置	自主対策設 備	—
無停電電源装置	モニタリング・ポスト の代替交流電源からの 給電	モニタリング・ポスト用発電機	重大事故等 対処設備	モニタリング・ポスト用発電機か らの給電

第 1.17.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/3)

対応手段		重大事故等の 対応に必要と なる監視項目	監視パラメータ (計器)	計測範囲 (単位)
1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等				
(1) モニタリング・ポストによる放射線量の測定		判断基準	—	—
		操作	放射線量	モニタリング・ポスト 10 ~ 10 ⁸ (nGy/h)
(2) 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定	モニタリング・ポストの代替測定	判断基準	放射線量	モニタリング・ポスト 10 ~ 10 ⁸ (nGy/h)
		操作	放射線量	可搬型モニタリングポスト 10 ~ 10 ⁹ (nGy/h)
	海側等及び5号炉原子炉建屋付近での測定	判断基準	—	—
		操作	放射線量	可搬型モニタリングポスト 10 ~ 10 ⁹ (nGy/h)
(3) 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定		判断基準	—	—
		操作	放射性物質の濃度	放射能観測車 ・よう素測定装置 ・GM計数装置 1 ~ 10 ⁶ (カウント) 1 ~ 10 ⁶ (カウント)
(4) 可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定		判断基準	放射性物質の濃度	放射能観測車 ・よう素測定装置 ・GM計数装置 1 ~ 10 ⁶ (カウント) 1 ~ 10 ⁶ (カウント)
		操作	放射性物質の濃度	可搬型放射線計測器 ・NaIシンチレーションサーバイメータ ・GM汚染サーバイメータ 0.1 ~ 30 (μGy/h) 0 ~ 100k (min ⁻¹)

監視計器一覧 (2/3)

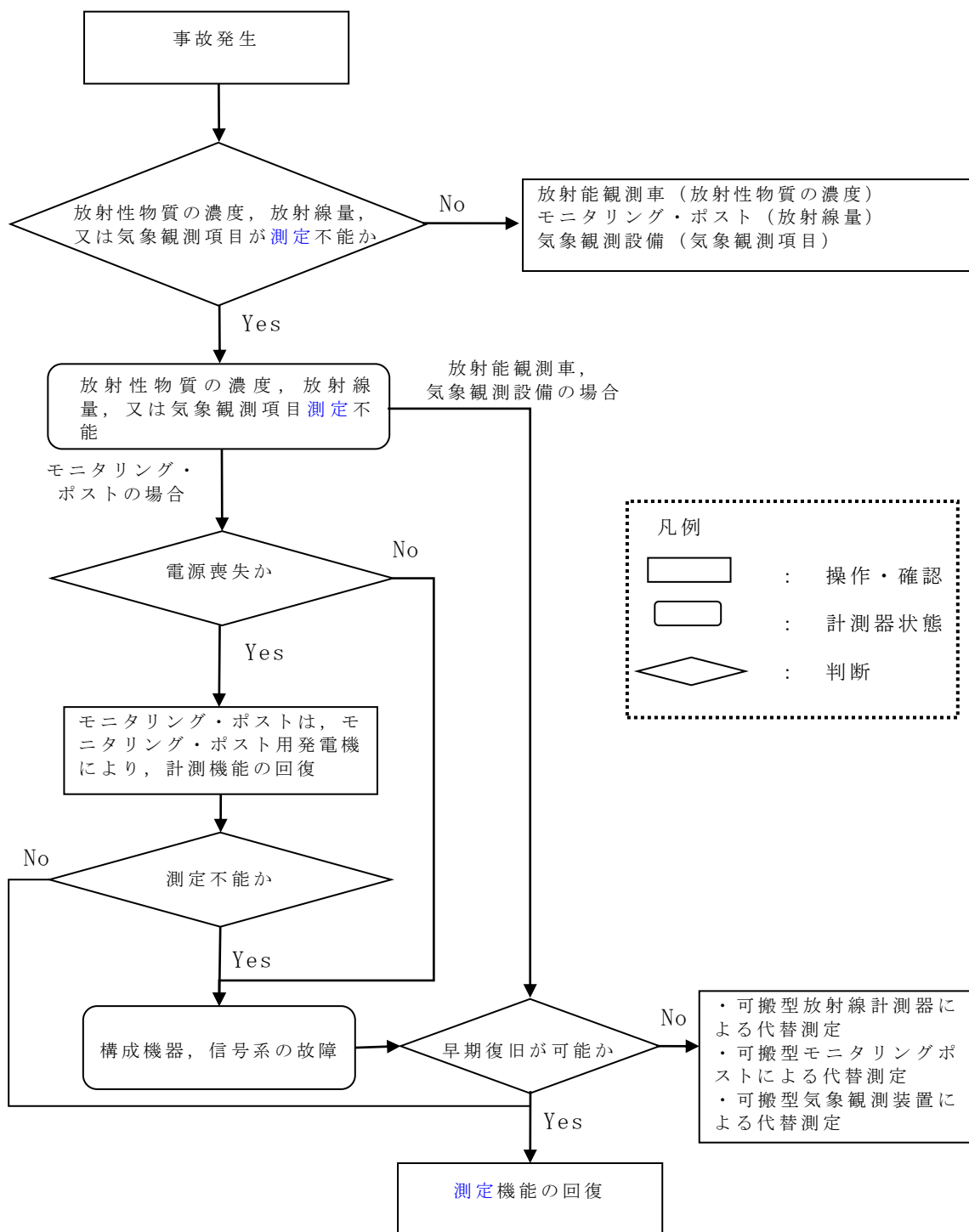
対応手段		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	計測範囲 (単位)	
1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等					
(9) 可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定	a. 可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定	判断基準	モニタ値	主排気筒モニタ [6号炉] 0.1~10 ⁶ (cps):SCIN 10 ⁻¹³ ~10 ⁻⁶ (A):IC [7号炉] 0.1~10 ⁶ (cps):SCIN 3.6×10 ⁻¹³ ~ 3.6×10 ⁻⁶ (A):IC	
			放射線量	モニタリング・ポスト	10 ~ 10 ⁸ (nGy/h)
		可搬型モニタリングポスト		10 ~ 10 ⁹ (nGy/h)	
		操作	放射性物質の濃度	・ NaI シンチレーションサーベイメータ ・ GM 汚染サーベイメータ ・ ZnS シンチレーションサーベイメータ	0.1 ~ 30 (μGy/h) 0 ~ 100k (min ⁻¹) 0 ~ 100k (min ⁻¹)
	b. 可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定	判断基準	モニタ値	液体廃棄物処理系排水モニタ	[6号及び7号炉共用] 0~3×10 ⁴ (cps)
		操作	放射性物質の濃度	・ NaI シンチレーションサーベイメータ ・ GM 汚染サーベイメータ ・ ZnS シンチレーションサーベイメータ	0.1 ~ 30 (μGy/h) 0 ~ 100k (min ⁻¹) 0 ~ 100k (min ⁻¹)
	c. 可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定	判断基準	モニタ値	主排気筒モニタ	[6号炉] 0.1~10 ⁶ (cps):SCIN 10 ⁻¹³ ~10 ⁻⁶ (A):IC [7号炉] 0.1~10 ⁶ (cps):SCIN 3.6×10 ⁻¹³ ~ 3.6×10 ⁻⁶ (A):IC
			放射線量	モニタリング・ポスト	10 ~ 10 ⁸ (nGy/h)
		可搬型モニタリングポスト		10 ~ 10 ⁹ (nGy/h)	
		操作	放射性物質の濃度	・ NaI シンチレーションサーベイメータ ・ GM 汚染サーベイメータ ・ ZnS シンチレーションサーベイメータ	0.1 ~ 30 (μGy/h) 0 ~ 100k (min ⁻¹) 0 ~ 100k (min ⁻¹)
	d. 海上モニタリング	判断基準	モニタ値	主排気筒モニタ	[6号炉] 0.1~10 ⁶ (cps):SCIN 10 ⁻¹³ ~10 ⁻⁶ (A):IC [7号炉] 0.1~10 ⁶ (cps):SCIN 3.6×10 ⁻¹³ ~ 3.6×10 ⁻⁶ (A):IC
				液体廃棄物処理系排水モニタ	[6号及び7号炉共用] 0~3×10 ⁴ (cps)
			放射線量	モニタリング・ポスト	10 ~ 10 ⁸ (nGy/h)
				可搬型モニタリングポスト	10 ~ 10 ⁹ (nGy/h)
		操作	放射線量	・ 電離箱サーベイメータ	0.001~1000 (mSv/h)
			放射性物質の濃度	・ NaI シンチレーションサーベイメータ ・ GM 汚染サーベイメータ ・ ZnS シンチレーションサーベイメータ	0.1 ~ 30 (μGy/h) 0 ~ 100k (min ⁻¹) 0 ~ 100k (min ⁻¹)

監視計器一覧 (3/3)

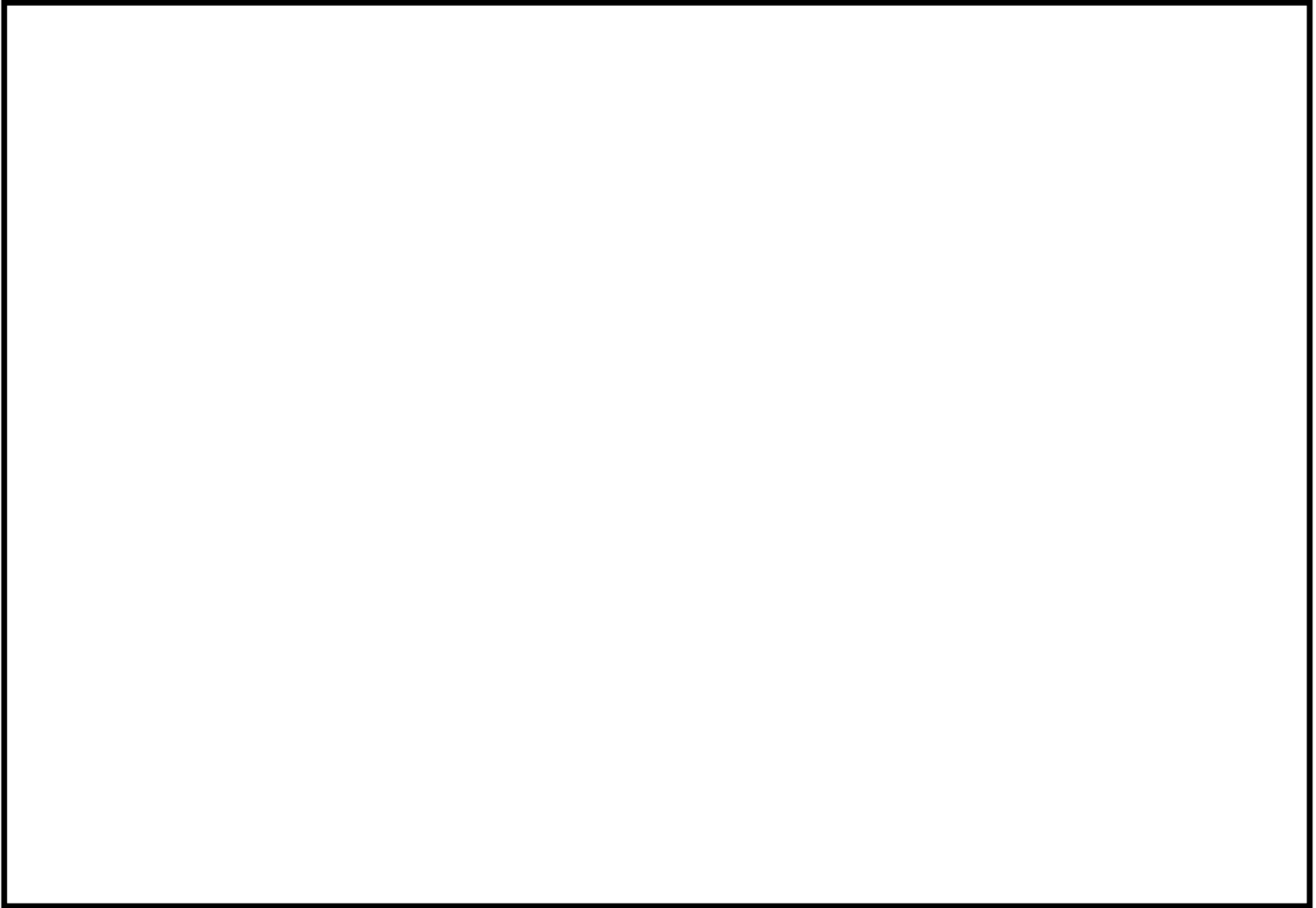
対応手段	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	計測範囲 (単位)
1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等			
(6) モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	判断基準	放射線量	モニタリング・ポスト 10 ~ 10 ⁸ (nGy/h)
	操作	放射線量	モニタリング・ポスト 10 ~ 10 ⁸ (nGy/h)
(7) 可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策	判断基準	放射線量	可搬型モニタリングポスト 10 ~ 10 ⁹ (nGy/h)
	操作	放射線量	可搬型モニタリングポスト 10 ~ 10 ⁹ (nGy/h)
(8) 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	判断基準	放射性物質の濃度	<ul style="list-style-type: none"> ・ NaI シンチレーションサーベイメータ ・ GM 汚染サーベイメータ ・ ZnS シンチレーションサーベイメータ 0.1 ~ 30 (μGy/h) 0 ~ 100k (min ⁻¹) 0 ~ 100k (min ⁻¹)
	操作	放射性物質の濃度	<ul style="list-style-type: none"> ・ NaI シンチレーションサーベイメータ ・ GM 汚染サーベイメータ ・ ZnS シンチレーションサーベイメータ 0.1 ~ 30 (μGy/h) 0 ~ 100k (min ⁻¹) 0 ~ 100k (min ⁻¹)
1.17.2.2 風向, 風速その他の気象条件の測定の手順等			
(1) 気象観測設備による気象観測項目の測定	判断基準	—	—
	操作	風向・風速その他 他の気象条件	気象観測設備 <ul style="list-style-type: none"> ・ 風向 (地上高) ・ 風速 (地上高) ・ 日射量 ・ 放射収支量 ・ 雨量 16 (方位) 0 ~ 60 (m/s) 0 ~ 1.43 (kW/m ²) -1.40 ~ 0 (kW/m ²) 0 ~ 110 (mm)
(2) 可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定	判断基準	風向・風速その他 他の気象条件	気象観測設備 <ul style="list-style-type: none"> ・ 風向 (地上高) ・ 風速 (地上高) ・ 日射量 ・ 放射収支量 ・ 雨量 16 (方位) 0 ~ 60 (m/s) 0 ~ 1.43 (kW/m ²) -1.40 ~ 0 (kW/m ²) 0 ~ 110 (mm)
	操作	風向・風速その他 他の気象条件	可搬型気象観測装置 <ul style="list-style-type: none"> ・ 風向 (地上高) ・ 風速 (地上高) ・ 日射量 ・ 放射収支量 ・ 雨量 16 (方位) 0 ~ 60 (m/s) 0 ~ 2.00 (kW/m ²) -0.250 ~ 0 (kW/m ²) 0 ~ 100 (mm)

第 1.17.3 表 審査基準における要求事項毎の給電対策設備

対象条文	供給対象設備	給電元
【1.17】監視測定等に関する手順等	モニタリング・ポスト	モニタリング・ポスト用発電機

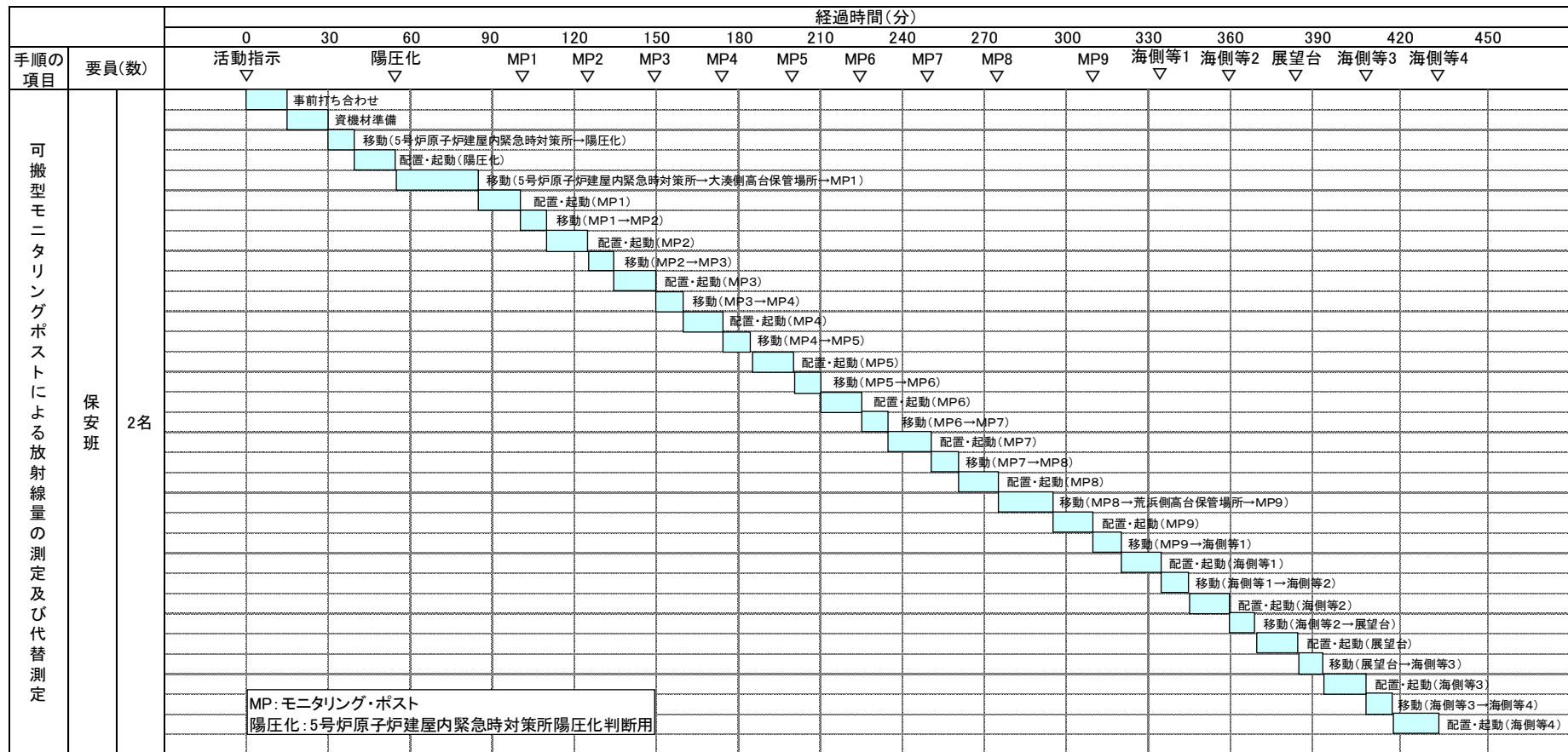


第 1.17.1 図 放射性物質の濃度，放射線量及び気象観測項目の
測定不能時対応手順



第 1.17.2 図 可搬型モニタリングポストの配置位置及び保管場所

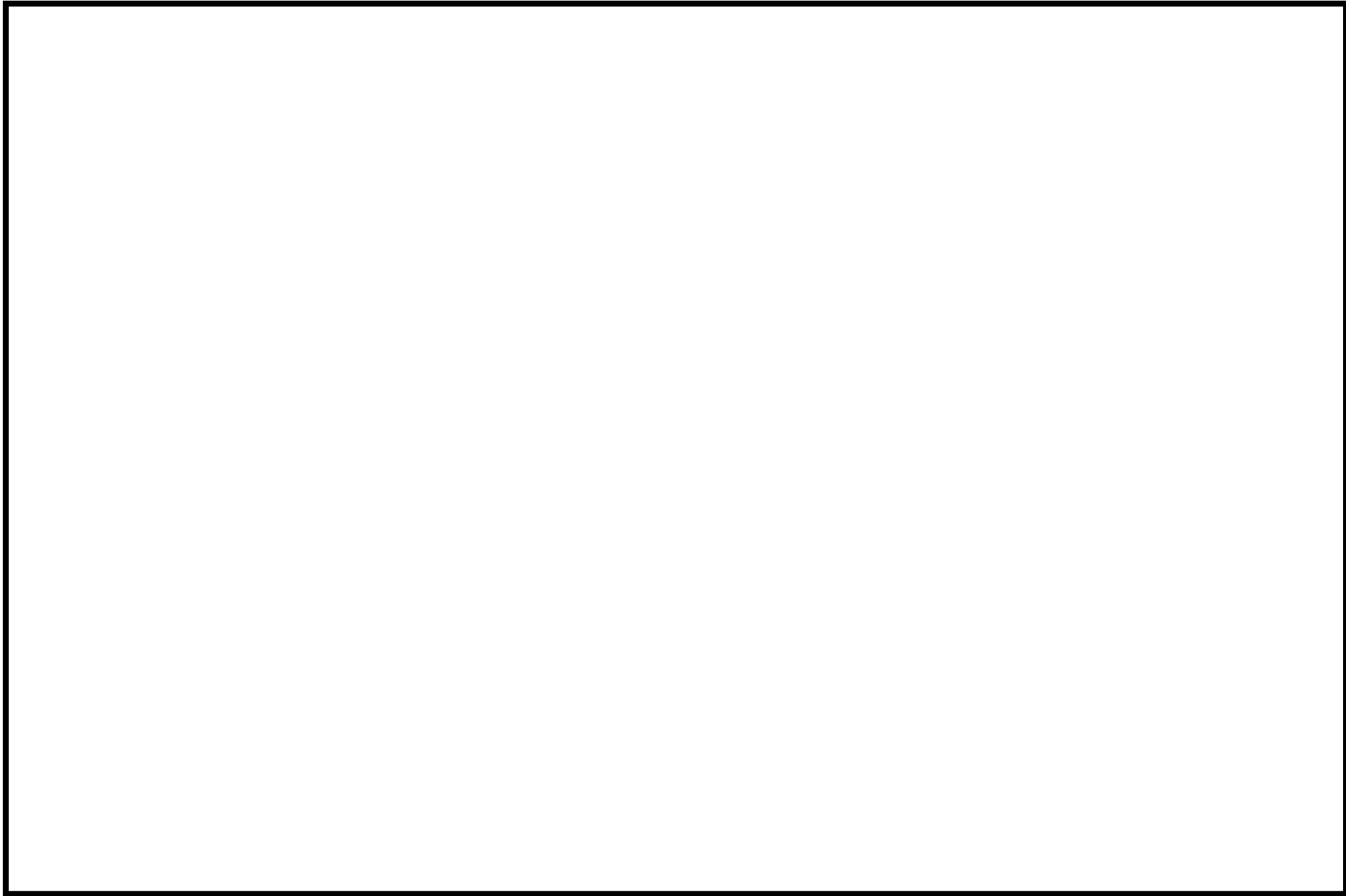
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 1.17.3 図 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定のタイムチャート

		経過時間(分)				
		0	30	60	90	120
手順の項目	要員(数)	活動指示		測定完了		
		▽		▽		
放射能観測車による 空気中の放射性物質の濃度 の測定	保安班 2名		事前打合わせ	移動(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 →荒浜側高台保管場所→サンプリング地点)		
					試料採取・測定	

第 1.17.4 図 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定の
タイムチャート



第 1.17.5 図 可搬型放射線計測器の保管場所及び海水・排水試料採取場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

		経過時間(分)				
		0	30	60	90	120
手順の項目	要員(数)	活動指示	測定完了			
		▽	▽			
可搬型放射線計測器による 空気中の放射性物質の濃度 の代替測定	保安班 2名	事前打ち合わせ	移動(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 →大湊側高台保管場所→サンプリング地点)	試料採取	測定	

第 1.17.6 図 可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の
代替測定のタイムチャート

		経過時間(分)				
		0	30	60	90	120
手順の項目	要員(数)	活動指示	測定完了			
		▽	▽			
可搬型放射線計測器による 空気中の放射性物質の濃度 の測定	保安班 2名	事前打ち合わせ	移動(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 →大湊側高台保管場所→サンプリング地点)	試料採取	測定	

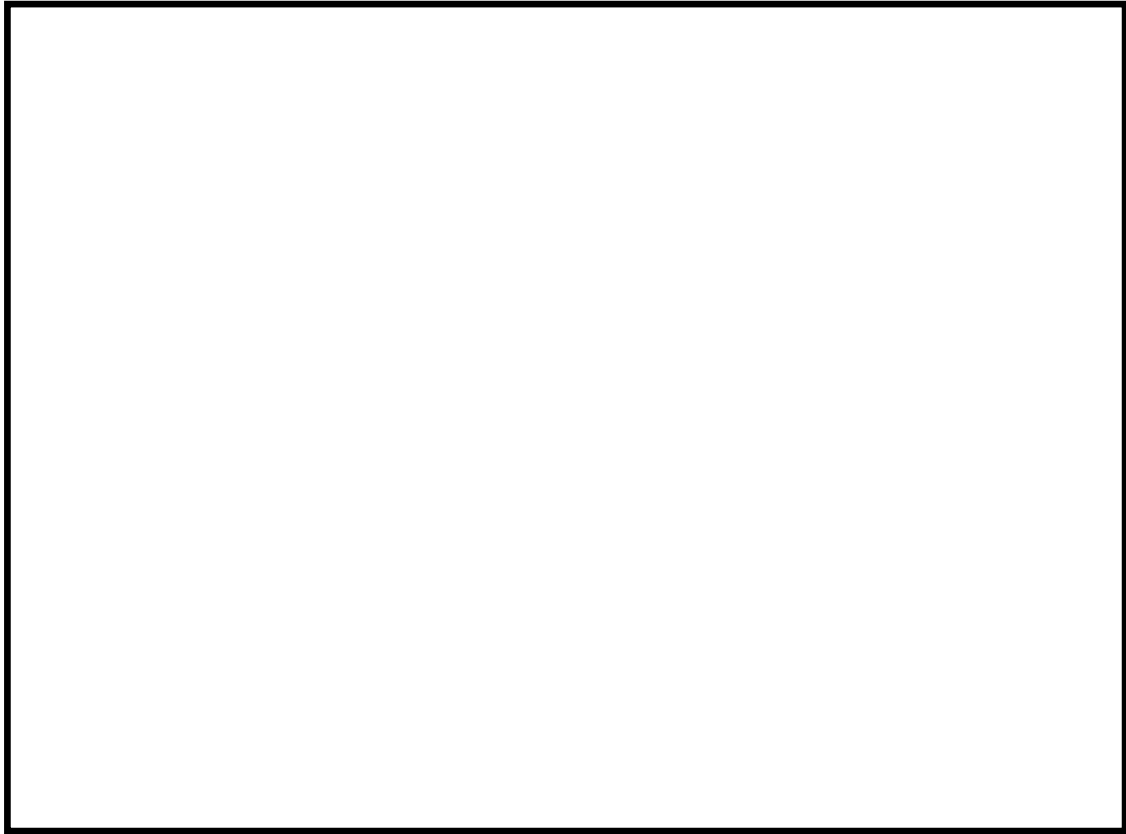
第 1.17.7 図 可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定
のタイムチャート

		経過時間(分)					
		0	30	60	90	120	
手順の項目	要員(数)	活動指示		測定完了			
		▽		▽			
可搬型放射線計測器による 水中の放射性物質の濃度 の測定	保安班	2名		事前打ち合わせ	移動(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 →大湊側高台保管場所→サンプリング地点)		
						試料採取・測定	

第 1.17.8 図 可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定の
タイムチャート

		経過時間(分)					
		0	30	60	90	120	
手順の項目	要員(数)	活動指示		測定完了			
		▽		▽			
可搬型放射線計測器による 土壌中の放射性物質の濃度 の測定	保安班	2名		事前打ち合わせ	移動(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 →大湊側高台保管場所→サンプリング地点)		
						試料採取・測定	

第 1.17.9 図 可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測
定のタイムチャート



第 1.17.10 図 小型船舶（海上モニタリング用）の保管場所及び運搬ルート

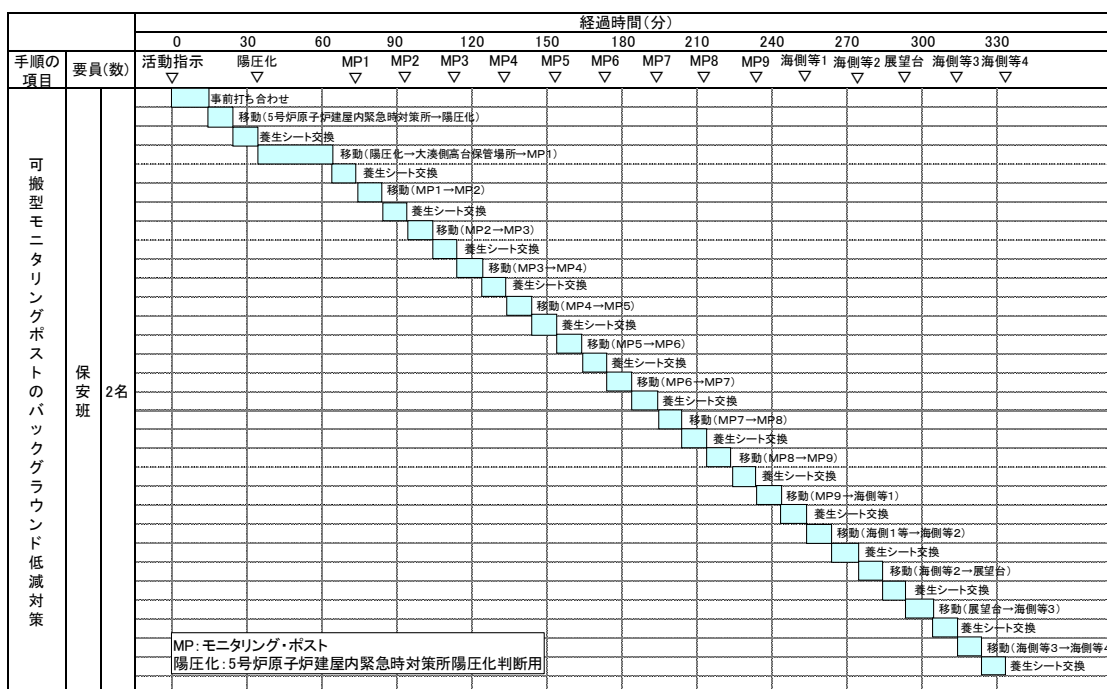
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

		経過時間(分)										
		0	30	60	90	120	150	180	210	240	270	
手順の項目	要員(数)	活動指示										
		測定完了										
海上モニタリング	保安班	4名		事前打ち合わせ								
				移動(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所→大浜側高台保管場所)								
							資機材準備(小型船舶の運搬、小型船舶への積み込み)					
								移動(モニタリング地点)				
										資料採取・海上サーベイ		
											移動(測定場所)	
												測定

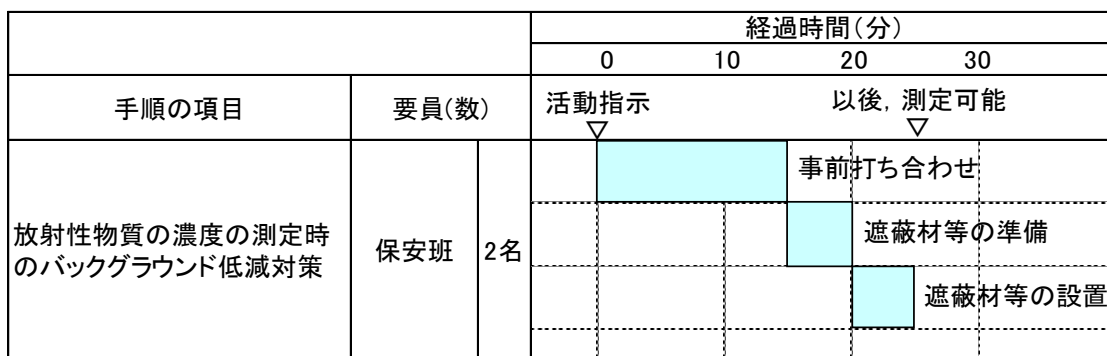
第 1.17.11 図 海上モニタリングのタイムチャート

		経過時間(分)										
		0	30	60	90	120	150	180	210	240	270	
手順の項目	要員(数)	活動指示										
		MP1 MP2 MP3 MP4 MP5 MP6 MP7 MP8 MP9										
モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	保安班	2名		事前打ち合わせ								
				移動(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所→大浜側高台保管場所→MP1)								
					検出器カバー交換							
					移動(MP1→MP2)							
						検出器カバー交換						
						移動(MP2→MP3)						
							検出器カバー交換					
							移動(MP3→MP4)					
								検出器カバー交換				
								移動(MP4→MP5)				
									検出器カバー交換			
									移動(MP5→MP6)			
										検出器カバー交換		
										移動(MP6→MP7)		
								検出器カバー交換				
								移動(MP7→MP8)				
									検出器カバー交換			
									移動(MP8→MP9)			
									検出器カバー交換			
									MP: モニタリング・ポスト			
									検出器カバー交換			

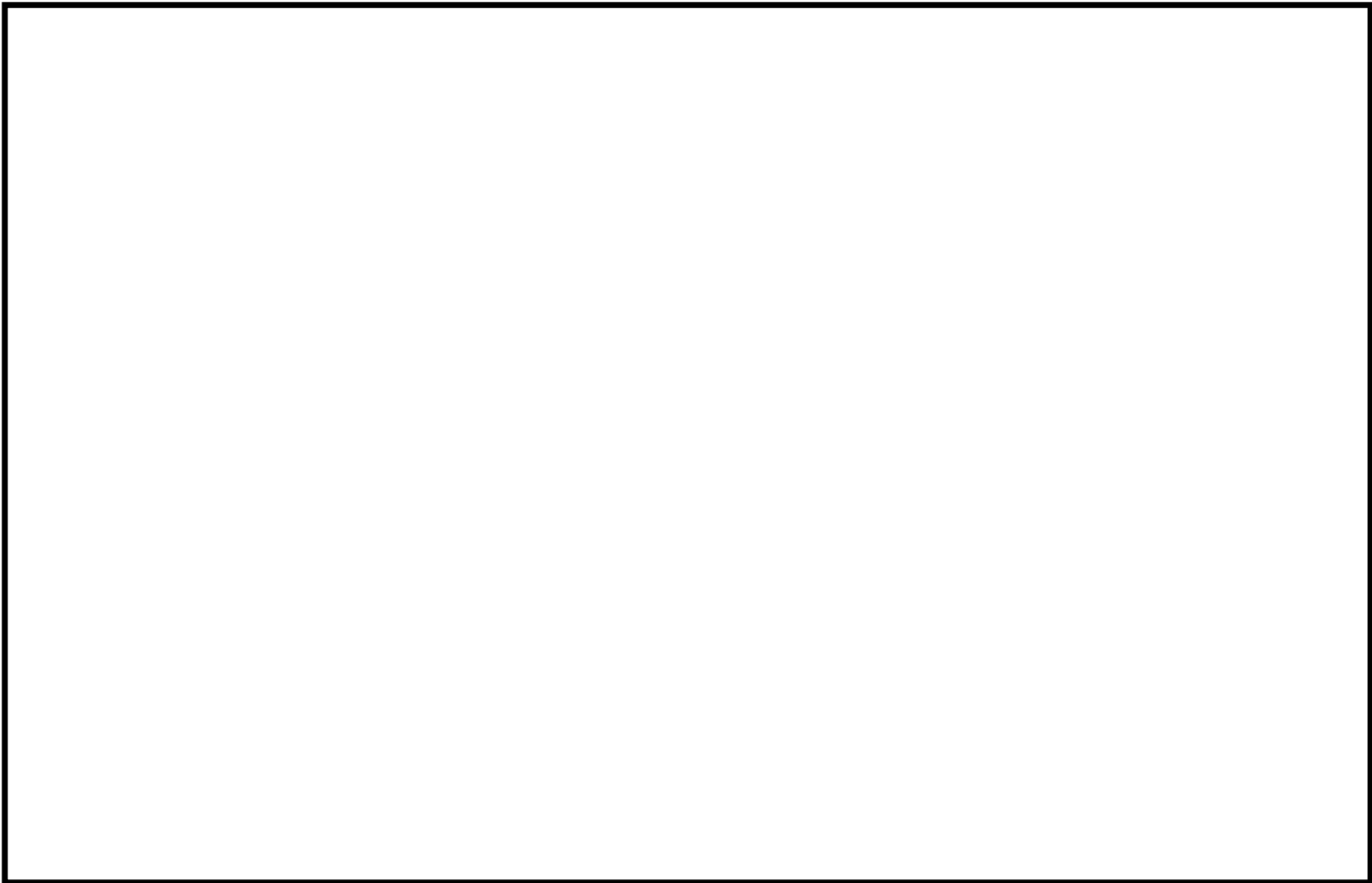
第 1.17.12 図 モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策のタイムチャート



第 1.17.13 図 可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策の
タイムチャート



第 1.17.14 図 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策の
タイムチャート

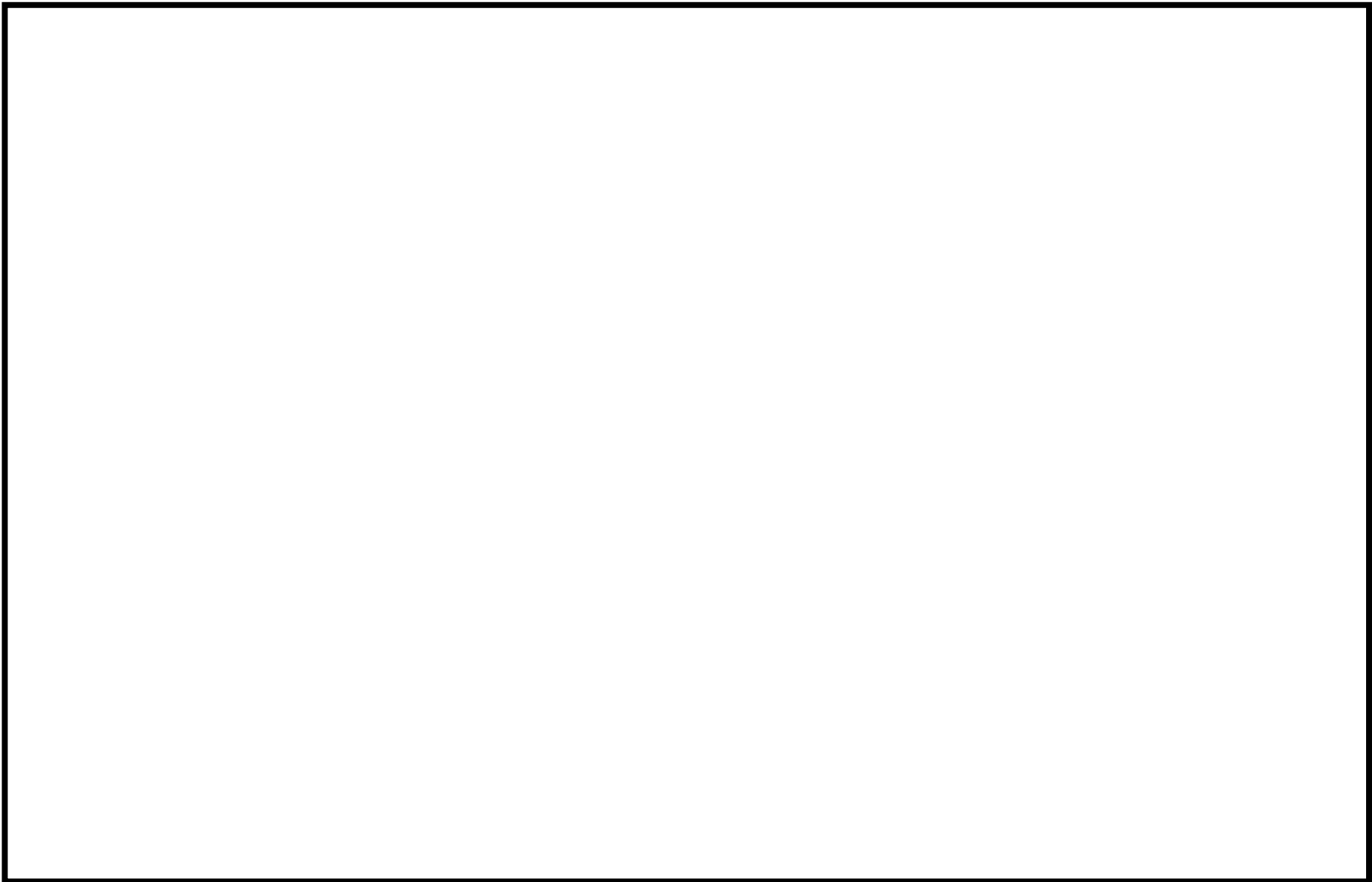


第 1.17.15 図 可搬型気象観測装置の配置位置及び保管場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

		経過時間(分)				
		0	30	60	90	120
手順の項目	要員(数)	活動指示 ▽				以後, 測定可能 ▽
			事前打ち合わせ	移動(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 →大湊側高台保管場所→気象観測設備近傍)		
可搬型気象観測装置 による気象観測項目 の代替測定	保安班	2名				

第 1.17.16 図 可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定の
タイムチャート



第 1.17.17 図 モニタリング・ポスト用発電機の配置位置

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

		経過時間(分)				
		0	30	60	90	120
手順の項目	要員(数)	活動指示				
		▽	▽	▽	▽	▽
モニタリング・ポストの電源を モニタリング・ポスト用発電機 から給電する手順	保安班 2名	事前打ち合わせ	移動(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 →大湊側高台保管場所→MP2周辺エリア)			
			MP用発電機起動			
			移動(MP2周辺エリア→MP5 周辺エリア)	MP用発電機起動		
			移動(MP5周辺エリア→MP8 周辺エリア)		MP用発電機起動	
						MP用発電機起動
			MP: モニタリング・ポスト			

第 1.17.18 図 モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用発電機から給電する手順のタイムチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1/2)

技術的能力審査基準 (1.17)	番号	設置許可基準規則 (60条)	技術基準規則 (75条)	番号
<p>【本文】</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を施設しなければならない。</p>	⑦
<p>2 発電用原子炉設置者は、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	②	<p>2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p>	<p>2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を施設しなければならない。</p>	⑧
<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>a) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。</p>	③	<p>a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p>	<p>a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p>	⑨
<p>b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	④	<p>b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p>	<p>b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p>	⑩
<p>c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。</p>	⑤	<p>c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑪
<p>2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。</p>	⑥			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2/2)

: 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策						
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考	
放射線量の 代替測定	可搬型モニタリングポスト	新設	① ③ ⑦ ⑨ ⑩	放射線量の 測定	モニタリング・ポスト	常設	自動で作動	-	機能喪失していない場合は使用する	
	データ処理装置	新設								
放射能観測車 の代替測定	可搬型ダスト・よう素サンプラ	既設	① ③ ⑦ ⑨ ⑩	空気中の放射能の濃度測定	放射能観測車	可搬	90分	2名	機能喪失していない場合は使用する	
	GM汚染サーベイメータ	既設								
	NaIシンチレーションサーベイメータ	既設								
気象観測設備 の代替測定	可搬型気象観測装置	新設	② ⑧	他の気象条件の測定	気象観測設備	常設	自動で作動	-	機能喪失していない場合は使用する	
	データ処理装置	新設								
放射線量の 測定	可搬型モニタリングポスト	新設	① ③ ⑦ ⑨	-	-	-	-	-		
	データ処理装置	新設								
	電離箱サーベイメータ	既設								
放射線物質の濃度(空気中、水中、土壌中)及び海水中のモニタリング	可搬型ダスト・よう素サンプラ	既設	① ③ ⑦ ⑨	放射性物質の濃度の測定	Geガンマ線多重波高分分析装置	常設	測定条件による	-	自主対策とする理由は本文参照	
	GM汚染サーベイメータ	既設			可搬型Geガンマ線多重波高分分析装置	可搬				
	NaIシンチレーションサーベイメータ	既設			ガスフロー測定装置	常設				
	ZnSシンチレーションサーベイメータ	既設			-	-	-	-	-	-
	電離箱サーベイメータ	既設			-	-	-	-	-	-
	小型船舶	新設			-	-	-	-	-	-
バックグラウンド低減対策	検出器保護カバー	-	⑥	-	-	-	-	-		
	養生シート	-								
	遮蔽材	-								
電源からの代替給電	モニタリング・ポスト用発電機	新設	④ ⑩	モニタリング電源	無停電電源装置	常設	自動で作動	-	機能喪失していない場合は使用する	
その他機器との連携	-	-	⑤	-	-	-	-	-	設備を必要としない	

緊急時モニタリングの実施手順及び体制

重大事故等が発生した場合に実施する敷地内及び敷地境界のモニタリングは、以下の手順で行う。

(1) 放射線量

- ・ 事象進展に伴う放射線量の変化を的確に把握するため、モニタリング・ポスト 9 台の稼動状況を確認する。
- ・ モニタリング・ポストが機能喪失した場合、車両等により可搬型モニタリングポストをモニタリング・ポスト位置に配置し、放射線量の代替測定を行う。なお、現場の状況により配置位置を変更する場合がある。
- ・ また、原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合、海側等及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所付近に、可搬型モニタリングポスト 6 台を配置し、放射線量の測定を行う。

(2) 放射性物質の濃度

- ・ 放射能観測車の使用可否を確認する。
- ・ 放射能観測車が機能喪失した場合、可搬型放射線計測器により、空気中の放射性物質の濃度の代替測定を行う。また、主排気筒モニタが使用できない場合、又は気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合、可搬型放射線計測器により、空気中の放射性物質の濃度の測定を行う。
- ・ 液体廃棄物処理系排水モニタが使用できない場合、又は液体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合、取水口、放水口等で海水、排水の採取を行い、可搬型放射線計測器により水中の放射性物質の濃度の測定を行う。
- ・ プルーム通過後において、気体状の放射性物質が放出された場合、可搬型放射線計測器により土壌中の放射性物質の濃度を測定する。
- ・ プルーム通過後において、気体状又は液体状の放射性物質が放出された場合、小型船舶（海上モニタリング用）及び可搬型放射線計測器による周辺海域の放射線量及び放射性物質の濃度の測定を行う。なお、海洋の

状況等が安全上の問題がないと判断できた場合に行う。

- ・放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については、放出状況、風向、風速等を考慮し、選定する。

(3) 気象観測

- ・事象進展に伴う気象情報を的確に把握するため、気象観測設備の稼動状況を確認する。
- ・気象観測設備が機能喪失した場合、車両等により可搬型気象観測装置を気象観測設備位置に配置し、気象観測を行う。なお、現場の状況により配置位置を変更する場合がある。

(4) 緊急時モニタリングの実施手順及び体制

手順	具体的実施事項	開始時期の考え方	対応要員 (必要想定人員)
可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定	可搬型モニタリングポストの配置	【代替測定】 モニタリング・ポスト位置に配置	モニタリング・ポストが使用できない場合
		【測定】 海側等及び5号炉原子炉建屋付近に配置	
可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定及び代替測定	空気中の放射性物質の濃度の測定	【代替測定】 放射能観測車が使用できない場合	2名
		【測定】 主排気筒モニタが使用できない場合、又は気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合	
可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定	可搬型気象観測装置の配置	気象観測設備が使用できない場合	
可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定	海水、排水中の放射性物質の濃度の測定	液体廃棄物処理系排水モニタが使用できない場合、又は液体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合	2名
可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定	土壌中の放射性物質の濃度の測定	気体状の放射性物質が放出された場合(プルーム通過後)	
海上モニタリング	海上における放射線量及び放射性物質の濃度の測定	気体状又は液体状の放射性物質が放出された場合(プルーム通過後)	4名

※ 原子力災害対策特別措置法第10条特定事象とは、「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する規則」の第7条第1号の表中におけるイの施設に該当する事象。

(要員数については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。)

緊急時モニタリングに関する要員の動き

緊急時モニタリングの実施手順及び体制に示す対応要員について、事故発生からプルーム通過後までの動きを以下に示す。

なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。

- : 測定実施
- - - : 必要により実施
- : 設備が健全であれば測定実施

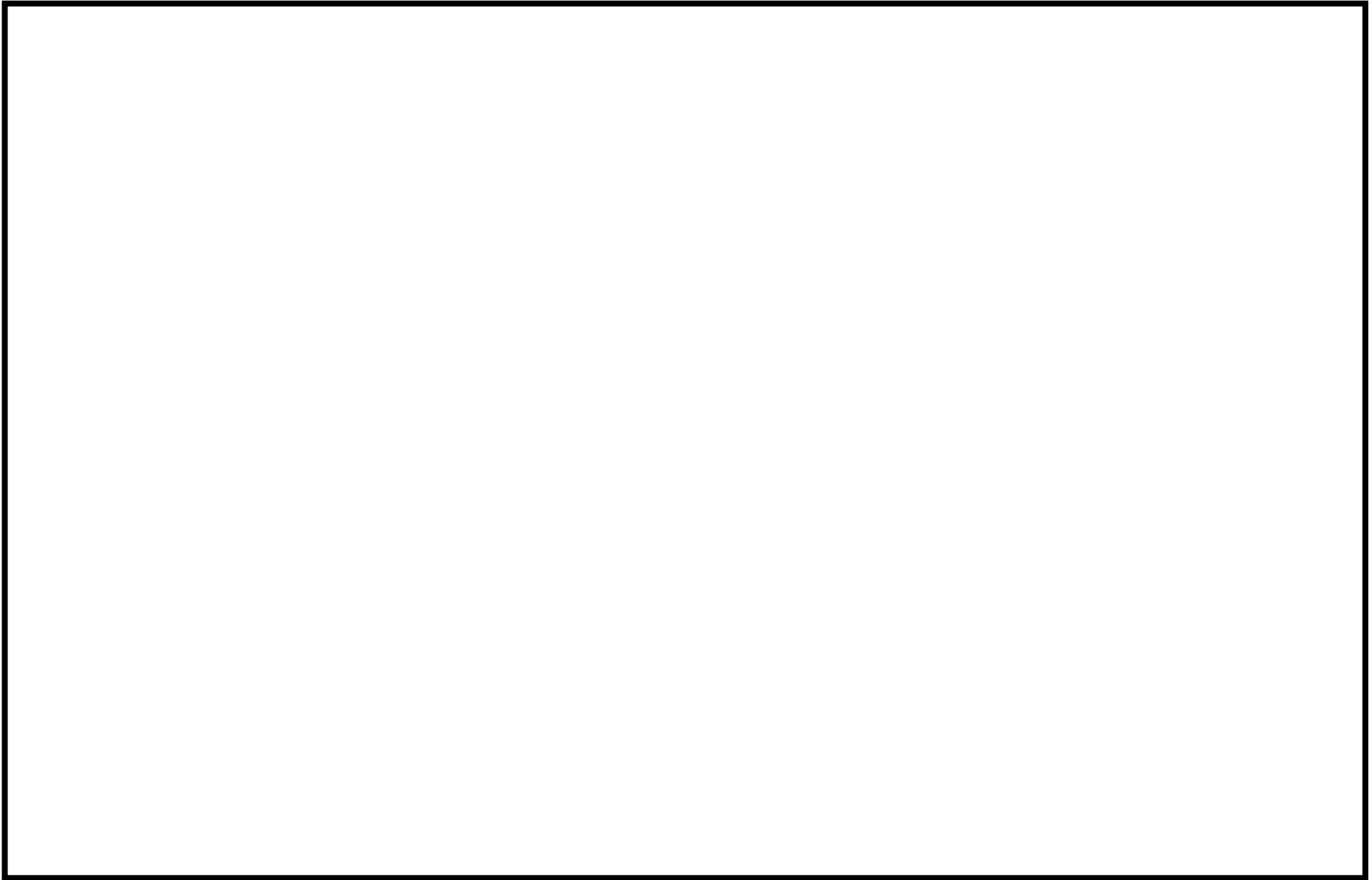
測定項目	対応要員 (必要想定人員)	設備	事故発生、拡大		
			①事故発生	②プルーム通過中 (24時間後)	③プルーム通過後 (34時間後)
放射線量率の測定	2名	モニタリング・ポスト	稼動状況確認 (30分)	約18時間毎に給油	
		可搬型モニタリングポスト	可搬型モニタリングポストの設置 (435分)		
気象観測設備		稼動状況確認 (30分)	可搬型モニタリングポスト設置後		
可搬型気象観測装置		気象観測設備が使用不可な場合	可搬型気象観測装置設置 (90分)		
放射性物質の濃度の測定	2名	放射能観測車 (空气中)	使用可否判断 (30分)	放射能観測車による測定 (1ポイントにつき 90分)	
		可搬型放射線計測器 (空气中)	放射能観測車が使用不可な場合	可搬型放射線計測器による代替測定 (1ポイントにつき 95分)	
	4名	可搬型放射線計測器 (水中、土壌中)			水中、土壌中の測定 (1ポイントにつき 65分)
	4名	可搬型放射線計測器 小型船舶 (海上モニタリング)			海上モニタリング (260分)

モニタリング・ポスト

1. モニタリング・ポストの配置及び計測範囲

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時に周辺監視区域境界付近の放射線量率を連続的に監視するために，モニタリング・ポスト 9 台を設けており，連続測定したデータは，中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に表示し，監視を行うことができる設計とする。また，そのデータを記録し，保存することができる設計とする。

なお，モニタリング・ポストは，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に警報を発信する設計とする。モニタリング・ポストの配置図を第 1 図，計測範囲等を第 1 表に示す。



第 1 図 モニタリング・ポストの配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第1表 モニタリング・ポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個数	取付箇所
モニタリング・ ポスト	NaI (Tl) シンチレーション式	10 ~	計測範囲で可変	各1台	周辺監視区 域境界付近 (9箇所)
	イオンチェンバ	10 ⁸ nGy/h		各1台	

NaI (Tl) シンチレーション式

イオンチェンバ



(モニタリング・ポストの写真)

可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定

1. 操作の概要

- モニタリング・ポストが機能喪失した際に，周辺監視区域境界付近の放射線量を測定するため，可搬型モニタリングポストを9台配置する。
- また，海側等に可搬型モニタリングポストを5台配置し，放射線量の監視に万全を期す。
- さらに，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化判断のため，5号炉原子炉建屋付近に1台配置し，放射線量の監視に万全を期す。
- 荒浜側高台保管場所 T.M.S.L 約 37m，大湊側高台保管場所 T.M.S.L 約 35m 及び 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 T.M.S.L 約 27.8m に保管している可搬型モニタリングポストを配置位置に運搬・配置し，測定を開始する。
- 測定値は，機器本体での表示及び電子メモリに記録する他，衛星回線によるデータ伝送機能を使用し，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所にて監視できる。

2. 必要要員数・想定操作時間

○必要要員数：2名

○操作時間：配置位置での操作開始から測定開始までは約15分/台

○所要時間：測定及び代替測定を連続して実施した場合は約7時間15分

：それぞれ実施した場合は以下のとおり

・モニタリング・ポストの代替用(9台)の配置は約4時間45分

・海側等5箇所への配置は約2時間55分

・陽圧化判断用1箇所の配置は約55分

※所要時間は、可搬型モニタリングポストの運搬時間を含む。



① 可搬型モニタリングポストの運搬



② 可搬型モニタリングポストの配置

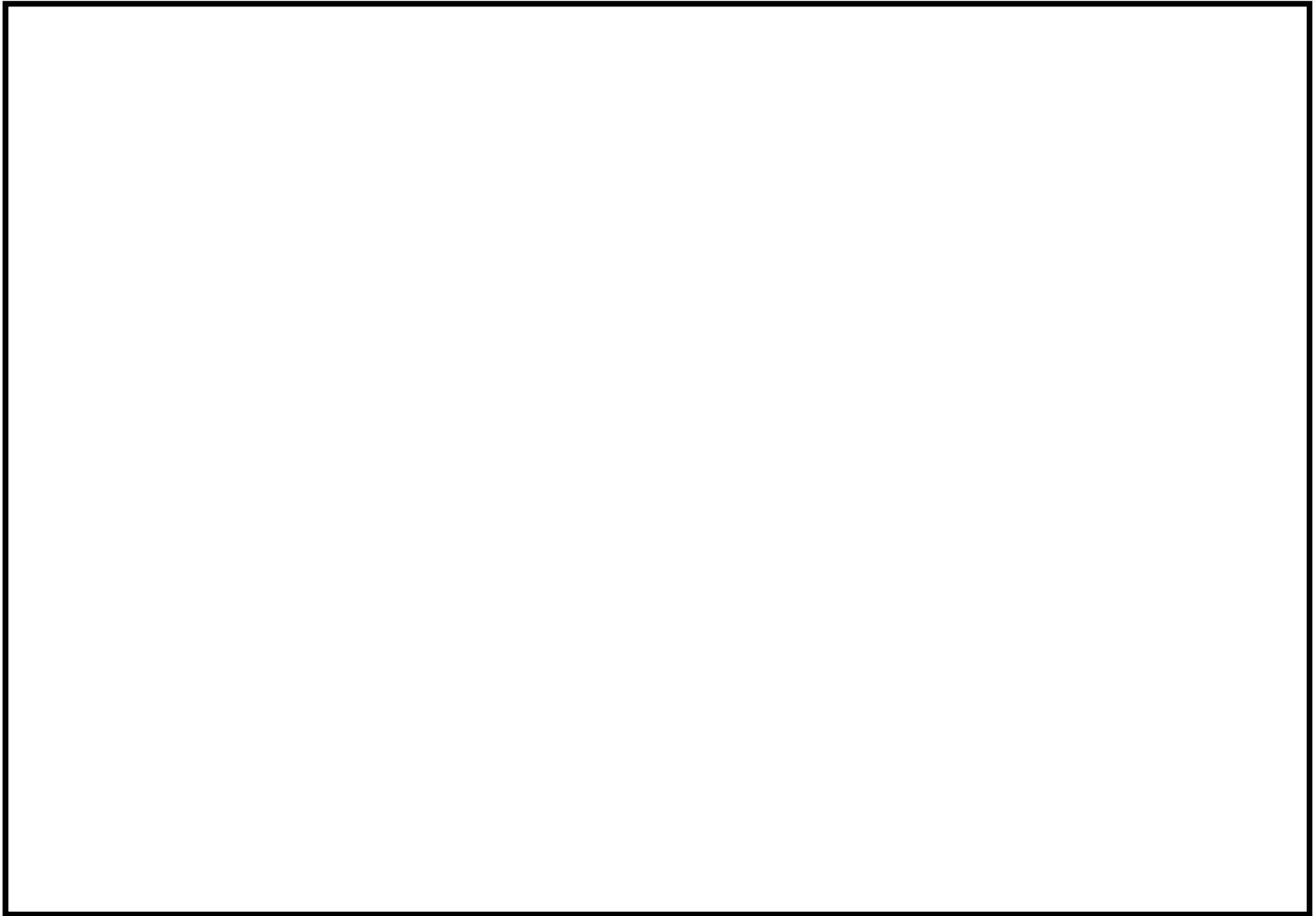
【配置方法等】

- ・可搬型モニタリングポスト本体を組み立てる。
- ・衛星電話のアンテナを南向きに設定する。
- ・可搬型モニタリングポスト本体，外部バッテリー部，衛星電話アンテナ部をケーブルにて接続する。

可搬型モニタリングポスト

重大事故等時、モニタリング・ポストが機能喪失した際に代替できるよう可搬型モニタリングポストをモニタリング・ポスト設置位置に 9 台配置する。また、原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合、可搬型モニタリングポストをモニタリング・ポストが設置されていない海側等に 5 台、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化が判断できるよう 5 号炉原子炉建屋付近に 1 台配置する。

可搬型モニタリングポストは合計 15 台（予備 1 台）保管する。可搬型モニタリングポストの配置位置及び保管場所を第 1 図、計測範囲等を第 1 表、仕様を第 2 表に示す。可搬型モニタリングポストの電源は、外部バッテリーにより 5 日間以上連続で稼働できる設計としており、外部バッテリーを交換することにより継続して計測できる。また、測定データは、可搬型モニタリングポストの電子メモリに記録するとともに、衛星回線により、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に伝送することができる。



第 1 図 可搬型モニタリングポストの配置位置及び保管場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 1 表 可搬型モニタリングポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個数
可搬型モニタリングポスト	NaI(Tl) シンチレーション	10 ~	計測範囲で 可変	15 台 (予備 1 台)
	半導体	10^9 nGy/h [※]		

※ 「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値 (10^{-1} Gy/h) 等を満足する設計とする。

第 2 表 可搬型モニタリングポストの仕様

項目	内容
電源	外部バッテリー（2 個）により 5 日以上供給可能。 5 日後からは、予備の外部バッテリー（2 個）と交換することにより継続して計測可能。外部バッテリーは 1 個あたり約 3 時間で充電可能。
記録	測定値は本体の電子メモリに 1 週間分程度記録。
伝送	衛星回線により、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所にてデータ監視。なお、本体で指示値の確認が可能。
概略寸法	本体：約 700(W)×約 500(D)×約 1000(H)mm 外部バッテリー：約 420(W)×約 330(D)×約 180(H)mm
重量	合計：約 74kg 本体：約 40kg 外部バッテリー：約 34kg（約 17kg/個×2 個）



アンテナ部

(可搬型モニタリングポストの写真)

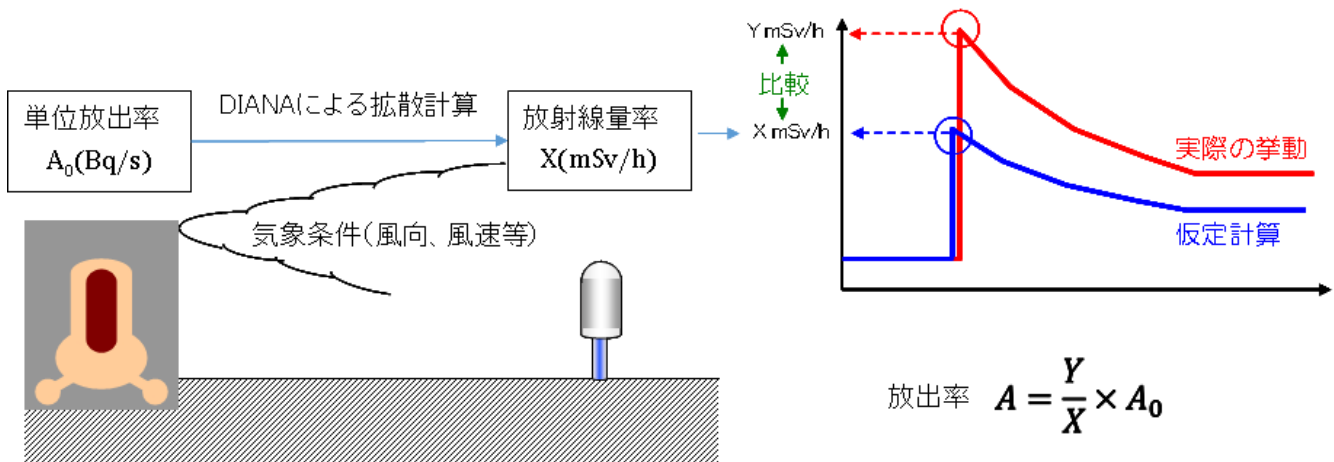
放射能放出率の算出

1. 原子力発電所周辺線量予測評価システムによる算出

重大事故等時において、放射性物質が放出された場合に、放射性物質の放射能放出率を算出するために、原子力発電所周辺線量予測評価システム（以下「DIANA」という。）を使用する。

DIANA は、地形形状を考慮した大気拡散評価が可能であり、放射能放出率と気象条件より発電所周辺の任意の地点の放射線量率の計算を行うことができる。DIANA を使用し、単位放出率あたりの可搬型モニタリングポスト等の位置での放射線量率を求め、実測された放射線量率との比例計算により、実際の放射能放出率を算出することができる。DIANA が機能喪失した場合は、「2. 環境放射線モニタリング指針に基づく算出」に基づき算出を行う。

第1図に DIANA による評価の概略図を示す。



第1図 DIANA による評価の概略図

2. 環境放射線モニタリング指針に基づく算出

(1) 地上高さから放出された場合の測定について

重大事故等時において、放射性物質が放出された場合に放射性物質の放射能放出率を算出するために、可搬型モニタリングポスト等で得られた放射線量率のデータより、以下の算出式を用いる。(出典：「環境放射線モニタリング指針」(原子力安全委員会 平成 22 年 4 月))

a. 放射性希ガス放出率 (Q) の算出式

$$Q = 4 \times D \times U / D_0 / E \quad (\text{GBq/h})$$

Q : 実際の条件下での放射性希ガス放出率 (GBq/h)

4 : 安全係数

D : 風下の地表モニタリング地点で実測された空気カーマ率^{※1} ($\mu\text{Gy/h}$)

U : 平均風速 (m/s)

D₀ : 空気カーマ率分布図のうち地上放出高さ及び大気安定度が該当する図から読み取った地表地点における空気カーマ率 ($\mu\text{Gy/h}$)

(at 放出率 : 1GBq/h, 風速 : 1m/s, 実効エネルギー : 1MeV/dis) ^{※2}

E : 原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)

b. 放射性よう素放出率 (Q) の算出式

$$Q = 4 \times \chi \times U / \chi_0 \quad (\text{GBq/h})$$

Q : 実際の条件下での放射性よう素放出率 (GBq/h)

4 : 安全係数

χ : 風下の地表モニタリング地点で実測された大気中の放射性よう素濃度^{※1} (Bq/m^3)

U : 平均風速 (m/s)

χ_0 : 地上高さ及び大気安定度が該当する地表濃度分布図から読み取った地表面における大気中の放射性よう素濃度 (Bq/m^3) (at 放出率 : 1GBq/h, 風速 : 1m/s) ^{※2}

※1 : モニタリングで得られたデータを使用

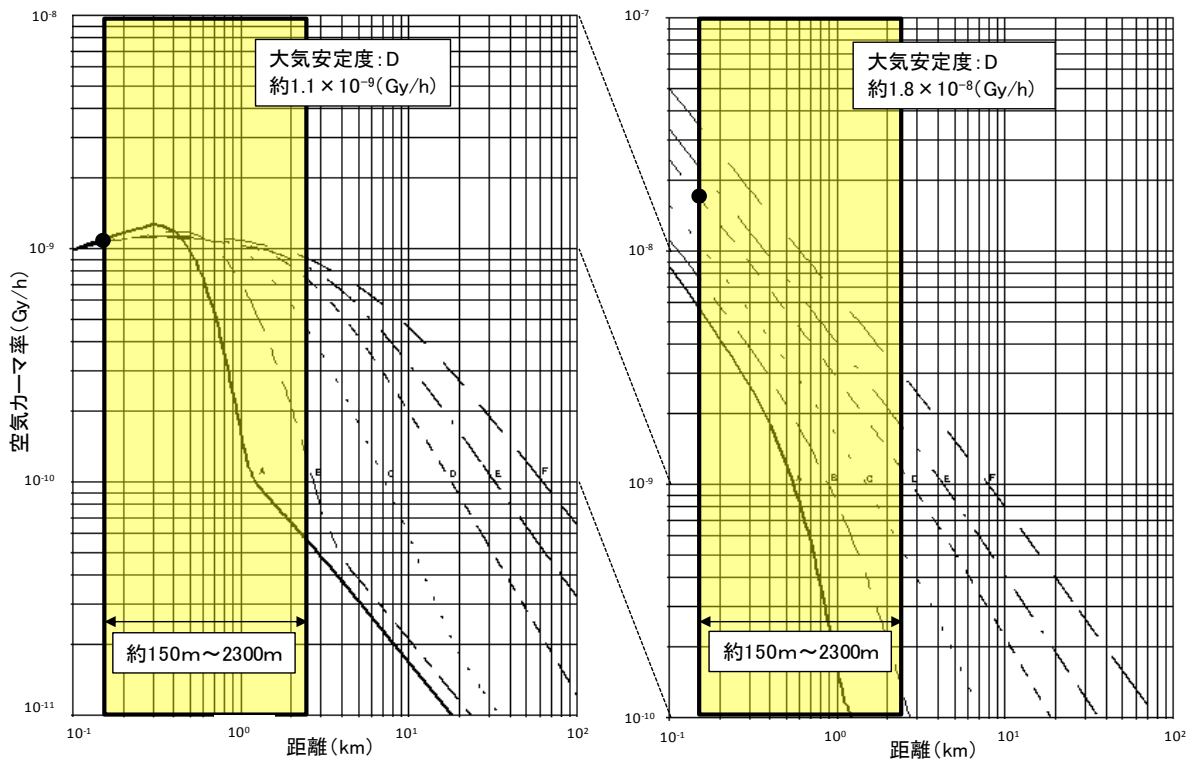
※2 : 排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図 (Ⅲ) (日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Data/Code2004-010)

(2) 高い位置から放出された場合の測定について

可搬型モニタリングポストは、地表面に配置するため、プルームが高い位置から放出された場合、プルーム高さで測定した場合に比べて放射線量率としては低くなる。しかしながら、プルームが通過する上空と地表面の間に放射線を遮蔽するものがないため、地表面に配置する可搬型モニタリングポストで十分に測定が可能である。

【放出高さ 80m の場合】

【放出高さ 0m の場合】



- ・ 排気筒高さ 地上高 73m
- ・ 敷地グラウンドレベル T.M.S.L 約 12m
- ・ 可搬型モニタリングポスト配置位置
(6号及び7号炉原子炉建屋から約 150m～2300m 付近)

出典：排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図

(Ⅲ) (日本原子力研究所 2004年6月 JAERI-Data/Code2004-010)

第2図 各大気安定度における地表面での放射性雲からのガンマ線による
空気カーマ率分布図

(3) 放射能放出率の算出

<放射能放出率の計算例>

以下に、放射性希ガスによる放射能放出率の計算例を示す。

(風速は「1m/s」、大気安定度は「D」とする。)

$$\begin{aligned}\text{放射性希ガス放出率} &= 4 \times D \times U / D_0 / E \\ &= 4 \times 5 \times 10^4 \times 1.0 / 1.1 \times 10^{-3} / 0.5 = 3.6 \times 10^8 \quad (\text{GBq/h}) \\ &\quad (3.6 \times 10^{17} \quad \text{Bq/h})\end{aligned}$$

4 : 安全係数

D : 地表モニタリング地点（風下方向）で実測された空間放射線量率
⇒50mGy/h (5×10⁴ μ Gy/h) 1Sv=1Gy とした

U : 放出地上高さにおける平均風速
⇒1.0m/s

D₀ : 1.1×10⁻³ μ Gy/h (放出高さ 80m, 距離 150m)

E : 原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー
⇒0.5MeV/dis

※放射性よう素の放射能放出率は、可搬型ダスト・よう素サンプラにより採取し、可搬型放射線計測器により測定したデータから算出する。

(4) 可搬型モニタリングポスト（海側）の配置位置におけるプルームの検知性について

プルームが放出された場合において、プルームは必ずしも可搬型モニタリングポスト等の配置位置を通過するわけではなく、間隙を通過するケースも考えられる。そのため、海側に配置する可搬型モニタリングポストの検知性について、以下のとおり DIANA による確認を行った。

a. 評価条件

第 1 表 DIANA を用いた大気拡散評価

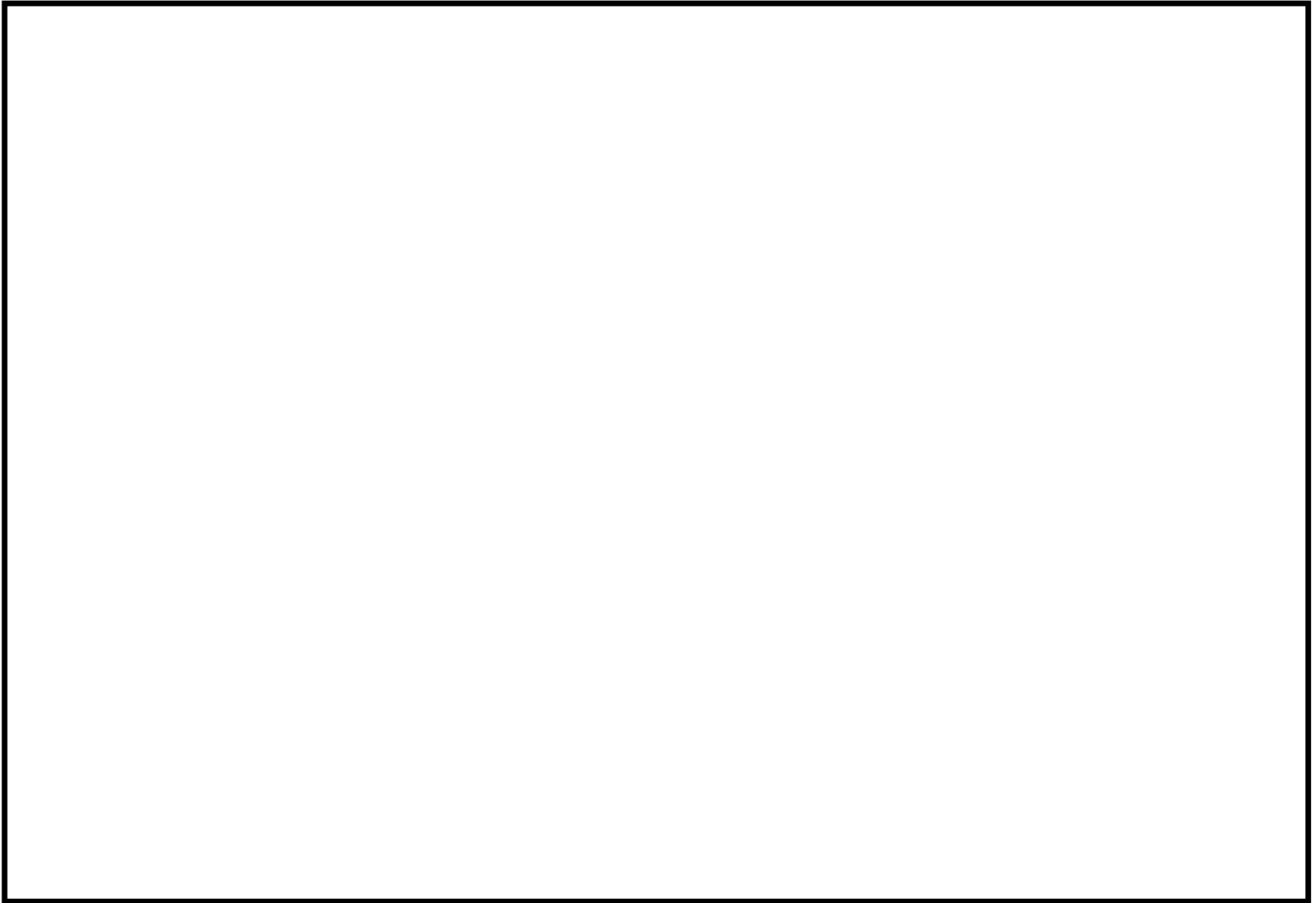
項目	設定内容	設定理由
風速	地上高 10m : 3.1m/s 地上高 75m : 5.8m/s 地上高 150m : 5.9m/s	柏崎刈羽原子力発電所構内で観測された風速の平均値を採用
風向	北東, 東北東, 東, 東南東, 南東, 南南東, 南, 南南西	海側にプルームが放出されることを考慮し, 海側全方位を採用
大気安定度	D (中立)	柏崎刈羽原子力発電所構内で観測された大気安定度のうち, 最も出現頻度の高い大気安定度を採用
放出位置	6 号炉格納容器圧力逃がし装置出口配管 (地上高 40.4m, 標高 52.4m)	7 号炉でも同様の結果が得られると考えられるため, 6 号炉で代表して評価
評価地点	6 号炉を放出原点として発電所敷地境界の以下の位置 ・南西, 西南西, 西, 西北西, 北西, 北北西, 北, 北北東 ・可搬型モニタリングポスト (海側に配置した 4 台) の配置位置を第 3 図に示す。	プルームの方向による検知性を確認するため, 風下各方位の敷地境界位置に加え, 海側に配置する 4 台の可搬型モニタリングポスト位置で評価

b. 評価結果

各風向における評価地点での放射線量率の感度を第2表に示す。ここでは、風向きによる差を確認するために、風下方向の敷地境界位置での放射線量率を1と規格化して求めた。各可搬型モニタリングポスト位置での評価結果は、風下方向の数値に対して、最低でも0.15程度の感度を有しており、プルーム通過時の放射線量率の測定は可能であると評価する。

第2表 各風向による評価地点での放射線量率の感度

		風向							
		北東	東北東	東	東南東	南東	南南東	南	南南西
評価地点	風下方向 (敷地境界位置)	1	1	1	1	1	1	1	1
	海側等1	0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
	海側等2	0.56	0.03	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
	海側等3	1.04	0.75	<u>0.15</u>	0.05	0.02	0.01	0.01	0.01
	海側等4	0.02	0.03	0.04	0.16	0.39	0.93	0.92	0.57



第3図 可搬型モニタリングポストの配置位置

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

3. 可搬型モニタリングポストの計測範囲

(1) 重大事故等時における放射線量率測定に必要な最大測定レンジ

重大事故等時において，放出放射エネルギーを推定するために，敷地境界で放射線量率を測定する場合の最大測定レンジは，福島第一原子力発電所の測定データを踏まえて 11～17mSv/h 程度（炉心との距離が最も短い（6号炉とモニタリング・ポスト 1）約 800m 程度の場合）が必要と考えられる。また，敷地内で放射線量率を測定する場合の最大測定レンジは，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化の判断のために設置する可搬型モニタリングポストと炉心の距離が約 150m 程度であるため，同様に約 13～170mSv/h 程度が必要である。

このため，1000mSv/h の測定レンジがあれば十分測定可能である。

なお，測定レンジを超えたとしても，近隣の可搬型モニタリングポスト等の測定値より推定することが可能である。また，瓦礫等の影響でバックグラウンドが高くなる場合は，配置位置を変更する等の対応を実施する。

(2) 福島第一原子力発電所の測定データに基づく放射線量率の評価

福島第一原子力発電所敷地周辺の最大放射線量率は，原子炉建屋から約 900m の距離にある正門付近で約 11mSv/h であった（2011.3.15 9:00）。これをもとに炉心から約 150m 及び約 800m を計算すると，放射線量率はそれぞれ約 13～170 mSv/h 及び約 11～17mSv/h となる。

（距離と放射線量率の関係）

炉心からの距離 (m)	放射線量率 (mSv/h)
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化判断用 約 150	約 13～170 ^{※1}
モニタリング・ポスト代替 約 800	約 11～17 ^{※1}
約 900	約 11 ^{※2}

※1：風速 1m/s，放出高さ 30m，大気安定度 A～F「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図（Ⅲ）」（日本原子力研究所 2004年6月 JAERI-Data/Code2004-010）を用いて算出

※2：福島第一原子力発電所の原子炉建屋より約 900m の距離にある正門付近

4. 可搬型モニタリングポストのバッテリー交換における被ばく線量評価

可搬型モニタリングポストは、外部バッテリー（2個）により5日間以上電源供給が可能であり、5日後からは予備の外部バッテリー（2個）と交換することにより、必要な期間継続して測定が可能な設計としている。なお、外部バッテリーは、荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管し、通常時から充電を行うことで、5日目に確実に交換できる設計とする。

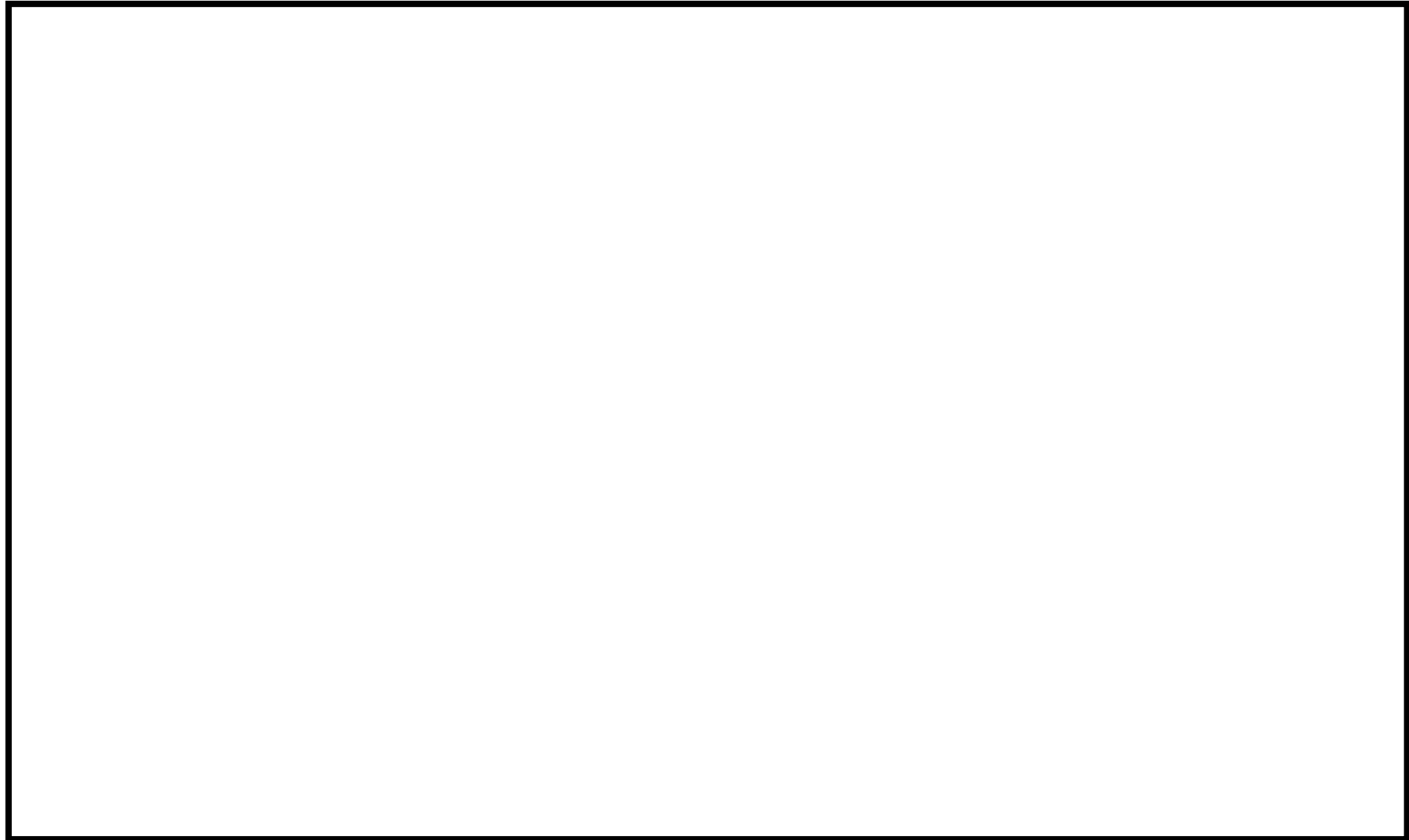
また、15台全ての可搬型モニタリングポストの外部バッテリーを交換した場合の所要時間は、作業開始を判断してから移動時間も含めて約5時間30分で可能である。

ここでは、以下の評価条件から、可搬型モニタリングポストのバッテリー交換における被ばく線量の評価を示す。

<被ばく線量の評価条件>

- ・ 発災プラント：6号及び7号炉
- ・ 想定シナリオ：大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失
 - 6号炉：格納容器ベント（W/W ベント）実施
 - 7号炉：代替循環冷却系により事象収束に成功
- ・ 評価点：評価点を第4図に示す。評価点は、格納容器ベント実施号炉（6号炉）から実際の作業エリアまでの距離よりも、格納容器ベント実施号炉に近い範囲内で選定した。

（可搬型モニタリングポストの配置場所である展望台、海側等3、海側等4、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化判断用の4箇所は、発災プラントの比較的近傍に設置されることから、移動及びバッテリー交換時に、原子炉建屋内の放射性物質からの寄与、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによろ素フィルタ内の放射性物質からのガンマ線による寄与を考慮した。）



第 4 図 評価点及び可搬型モニタリングポストの配置位置及び保管場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

- ・ 大気拡散条件：発災プラント周辺現場作業エリアのうち厳しい評価結果を与える作業場所の相対濃度及び相対線量を参照

- ・ 評価時間：合計 330 分^{※1}

※1：展望台，海側等 3，海側等 4，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化判断用以外の可搬型モニタリングポストに係る作業：250 分

((作業場所への移動 10 分+作業 10 分) ×9 箇所+5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から高台保管場所を經由して MP1 への移動 30 分+MP7 から高台保管場所を經由して MP8 への移動 20 分+作業 10 分×2 箇所)

展望台，海側等 3，海側等 4，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化判断用の可搬型モニタリングポストに係る作業：80 分

((作業場所への移動 10 分+作業 10 分) ×上記 4 箇所)

- ・ 作業開始時間：事故発生後から 5 日後（120 時間後）から作業開始
- ・ 作業場所まわりの遮蔽：考慮しない
- ・ マスクによる防護係数：1000
- ・ 被ばく経路：以下を考慮

原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく，
 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく，
 放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく，
 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく，
 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによろ素フィルタ内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

作業開始時間	事故発生から 120 時間後
作業に係る被ばく線量	約 95mSv

放射能観測車

周辺監視区域境界付近の放射線量率及び空気中の放射性物質の濃度を迅速に測定するために、放射線量率を監視、測定、記録する装置、空気中の放射性物質（粒子状物質、よう素）を採取、測定する装置等を搭載した放射能観測車を1台配備する。

また、福島第一及び第二原子力発電所に放射能観測車を各1台、合計2台保有しており、融通することが可能である。さらに、原子力事業者間協力協定に基づき、放射能観測車11台の融通を受けることが可能である。

放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等を第1表に示す。

第1表 放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等

名称		検出器の種類	計測範囲	記録方法	個数
放射能 観測車	空間ガンマ 線測定装置	電離箱	10 ~ 10 ⁸ nGy/h	サンプリング記録	1台
	GM計数装置	GM管	1 ~ 10 ⁶ カウント	サンプリング記録	1台
	よう素測定 装置	NaI(Tl) シンチレーション	1 ~ 10 ⁶ カウント	サンプリング記録	1台

<p>(その他主な搭載機器) 個数 : 各1台</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ダスト・よう素サンプラ ・PHS 端末 ・衛星電話設備 (可搬型) ・風向, 風速計 	 <p>(放射能観測車の写真)</p>
--	---

可搬型放射線計測器による **空気中の放射性物質の濃度の測定**

1. 操作の概要

- **重大事故等時**，放射能観測車が機能喪失した際に，空気中の放射性物質の濃度を**代替測定**し監視するため，可搬型ダスト・よう素サンプラを配置し，試料を採取する。**また，重大事故等時，主排気筒モニタが機能喪失した場合，又は気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合，空気中の放射性物質の濃度を測定し監視するため，可搬型ダスト・よう素サンプラを配置し，試料を採取する。**
- 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 T.M.S.L 約 27.8m に保管している可搬型放射線計測器を車両等で，**採取場所に運搬し，採取する。**
- 採取したダストろ紙及びよう素用カートリッジを可搬型放射線計測器で放射性物質の濃度を測定し，記録する。

2. 必要要員数・想定**操作時間**

- 必要要員数 : 2名
- 操作時間：採取場所での可搬型ダスト・よう素サンプラ起動から
試料採取・測定終了まで約 **50分**／箇所
- 所要時間：移動を含め1箇所の測定は，**約1時間35分**
※試料採取場所により，所要時間に変動がある。

		
<p>ダスト・よう素の採取</p>	<p>ダストの測定</p>	<p>よう素の測定</p>

3. 放射性物質の濃度の算出

空気中の放射性物質の濃度の算出は、可搬型ダスト・よう素サンプラで採取した試料を可搬型放射線計測器にて測定し、以下の算出式から求める。

(1) 空気中ダストの放射性物質の濃度の算出式

$$\begin{aligned} & \text{空気中ダストの放射性物質の濃度 (Bq/cm}^3\text{)} \\ & = \text{換算係数 (Bq/min}^{-1}\text{)} \times \text{試料の NET 値 (min}^{-1}\text{)} / \text{サンプリング量 (L)} \times \\ & \quad 1000 \text{ (cm}^3\text{/L)} \end{aligned}$$

(2) 空気中よう素の放射性物質の濃度の算出式

$$\begin{aligned} & \text{空気中よう素の放射性物質の濃度 (Bq/cm}^3\text{)} \\ & = \text{換算係数 (Bq/} \mu \text{Gy/h)} \times \text{試料の NET 値 (} \mu \text{Gy/h)} / \text{サンプリング量 (L)} \\ & \quad \times 1000 \text{ (cm}^3\text{/L)} \end{aligned}$$

空気中の放射性物質の濃度の測定上限値については、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針（昭和56年7月23日 原子力安全委員会決定，平成18年9月19日 一部改訂）」に $3.7 \times 10^1 \text{Bq/cm}^3$ と定められており，サンプリング量を適切に設定することにより，可搬型放射線計測器の計測範囲内で測定することができる。



(空気中の放射性物質の濃度の測定の写真)

可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定

1. 操作の概要

- 重大事故等時、液体廃棄物処理系排水モニタが機能喪失した場合、又は発電所の周辺海域へ放射性物質が含まれる水が放出されたおそれがある場合、取水口及び放水口付近から、採取用資機材を用いて海水、排水を採取する。
- 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 T.M.S.L 約 27.8m に保管している採取用資機材を採取場所に運搬し、海水、排水を採取する。
- 採取した海水、排水を測定用のポリ容器に移し、可搬型放射線計測器で放射性物質の濃度を測定し、記録する。

2. 必要要員数・想定操作時間

- 必要要員数 : 2名
- 所要時間 : 移動を含め 1箇所の測定は、約 1時間 5分



(採取用資機材の写真)



(海水・排水採取の写真)

【測定方法】

- ・ 採取用資機材にて、海水、排水を採取する。
- ・ 採取した海水、排水をポリ容器に移す。
- ・ 採取した海水、排水の放射性物質の濃度を可搬型放射線計測器で測定し、記録する。

3. 放射性物質の濃度の算出

海水，排水の放射性物質の濃度の算出は，ポリ容器に採取した試料を可搬型放射線計測器にて測定し，以下の算出式から求める。

(1) 海水，排水の放射性物質の濃度の算出式

$$\begin{aligned} & \text{海水，排水の放射性物質の濃度 (Bq/cm}^3\text{)} \\ & = \text{換算係数 (Bq/} \mu\text{Gy/h)} \times \text{試料の NET 値 (} \mu\text{Gy/h)} / \text{サンプリング量 (cm}^3\text{)} \end{aligned}$$

各種モニタリング設備等

「設置許可基準規則」第 60 条（監視測定設備）及び「技術基準規則」第 75 条（監視測定設備）の対応のモニタリング設備は以下とする。

可搬型モニタリングポストは、モニタリング・ポストが機能喪失しても代替し得る十分な個数として 9 台、モニタリング・ポストが設置されていない海側等に 5 台、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化が判断できるよう 1 台、故障時及び保守点検時のバックアップ用（予備）として 1 台を加えた合計 16 台を保管する。

放射能観測車は、周辺監視区域境界付近の放射線量率及び空気中の放射性物質の濃度を迅速に測定するために、1 台を配備する。

また、福島第一及び第二原子力発電所に放射能観測車を各 1 台、合計 2 台保有しており、融通をすることが可能である。さらに、原子力事業者間協力協定に基づき、放射能観測車 11 台の融通を受けることが可能である。

可搬型放射線計測器のうち可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイメータ、GM 汚染サーベイメータ及び電離箱サーベイメータは、放射能観測車の代替測定並びに発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し得る十分な個数として各 2 台、故障時及び保守点検時のバックアップ用（予備）として各 1 台を加えた合計各 3 台を保管する。可搬型放射線計測器のうち ZnS シンチレーションサーベイメータは、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を測定し得る十分な個数として 1 台、故障時及び保守点検時のバックアップ用（予備）として 1 台を加えた合計 2 台を保管する。

上記モニタリング設備の他に、サーベイカー（ワゴン車等）、可搬型放射線計測器、自主対策設備及び小型船舶（海上モニタリング用）等を組み合わせることで、状況に応じて、発電所内外のモニタリングを総合的に行う。

- (1) サーベイメータ等を搭載したモニタリング可能な車両（サーベイカー）
サーベイメータ等を搭載し、任意の場所のモニタリングを行うサーベイカーを2台配備している。

なお、放射能観測車の保守点検時は、サーベイカーを使用可能な状態で待機させる。

a. 個数：2台

b. 主な搭載機器（台数：以下の各1台をそれぞれサーベイカーに搭載）

- ・電離箱サーベイメータ
- ・NaIシンチレーションサーベイメータ
- ・GM汚染サーベイメータ
- ・可搬型ダスト・よう素サンプリャ
- ・PHS端末
- ・衛星電話設備（可搬型）
- ・可搬型風向，風速計



（サーベイカーの写真）

- (2) 可搬型放射線計測器

可搬型放射線計測器は、放射能観測車，サーベイカーに搭載する。状況に応じて，モニタリングに使用する。

a. 放射線量の測定

電離箱サーベイメータにより現場の放射線量率を測定する。

- ・電離箱サーベイメータ（2台（予備1台））



（電離箱サーベイメータの写真）

b. 放射性物質の採取

可搬型ダスト・よう素サンプラにより空気中の放射性物質（ダスト，よう素）を採取する。

- ・可搬型ダスト・よう素サンプラ（2台（予備1台））



（可搬型ダスト・よう素サンプラの写真）

c. 放射性物質の濃度の測定

- ・ NaI シンチレーションサーベイメータ（2台（予備1台））
- ・ GM 汚染サーベイメータ（2台（予備1台））
- ・ ZnS シンチレーションサーベイメータ（1台（予備1台））

各種サーベイメータの写真を以下に示す。



（NaI シンチレーションサーベイメータの写真）



（GM 汚染サーベイメータの写真）



（ZnS シンチレーションサーベイメータの写真）

(3) 自主対策設備（放射性物質の濃度の測定）

重大事故等時に機能維持を担保できないが、機能喪失していない場合には、事故対応に有効であるため使用する。

なお、使用にあたっては、必要に応じ試料に前処理を行い、測定する。

- ・ Ge **ガンマ**線多重波高分析装置
- ・ 可搬型 Ge **ガンマ**線多重波高分析装置
- ・ ガスフロー測定装置



(Ge **ガンマ**線多重波高分析装置の
写真)



(可搬型 Ge **ガンマ**線
多重波高分析装置の
写真)



(ガスフロー測定装置の
写真)

(4) 小型船舶（海上モニタリング用）による海上モニタリング

重大事故等時、発電所の周辺海域へ気体状又は液体状の放射性物質が放出された場合、小型船舶（海上モニタリング用）により、周辺海域の放射線量率を電離箱サーベイメータで測定し、その結果を記録するとともに、空気中の放射性物質及び海水のサンプリングを行う。サンプリングした試料については、NaI シンチレーションサーベイメータ、GM 汚染サーベイメータ及び ZnS シンチレーションサーベイメータで測定し、その結果を記録する。なお、海洋の状況等が安全上の問題がないと判断できた場合に海上モニタリングを行う。

a. 個数：1台（予備1台）

b. 定員：6名

c. モニタリング時に持ち込む資機材

- ・電離箱サーベイメータ：1台
- ・可搬型ダスト・よう素サンプラ：1台
- ・採取用資機材（容器等）：1式

d. 保管場所

- ・荒浜側高台保管場所：1台（T.M.S.L約37m）
- ・大湊側高台保管場所：1台（T.M.S.L約35m）


e. 運搬方法

車両にてボートトレーラーを牽引、又はユニック車にて荒浜側放水口砂浜又は物揚場まで運搬する。

(5) 土壌モニタリング

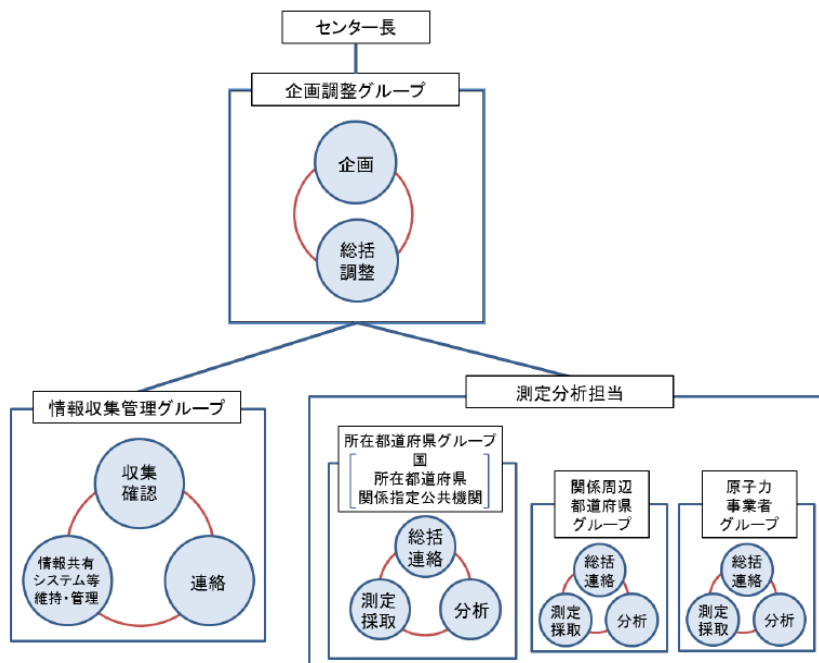
重大事故等時、気体状の放射性物質が放出された場合、発電所敷地内の土壌を採取し、GM 汚染サーベイメータによりベータ線を放出する放射性物質の濃度を測定する。また、必要に応じて NaI シンチレーションサーベイメータによりガンマ線、ZnS シンチレーションサーベイメータによりアルファ線を測定する。

○ZnS シンチレーションサーベイメータによる測定

ZnS シンチレーションサーベイメータ	
測定の様子	実施事項：
	採取した試料を容器に入れて、ZnS シンチレーションサーベイメータにより放射性物質の濃度を測定する。

発電所敷地外の緊急時モニタリング体制

(1) 原子力災害対策指針（原子力規制委員会 平成 29 年 3 月 22 日全部改正）に従い、国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて、第 1 図及び第 1 表のとおり国、地方公共団体と連携を図りながら、敷地外のモニタリングを実施する。



第 1 図 緊急時モニタリングセンターの体制図

第 1 表 緊急時モニタリングセンター組織の機能と人員構成

	機能	人員構成
企画調整グループ	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時モニタリングセンター内の総括 緊急時モニタリングの実施内容の検討、指示等 	<ul style="list-style-type: none"> 対策官事務所長及び副所長を企画調整グループ長、所在都道府県センター長等を企画調整グループ長補佐として配置 国、所在都道府県、関係周辺都道府県、原子力事業者及び関係指定公共機関等で構成
情報収集管理グループ	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時モニタリングセンター内における情報の収集及び管理 緊急時モニタリングの結果の共有、緊急時モニタリングに係る関連情報の収集等 情報共有システムの維持・異常対応等 	<ul style="list-style-type: none"> 国の職員（原子力規制庁監視情報課）を情報収集管理グループ長とし、国、所在都道府県、関係周辺都道府県、原子力事業者及び関係指定公共機関等で構成
測定分析担当	<ul style="list-style-type: none"> 企画調整グループで作成された指示書に基づき、必要に応じて安定ヨウ素剤を服用したのち測定対象範囲の測定 	<ul style="list-style-type: none"> 所在都道府県、関係周辺都道府県、原子力事業者のグループで構成し、それぞれに全体を統括するグループ長を配置

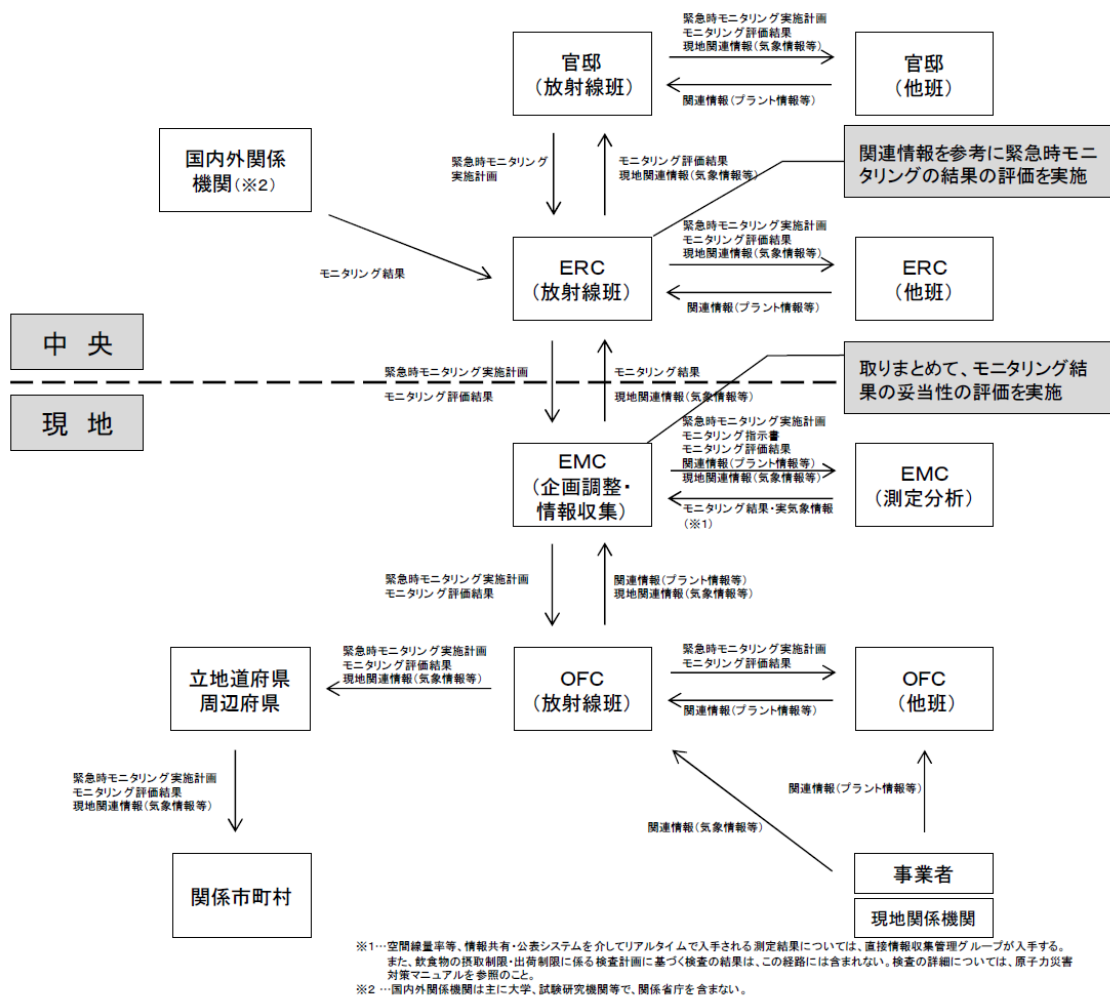
出典：緊急時モニタリングセンター設置要領 第 2 版（平成 29 年 3 月 31 日）

(2) 原子力事業者防災業務計画において、以下の状況を把握し、オフサイトセンターに所定の様式で情報連絡を行うこととしている。

【オフサイトセンターへ情報連絡する事項】

- ① 事象発生時刻及び場所
- ② 事象発生の原因、状況及び拡大防止措置
- ③ 被ばく及び障害等人身災害にかかわる状況
- ④ 発電所敷地周辺における放射線並びに放射能の測定結果
- ⑤ 放出放射性物質の量、種類、放出場所及び放出状況の推移等の状況
- ⑥ 気象状況
- ⑦ 収束の見通し
- ⑧ その他必要と認める事項

(3) オフサイトセンターから緊急時モニタリングセンターへの情報のやり取りは、第2図のとおりである。事業者はオフサイトセンターへ情報連絡する事項（放出源情報）を連絡し、オフサイトセンターは、その情報を緊急時モニタリングセンターに提供することとなる。



第2図 緊急時モニタリング関連の情報のやり取り

出典：緊急時モニタリングについて（原子力災害対策指針補足参考資料）第5版

（平成29年3月22日）

他の原子力事業者との協力体制（原子力事業者間協力協定）

原子力災害が発生した場合，他の原子力事業者との協力体制を構築するため，原子力事業者間協力協定を締結している。

(1) 原子力事業者間協力協定締結の背景

平成 11 年 9 月の JCO 事故の際に，各原子力事業者が周辺環境のモニタリングや住民の方々のサーベイなどの応援活動を実施した。

この経験を踏まえ，平成 12 年 6 月に施行された原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）の内容とも整合性をとりながら，原子力事業者間協力協定を締結した。

(2) 原子力事業者間協力協定（内容）

（目的）

原災法第 14 条*の精神に基づき，国内原子力事業所において原子力災害が発生した場合，協力事業者が発災事業者に対し，協力要員の派遣，資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力を円滑に実施し，原子力災害の拡大防止及び復旧対策に努め，原子力事業者として責務を全うすることを目的としている。

*原災法第 14 条（他の原子力事業所への協力）

原子力事業者は，他の原子力事業者の原子力事業所に係る緊急事態応急対策が必要である場合には，原子力防災要員の派遣，原子力防災資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力をするよう努めなければならない。

（事業者）

電力 10 社（北海道，東北，東京，中部，北陸，関西，中国，四国，九州，電源開発），日本原子力発電，日本原燃

(協力の内容)

発災事業者からの協力要請に基づき、緊急事態応急対策および原子力災害事後対策が的確かつ円滑に行われるようにするため、緊急時モニタリング、避難退域時検査および除染その他の住民避難に対する支援に関する事項について協力要員の派遣、資機材の貸与その他の措置を講ずる。

モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリングポストの
バックグラウンド低減対策手段

事故後の周辺汚染により、モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定ができなくなることを避けるため、以下のとおり、バックグラウンドを低減する手段を整備する。

(1) モニタリング・ポスト

・汚染予防対策

事故後の周辺汚染により、放射性物質で検出器保護カバーが汚染される場合を想定し、交換用の検出器保護カバーを備える。

・汚染除去対策

重大事故等により、放射性物質の放出後、モニタリング・ポスト及びその周辺が汚染された場合、汚染の除去を行う。

- ① サーベイメータ等により汚染レベルを確認する。
- ② モニタリング・ポストの検出器保護カバーの交換を行う。
- ③ モニタリング・ポスト局舎壁等の拭き取り等を行う。
- ④ モニタリング・ポスト周辺の除草，土壌の除去等を行う。
- ⑤ サーベイメータ等により汚染除去後の汚染レベルが低減したことを確認する。

(2) 可搬型モニタリングポスト

・汚染予防対策

事故後の周辺汚染により、放射性物質で可搬型モニタリングポストが汚染される場合を想定し、可搬型モニタリングポストの配置を行う際、あらかじめ養生を行う。

・汚染除去対策

重大事故等により，放射性物質の放出後，可搬型モニタリングポスト及びその周辺が汚染された場合，汚染の除去を行う。

- ① サーベイメータ等により汚染レベルを確認する。
- ② あらかじめ養生を行っていた養生シートを取り除く。
- ③ 可搬型モニタリングポスト周辺の除草，土壤の除去等を行う。
- ④ サーベイメータ等により汚染除去後の汚染レベルが低減したことを確認する。

(3) バックグラウンド低減の目安について

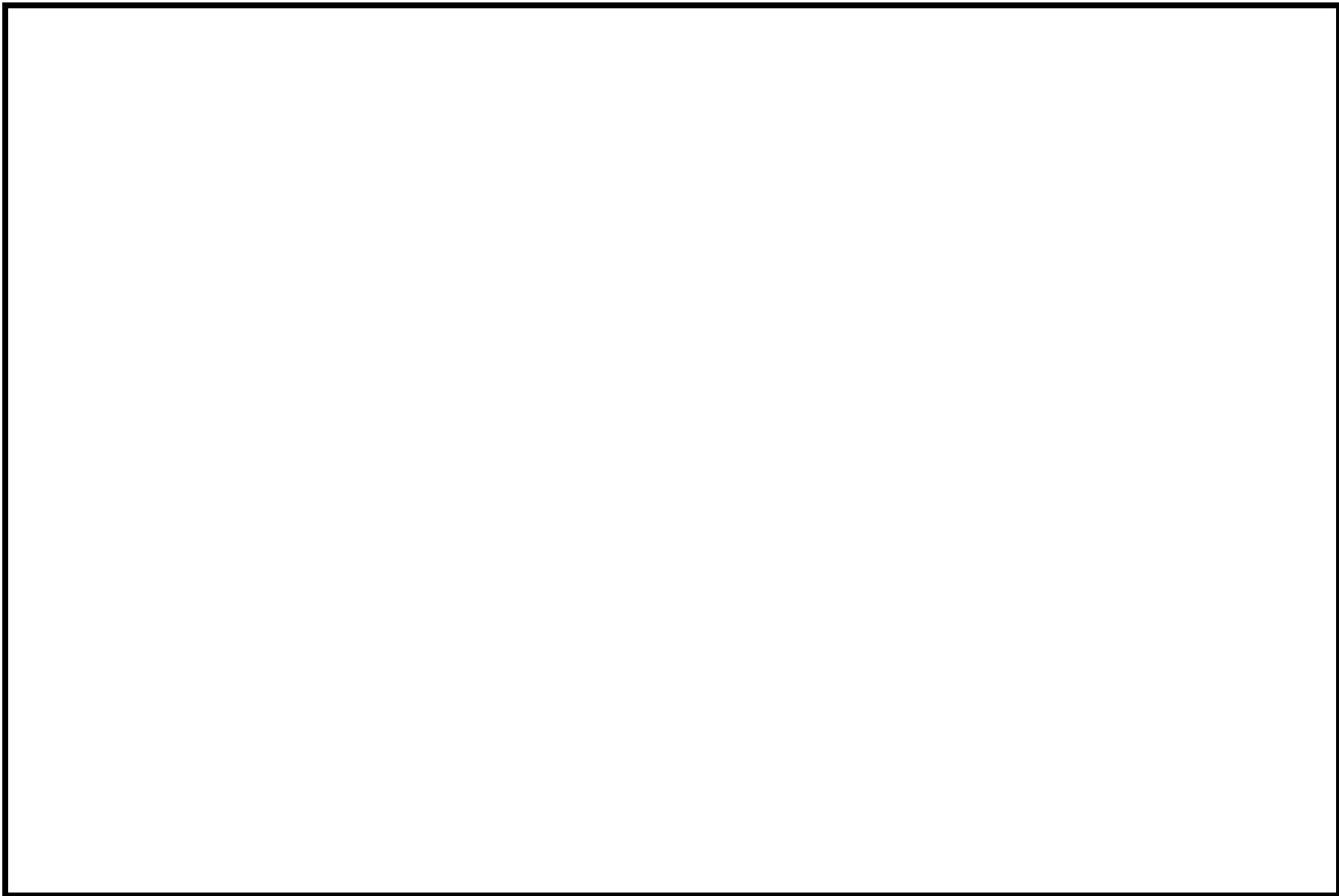
放射性物質により汚染した場合のバックグラウンド低減の目安については，以下のとおり。

- ・モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリングポストの通常時の放射線量率レベル（通常値）
- ・ただし，汚染の状況によっては，通常値まで低減することが困難な場合があるため，検出器の周囲にコンクリートの遮蔽壁を設置するなど可能な限りバックグラウンドの低減を図る。

気象観測設備

気象観測設備は、放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の一般公衆の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のために、風向、風速、日射量、放射収支量、雨量、温度等を測定し、連続測定したデータは、中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に表示し、監視を行うことができる設計とする。また、そのデータを記録し、保存することができる設計とする。

気象観測設備の配置図を第1図、測定項目等を第1表に示す。



第 1 図 気象観測設備の配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 1 表 気象観測設備の測定項目等

気象観測設備	
(気象観測設備の写真)	
 <p>放射収支計</p>	 <p>日射計</p>
 <p>風車型風向風速計 (地上高10m)</p>	 <p>ドップラー型風向風速計 (標高85m, 160m)</p>
個数：各 1 台 (測定項目) 風向※，風速※ 日射量※，放射収支量※ 雨量，温度等	(記録) 有線及び無線により中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に表示し、監視する。また、そのデータを記録し、保存する。

※ 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づく測定項目

可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定

1. 操作の概要

- 気象観測設備（風向，風速，日射量，放射収支量，雨量）が機能喪失した際に，可搬型気象観測装置を1台配置する。
- 荒浜側高台保管場所 T.M.S.L 約 37m 及び大湊側高台保管場所 T.M.S.L 約 35m に保管している可搬型気象観測装置を気象観測設備近傍に運搬・配置し，測定を開始する。
- 測定値は，機器本体の電子メモリにて記録する他，衛星回線によるデータ伝送機能を使用し，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所にて監視する。

2. 必要要員数・想定操作時間

- 必要要員数：2名
- 所要時間：可搬型気象観測装置（1台）の配置：約1時間30分
- ※ 所要時間は，可搬型気象観測装置の運搬時間を含む。



(可搬型気象観測装置の写真)

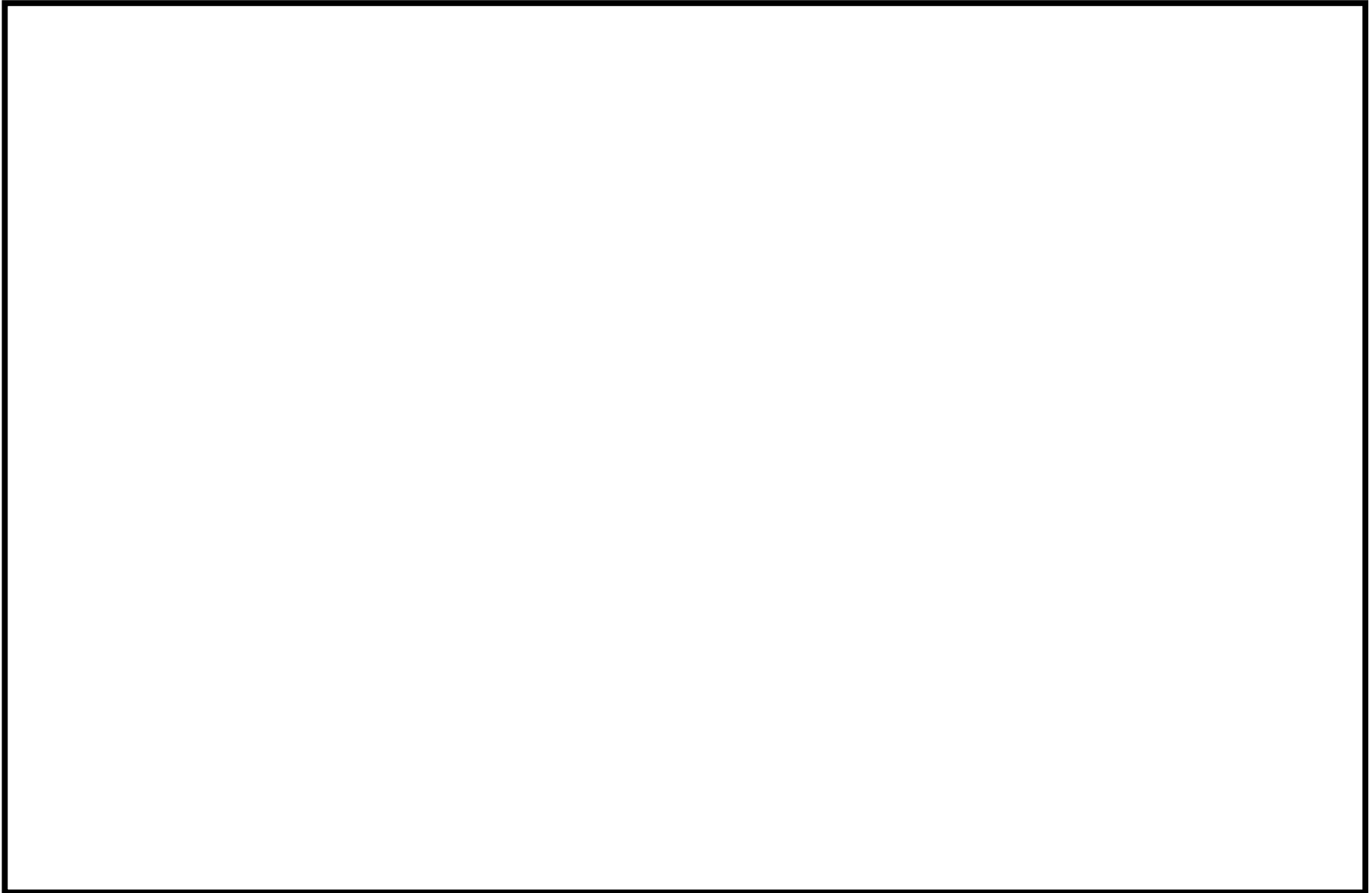
可搬型気象観測装置

重大事故等時，気象観測設備が機能喪失した際に代替できるよう可搬型気象観測装置を配置して，風向，風速，日射量，放射収支量，雨量を測定，記録する。配置場所は，以下の理由より，恒設の気象観測設備近傍とする。

- ① グラウンドレベルが恒設の気象観測設備と同じ。
- ② 配置場所周辺の建物や樹木の影響が少ない。
- ③ 事故時に放射性物質が放出された際に敷地を代表する付近の風向，風速を把握できる。

可搬型気象観測装置の配置位置及び保管場所を第1図，測定項目等を第1表に示す。

なお，放射能観測車に搭載している可搬型風向，風速計にて，風向，風速を測定することも可能である。



第1図 可搬型気象観測装置の配置位置及び保管場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 1 表 可搬型気象観測装置の測定項目等

可搬型気象観測装置
<div data-bbox="576 365 1018 902" data-label="Image"> </div> <p data-bbox="587 931 1007 965">(可搬型気象観測装置の写真)</p>
<p>個数：1 台（予備 1 台）</p>
<p>(測定項目)</p> <p>風向※，風速※，日射量※，放射収支量※，雨量</p> <p>(電源)</p> <p>外部バッテリー（5 個）により 7 日以上供給可能。</p> <p>7 日後からは，外部バッテリー予備（5 個）と交換することにより継続して計測可能。外部バッテリーは 1 個あたり約 1 日で充電可能。</p> <p>(記録)</p> <p>本体の電子メモリに 1 週間以上記録。</p> <p>(伝送)</p> <p>衛星回線により，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ伝送。</p> <p>(重量)</p> <p>合計：約 141kg</p> <p>本体：約 22kg</p> <p>外部バッテリー：約 119kg</p> <p>(約 20.5kg/個×5 個+約 16kg(ケース))</p>

※ 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づく測定項目

可搬型気象観測装置の観測項目について

重大事故等時、放射性物質が放出された場合、放出放射エネルギー評価や大気中における放射性物質拡散状態の推定を行うために、気象観測設備が機能喪失した場合は、可搬型気象観測装置で以下の項目について気象観測を行う。

(1) 観測項目

風向、風速、日射量、放射収支量及び雨量

風向、風速、日射量及び放射収支量については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（原子力安全委員会決定 昭和 57 年 1 月）」に基づく観測項目

(2) 各観測項目の必要性

放出放射エネルギー、大気安定度及び放射性物質の降雨による地表への沈着の推定には、それぞれ以下の観測項目が必要となる。

a. 放出放射エネルギー

風向、風速、大気安定度

b. 大気安定度

風速、日射量、放射収支量

c. 放射性物質の降雨による地表への沈着の推定

雨量

モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置及び発電機

モニタリング・ポストの電源は，常用所内電源 2 系統に接続しており，常用所内電源喪失時においては，電源復旧までの期間，専用の無停電電源装置により電源を供給できる設計とする。また，モニタリング・ポストの電源は，15 時間以上常用所内電源が復旧しない場合に，重大事故等対処設備であるモニタリング・ポスト用発電機により給電が可能な設計とする。なお，モニタリング・ポスト用発電機は，約 18 時間ごとに給油を行う。

無停電電源装置及びモニタリング・ポスト用発電機の設備仕様を第 1 表に，電源構成概略図等を第 1 図に示す。

第 1 表 無停電電源装置及びモニタリング・ポスト用発電機の設備仕様

名称	個数	出力	発電方式	バックアップ時間 ^{※3}	燃料	備考
無停電電源装置	局舎毎に 1 台 計 9 台	1.5kVA (3.0kVA) ^{※1} (5.0kVA) ^{※2}	蓄電池	約 15 時間以上	—	常用所内電源喪失時に自動起動し，電源復旧までの期間を担保する。
モニタリング・ポスト用発電機	3 局舎 毎に 1 台 計 3 台	約 40kVA	ディーゼルエンジン	常用所内電源喪失後 15 時間以内に手動起動させ，約 18 時間ごとに給油を行いつつ，常用所内電源復旧までの期間を担保する。	軽油	基準地震動による地震力に対する耐震性が確認できないため，機能喪失した場合は，可搬型モニタリングポストにより対応する。

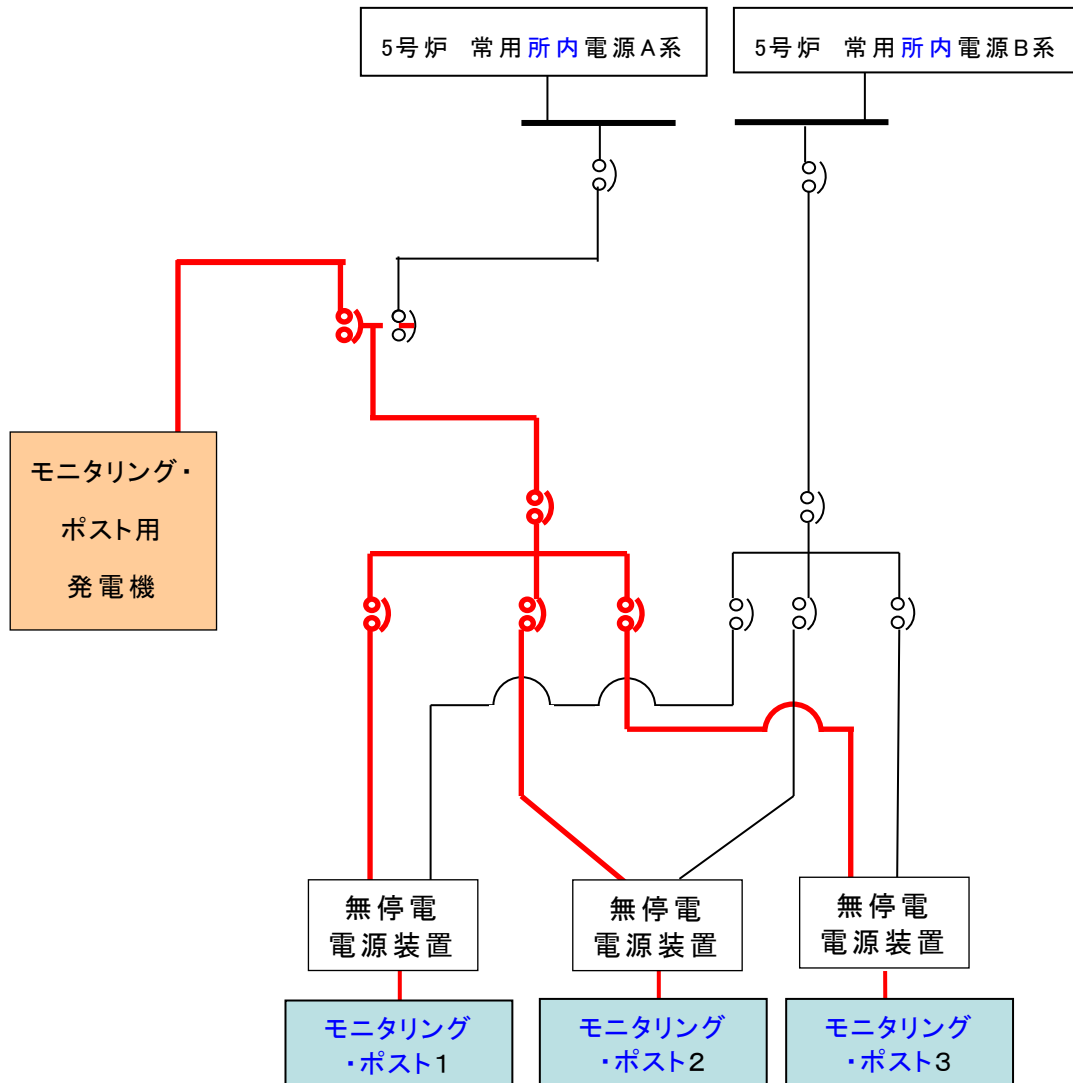
※1 モニタリング・ポスト 1，5

※2 モニタリング・ポスト 8

※3 バックアップ時間は，各モニタリング・ポストの実負荷より算出。

○電源構成概略

(3局舎毎の構成を示す。モニタリング・ポスト4～6, モニタリング・ポスト7～9についても同様。)



第1図 モニタリング・ポストの電源構成概略図等 (1/2)

○外観写真



(無停電電源装置の写真)



(モニタリング・ポスト用発電機の写真)

第 1 図 モニタリング・ポストの電源構成概略図等 (2/2)

手順のリンク先について

監視測定等に関する手順等について，手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1.17.2.3 モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用発電機から給電する手順等

<リンク先>1.14.2.4 燃料の補給手順

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

< 目 次 >

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

1.18.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

- a. 重大事故等が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまるために必要な対応手段及び設備

b. 手順等

1.18.2 重大事故等時の手順等

1.18.2.1 居住性を確保するための手順等

(1) 緊急時対策所立ち上げの手順

- a. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機運転手順

- b. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

(2) 原子力災害対策特別措置法第10条特定事象発生時の手順

- a. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置手順

- b. その他の手順項目にて考慮する手順

(3) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等

- a. 緊急時対策所にとどまる緊急時対策要員について

- b. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順
 - c. カードル式空気ポンベユニットによる5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の陽圧化のための準備手順
 - d. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンベ）から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機への切替え手順
 - e. 5号炉原子炉建屋内可搬型外気取入送風機による通路部のページ手順
 - f. 移動式待機所を使用する手順
- 1.18.2.2 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順等
- (1) 安全パラメータ表示システム（SPDS）によるプラントパラメータ等の監視手順
 - (2) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備
 - (3) 通信連絡に関する手順等
- 1.18.2.3 必要な数の要員の収容に係る手順等
- (1) 放射線管理
 - a. 放射線管理用資機材の維持管理等
 - b. チェンジングエリアの設置及び運用手順
 - c. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の切替え手順
 - (2) 飲料水，食料等
- 1.18.2.4 代替電源設備からの給電手順
- (1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給

電

- a. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備起動手順
- b. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の切替え手順
- c. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料タンクへの燃料給油手順
- d. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の待機運転手順
- e. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備(予備)の切替え手順

添付資料 1.18.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.18.2 居住性を確保するための手順等の説明について

添付資料 1.18.3 必要な情報を把握するための手順等の説明について

添付資料 1.18.4 必要な数の要員の収容に係る手順等の説明について

添付資料 1.18.5 代替電源設備からの給電を確保するための手順等の説明について

添付資料 1.18.6 手順のリンク先について

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。
 - b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。
 - c) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。
 - d) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。

e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。

2 「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が5号炉原子炉建屋内緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な設備及び資機材を整備する。ここでは、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の設備及び資機材を活用した手順等について説明する。

なお、手順等については、今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。

1.18.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等がとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に自主対策設備^{※1}、資機材^{※2}を用いた対応手段を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況で使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備

※2 資機材：「対策の検討に必要な資料」、「放射線管理用資機材」、「飲料水、食料等」については、資機材であるため重大事故等対処設備としない。

また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の電源は、通常、5号炉の共通用高圧母線、及び6号炉若しくは7号炉の非常用高圧母線より給電されている。

この発電所からの給電が喪失した場合は、その機能を代替するための機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第

1.18.1 図)。(以下「機能喪失原因対策分析」という。)

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第六十一条及び技術基準規則第七十六条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。（添付資料 1.18.1)

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果，並びに審査基準及び基準規則要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備，自主対策設備，資機材を以下に示す。

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，重大事故等対処設備，自主対策設備，資機材，整備する手順についての関係を第 1.18.1 表に示す。

- a. 重大事故等が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまるために必要な対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合において，環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等を防護するため，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性を確保する手段がある。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の居住性を確保するための設備は以下のとおり。

- ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室
- ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽
- ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機
- ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト
- ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機
- ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンプ、配管・弁）
- ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置
- ・ 可搬型エリアモニタ（対策本部）
- ・ 可搬型モニタリングポスト
- ・ 酸素濃度計（対策本部）
- ・ 二酸化炭素濃度計（対策本部）
- ・ 差圧計（対策本部）
- ・ 5号炉屋外緊急連絡用インターフォン

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）の居住性を確保するための設備は以下のとおり。

- ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽

- ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽
- ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機
- ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト
- ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンプ，配管・弁）
- ・ 可搬型エリアモニタ（待機場所）
- ・ 酸素濃度計（待機場所）
- ・ 二酸化炭素濃度計（待機場所）
- ・ 差圧計（待機場所）

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から重大事故等に対処するために必要な指示を行うために必要な情報を把握し，発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡するための手段がある。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の必要な情報を把握できる設備，必要な通信連絡を行うための設備，資機材は以下のとおり。

- ・ 安全パラメータ表示システム（SPDS）※³
- ・ 無線連絡設備（常設，可搬型）
- ・ 携帯型音声呼出電話設備
- ・ 衛星電話設備（常設，可搬型）
- ・ 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備

- ・無線通信装置（常設）
- ・無線連絡設備（屋外アンテナ）（常設）
- ・衛星電話設備（屋外アンテナ）（常設）
- ・衛星無線通信装置（常設）
- ・有線（建屋内）（常設）

※3 主にデータ伝送装置，緊急時対策支援システム
伝送装置，SPDS 表示装置から構成される。

重大事故等に対処するために必要な数の要員を 5 号
炉原子炉建屋内緊急時対策所内で収容するための手段
がある。

必要な数の要員を収容するために必要な資機材は以
下のとおり。

- ・放射線管理用資機材
- ・飲料水，食料等

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の電源として，代
替電源設備からの給電を確保するための手段がある。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の代替電源設備か
らの給電を確保するための設備は以下のとおり。

- ・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備
- ・可搬ケーブル
- ・負荷変圧器
- ・交流分電盤
- ・軽油タンク

- ・タンクローリ（4kL）
- ・軽油タンク出口ノズル・弁

(b) 重大事故等対処設備及び自主対策設備，資機材

審査基準及び基準規則に要求される 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンペ，配管・弁），5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置，可搬型エリアモニタ（対策本部），5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン，可搬型モニタリングポスト，酸素濃度計（対策本部），差圧計（対策本部），5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンペ，配管・弁），可搬型エリアモニタ（待機場所），酸素濃度計（待機場所），差圧計（待機場所），安全パラメータ表示シ

システム（SPDS）、無線連絡設備（常設、可搬型）、携帯型音声呼出電話設備、衛星電話設備（常設、可搬型）、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、5号炉屋外緊急連絡用インターフォン、無線通信装置、無線連絡設備（屋外アンテナ）（常設）、衛星電話設備（屋外アンテナ）（常設）、衛星無線通信装置（常設）、有線（建屋内）（常設）は、重大事故等対処設備と位置付ける。

二酸化炭素濃度は、酸素濃度同様、居住性に関する重要な制限要素であることから、二酸化炭素濃度計（対策本部）及び二酸化炭素濃度計（待機場所）は重大事故等対処設備として位置付ける。

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の代替電源設備からの給電を確保するための手段に使用する設備のうち、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備、可搬ケーブル、負荷変圧器、交流分電盤、軽油タンク、タンクローリ（4kL）、軽油タンク出口ノズル・弁はいずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備において、発電所外（社内外）との通信連絡を行うことが可能であることから、以下の設備は自主対策設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・送受話器（警報装置を含む。）
- ・電力保安通信用電話設備
- ・専用電話設備（ホットライン）
- ・テレビ会議システム（社内向）
- ・衛星電話設備（社内向）

上記の設備は，基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有していないが，設備が健全である場合は，発電所内外との通信連絡を行うための手段として有効である。

また，カードル式空気ポンプユニットは，対策要員の更なる被ばく線量低減として，陽圧化時間の延長を可能とするために自主対策設備として配備する。

さらに，移動式待機所は，事故対応の柔軟性と対策要員の放射線安全，労働環境向上を図るために自主対策設備として設置する。

なお，対策の検討に必要な資料，放射線管理用資機材，飲料水，食料等については，資機材であるため重大事故等対処設備としない。

b. 手順等

上記の a. により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，本部長^{※4}，号機班^{※5}，復旧班^{※6}，保安班^{※7}，総務班^{※8}の対応として，緊急時対策本部運営要

領，多様なハザード対応手順等に定める。(第 1.18.1 表)

また，事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する。(第 1.18.2 表，第 1.18.3 表)

本部長が持っている権限のうち，その一部をあらかじめ計画・情報統括^{※9}，号機統括^{※10}，総務統括^{※11}に委譲している。

また，原子力災害対策活動に必要な資料，放射線管理用資機材，飲料水及び食料の管理，運用については，防災安全グループマネージャー，放射線安全グループマネージャー，放射線管理グループマネージャー，労務人事グループマネージャー^{※12}にて実施する。

- ※4 本部長：重大事故等発生時の原子力防災管理者（所長）及び代行者をいう。本部長には，それを補佐する本部長付を置く。
- ※5 号機班：緊急時対策要員のうち号機班の班員をいう。
- ※6 復旧班：緊急時対策要員のうち復旧班の班員をいう。
- ※7 保安班：緊急時対策要員のうち保安班の班員をいう。
- ※8 総務班：緊急時対策要員のうち総務班の班員をいう。
- ※9 計画・情報統括：緊急時対策要員のうち計画班，保安班の業務を総括する者をいう。
- ※10 号機統括：緊急時対策要員のうち復旧班，号機班の業務を総括する者をいい，6号炉を統括する者を6号統括，7号炉を統括する者を7号統括という。
- ※11 総務統括：緊急時対策要員のうち資材班，総務班の業務

を統括する者をいう。

※12 防災安全グループマネージャー，放射線安全グループマネージャー，放射線管理グループマネージャー，労務人事グループマネージャー：通常時の発電所組織における各グループの長をいう。（添付 4-1）

1.18.2 重大事故等時の手順等

1.18.2.1 居住性を確保するための手順等

重大事故が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を 7 日間で 100mSv を超えないようにするために必要な対応手段として，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所遮蔽，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計により，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所にとどまるために必要な居住性を確保する。

環境に放射性物質等が放出された場合，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エリアモニタにより，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に向かって放出される放射性物質による放射線量を測定及び監視し，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ボンベ）による希ガス等の放射性物質の侵入を防止することで，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等を防護する。

また，万が一，希ガス等の放射物質が 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に侵入した場合においても，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エリアモニタにて監視，測定することにより，5

号炉原子炉建屋内緊急時対策所内への放射性物質の侵入を低減する。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内が事故対策のための活動に支障がない酸素濃度及び二酸化炭素濃度の範囲にあることを把握する。

これらを踏まえ事故状況の進展に応じた手順とする。

(1) 緊急時対策所立ち上げの手順

重大事故が発生するおそれがある場合等^{※13}、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を使用し、緊急時対策本部を設置するための準備として、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を立ち上げるための手順を整備する。

※13 原子力警戒態勢又は緊急時態勢が発令され、対策本部が設置される場合として、運転時の異常な過渡変化、設計基準事故も含める。

a. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機 運転手順

原子力警戒態勢又は緊急時態勢が発令された場合、緊急時対策本部要員は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を拠点として活動を開始する。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所で活動する緊急時対策本部要員の必要な換気量の確保及び被ばくの低減のため、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を起動する。

全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備からの給電

により，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を起動する。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を起動し，必要な換気を確保するとともに，可搬型陽圧化空調機フィルタを通気することにより放射性物質の侵入を低減するための手順を整備する。（添付 2-2，添付 2-3）

(a) 手順着手の判断基準

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を立ち上げた場合。

(b) 操作手順

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所立ち上げ時の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の運転手順の概要は以下のとおり。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所換気設備（対策本部）系統概略図（プルーム通過前及び通過後：可搬型陽圧化空調機による陽圧化）を第 1.18.2 図に，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機運転手順のタイムチャートを第 1.18.3 図に，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所換気設備（待機場所）系統概略図（プルーム通過前及び通過後：可搬型陽圧化空調機による陽圧化）を第 1.18.4 図に，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機運転手順のタイムチャートを第 1.18.5 図に，可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置（空気ポンプ）（対策本部）設置場所を第 1.18.6 図に，可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置（空気ポンプ）

(待機場所) 設置場所を第 1.18.7 図, 第 1.18.8 図に示す。

【5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機操作手順】

- ① 計画・情報統括は, 手順着手の判断基準に基づき, 保安班長に 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機の起動を指示する。
- ② 保安班は, 5号炉中央制御室換気空調系の送風機及び排風機が停止していることと MCR 外気取入ダンパ, MCR 排気ダンパ, MCR 非常用外気取入ダンパが閉していることを確認する。なお, 全交流動力電源喪失等の場合で MCR 排気ダンパ, MCR 外気取入ダンパ, MCR 非常用外気取入ダンパが閉まっていなかった場合は, 手動で閉める。
- ③ 保安班は, 5号炉中央制御室換気空調系給排気口に閉止板を取り付ける。
- ④ 保安班は, 活性炭フィルタ保管場所に移動し, 活性炭フィルタ保管容器から活性炭フィルタを取出した後, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機設置場所に移動する。
- ⑤ 保安班は, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタを装着し, 仮設ダクトを差込口に接続して, 電源を接続する。
- ⑥ 保安班は, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策

本部) 可搬型陽圧化空調機を起動する。

- ⑦ 保安班は、差圧計で室内の圧力が微正圧(20Pa以上)であることを確認する。一度、同空調機を起動した後は、基本的に継続的な調整は不要である。

【5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機操作手順】

- ① 号機統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班長に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機の起動を指示する。
- ② 復旧班は、5号炉中央制御室換気空調系給排気口に閉止板を取り付ける。
- ③ 復旧班は、活性炭フィルタ保管場所に移動し、活性炭フィルタ保管容器から活性炭フィルタを取出した後、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機設置場所に移動する。
- ④ 復旧班は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタを装着し、仮設ダクトを差込口に接続して、電源を接続する。
- ⑤ 復旧班は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機を起動する。
- ⑥ 復旧班は、差圧計で室内の圧力を微正圧(20Pa以上)であることを確認する。一度同空調機を起動した後は、基本的に継続的な調整は不要である。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所付近において、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機は保安班 2 名で、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機は復旧班 2 名で行い、一連の操作完了まで約 60 分を要する。

円滑に作業ができるように、アクセスルートを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備を整備する。

b. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の使用を開始した場合、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性確保の観点から、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。

酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の使用を開始した場合。

(b) 操作手順

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の酸素濃度及び

二酸化炭素濃度の測定手順の概要は以下のとおり。

- ① 総務統括は、手順着手の判断基準に基づき、総務班長に 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を指示する。
- ② 総務班は、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。(測定箇所は、第 1.18.6 図、第 1.18.7 図を参照)

(c) 操作の成立性

上記の対応は 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内において、総務班 1 名で行う。室内での測定のみであるため、速やかに対応が可能である。

(2) 原子力災害対策特別措置法第 10 条事象発生時の手順

- a. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置手順

原子炉格納容器から希ガス等の放射性物質が放出された場合に、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性の確認（線量率の測定）を行うため、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）に可搬型エリアモニタを設置する手順を整備する。

さらに、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エリアモニタは、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内への放射性

物質等の侵入量を微量のうちに検知し、陽圧化の判断を行うために使用する。

なお、可搬型モニタリングポスト等についても、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を加圧するための判断の一助とする。

(a) 手順着手の判断基準

当直副長が原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生したと判断した場合。

(b) 操作手順

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エリアモニタを設置手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第1.18.9図に示す。

- ① 保安班長は、手順着手の判断基準に基づき、保安班に可搬型エリアモニタの設置の開始を指示する。
- ② 保安班は、可搬型エリアモニタを設置し、起動する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、保安班2名にて実施し、一連の作業の所要時間は、作業開始を判断してから約20分で可能である。

b. その他の手順項目にて考慮する手順

可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定手順

は、「1.17 監視測定等に関する手順等」で整備する。

(3) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等

重大事故等が発生した場合，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等を防護し，居住性を確保するための手順を整備する。

a. 緊急時対策所にとどまる緊急時対策要員について

ブルーム通過中においても，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所にとどまる緊急時対策要員は，休憩，仮眠をとるための交替要員を考慮して，重大事故等に対処するために必要な指示を行う6号及び7号炉に係る要員52名に1～5号炉に係る要員2名を加えた54名と，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員75名のうち6号及び7号炉中央制御室にとどまる運転員18名を除く57名の合計111名，5号炉運転員8名と保安検査官2名をあわせて，121名と想定している（添付4-2，添付4-3）。このうち，重大事故等に対処するために必要な指示を行う6号及び7号炉に係る要員52名，1～5号炉に係る要員2名，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員のうちの17名及び保安検査官2名の合計73名が5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）にとどまり，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放

放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員のうち残りの40名及び5号炉運転員8名の合計48名が5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）にとどまる。

プルーム放出のおそれがある場合、本部長は、この要員数を目安とし、最大収容可能人数（約180名）の範囲で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

b. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順

格納容器ベントを実施する場合に備え、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）への移動の手順、及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンプ）に切り替えることにより、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）への外気の流入を遮断する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンプ）による加圧判断のフローチャートは第1.18.10図に示すとおりであり、以下の①②のいずれかの場合。

① 以下の【条件1-1】及び【条件1-2】が満たされた場合

【条件 1-1】：6号及び7号炉の炉心損傷^{※14}及び格納容器破損の評価に必要なパラメータの監視不可

【条件 1-2】：可搬型モニタリングポスト（5号炉近傍に設置するもの、以下同じ）、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エリアモニタいずれかのモニタ値が急上昇し警報発生

② 以下の【条件 2-1-1】又は【条件 2-1-2】、及び【条件 2-2-1】又は【条件 2-2-2】が満たされた場合

【条件 2-1-1】：6号又は7号炉において炉心損傷^{※14}後に格納容器ベントの実施を判断した場合

【条件 2-1-2】：6号又は7号炉にて炉心損傷^{※14}後に格納容器破損徴候が発生した場合

【条件 2-2-1】：格納容器ベント実施の直前

【条件 2-2-2】可搬型モニタリングポスト、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エリアモニタいずれかのモニタ値が急上昇し警報発生

※14 格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)で格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)が使用できない場合に、原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。(添付 2-1)

(b) 操作手順

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）への現場要員の移動手順、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンベ）の起動、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の停止手順は以下のとおり。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）換気設備系統概略図（プルーム通過中：陽圧化装置（空気ポンベ）による陽圧化）を第1.18.11図に、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）における手順のタイムチャートを第1.18.12図に、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）換気設備系統概略図（プルーム通過中：陽圧化装置（空気ポンベ）による陽圧化）を第1.18.13図に、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）における手順のタイムチャートを第1.18.14図に示す。また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の見取り図を第1.18.15図に示す。

- ① 本部長は、計画班が実施する事象進展予測等から、格納容器ベントに備え、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）又は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）にとどまる現場要員の移動及びとどまる必要のない要員の発電所からの一時退避に関する判断を行う^{※15}。

- ※15 ・計画班が実施する事象進展予測から，炉心損傷後^{※14}の格納容器ベントの実施予測時刻が2時間後以内になると判明した場合。
- ・計画班が実施する事象進展予測から，炉心損傷後^{※14}の格納容器ベントより先に格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に近づき，水素ガス・酸素ガスの放出の実施予測時刻が2時間後以内になると判明した場合で，放出される放射性物質，風向き等から本部長が退避が必要と判断した場合。
- ・事象進展の予測ができず，炉心損傷後^{※14}の格納容器ベントに備え，本部長が退避が必要と判断した場合。
- ・不測の事態が発生し，放射性物質の放出に備え，本部長が退避が必要と判断した場合。

※14 格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)で格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合，又は格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)が使用できない場合に，原子炉压力容器温度計で300℃以上を確認した場合。(添付 2-1)

- ② 本部長は，プルーム放出中に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)又は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)にとどまる要員と，発電所から

一時退避する要員とを明確にする。

③ 本部長は、発電所から一時退避するための要員の退避に係る体制、連絡手段、移動手段を確保させ、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）又は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）への現場要員の移動にあわせて、放射性物質による影響の少ないと想定される場所（原子力事業所災害対策支援拠点等）への退避を指示する。

④ 本部長は、手順着手の判断に基づき、計画・情報統括へ5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンベ）の起動及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機の停止を、号機統括へ5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンベ）の起動及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機の停止を指示する。

⑤ 本部長は、格納容器ベント実施の前には、現場要員が全て5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）に戻って来ていることの確認を行う。

【5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の手順】

① 保安班は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策

本部) 可搬型陽圧化空調機の仮設ダクトを切離し, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)への給気口に閉止板を取付けるとともに, 陽圧化装置(空気ポンプ)空気給気弁の開操作, 差圧調整用排気弁(陽圧化装置(空気ポンプ))の開操作及び差圧調整用排気弁(可搬型陽圧化空調機)の閉操作を行い, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)の陽圧化を開始する。

② 保安班は, 陽圧化状態の差圧確認後に, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)の外側に設置する5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機を停止する。

③ 保安班は, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)において, 差圧確認後に二酸化炭素濃度上昇を防止するために, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所二酸化炭素吸収装置を起動する。

【5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)の手順】

① 復旧班は, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機の仮設ダクトを切離し, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)への給気口に閉止板を取付けるとともに, 陽圧化装置(空気ポンプ)空気給気弁の開操作を行い^{*16}, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)の陽圧化を開始する。

② 復旧班は, 陽圧化状態の差圧確認後に, 5号炉原子

炉建屋内緊急時対策所（待機場所）の外側に設置する
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型
陽圧化空調機を停止する。

※16 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンベ）は通常時において空気ポンベの元弁は開とし、ポンベラックごとに隔離弁を設置し通常運転時に閉としておく。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンベ）使用時には、各々のポンベラックの隔離弁を事故発生後24時間以内に開操作した後、加圧判断を受けて、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）内に設置する給気弁を開操作することで5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンベ）による陽圧化開始可能な設計とする。

(c) 操作の成立性

上記の対応は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内及びその近傍において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）は保安班3名で、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）は復旧班3名で行う。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンベ）による陽圧化状態の確認完了まで約2分で可能である。また、陽圧化状態の確認後、可搬型陽圧化空調機を停

止し，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）では，二酸化炭素吸収装置を起動するまで，約5分である。

- c. カードル式空気ポンベユニットによる5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の陽圧化のための準備手順

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※14}で，6号及び7号炉の同時でない格納容器ベント操作を実施する場合。

※14 格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)で格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合，又は格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)が使用できない場合に，原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。（添付2-1）

(b) 操作手順

カードル式空気ポンベユニットによる5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の陽圧化のための準備手順の概要は以下のとおり。

【カードル式空気ポンベユニットの準備操作】

- ① 本部長は、手順着手の判断基準に基づき、号機統括に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の陽圧化のためのカードル式空気ポンベユニットの準備を指示する。
- ② 号機統括は、緊急時対策要員にカードル式空気ポンベユニットの準備を指示する。
- ③ 緊急時対策要員は、5号炉原子炉建屋近傍へカードル式空気ポンベユニットを移動させる。
- ④ 緊急時対策要員は、カードル式空気ポンベユニットをホースにて接続し、さらに5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置配管と接続するため、5号炉原子炉建屋接続口へホースを接続する。
- ⑤ 緊急時対策要員は、カードル式空気ポンベユニットのポンベ元弁を開操作し、カードル式空気ポンベユニット建屋接続外弁を開操作する。
- ⑥ 緊急時対策要員は、カードル式空気ポンベユニットの準備完了を号機統括へ報告する。

【5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の陽圧化】

- ① 本部長は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンベ）による陽圧化時間の延長が必要になった場合、号機統括へカードル式空気ポンベユニットによる陽圧化を指示する。
- ② 号機統括は、緊急時対策要員にカードル式空気ポンベユニットによる陽圧化を指示し、緊急時対策要員は、

5号炉原子炉建屋内でカードル式空気ポンベユニット
建屋接続弁を開操作することで5号炉原子炉建屋内
緊急時対策所（対策本部）を陽圧化する。

(c) 操作の成立性

カードル式空気ポンベユニットによる5号炉原子炉
建屋内緊急時対策所の加圧準備操作は、緊急時対策要
員7名で実施し、約150分に対応可能である。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の加
圧操作は、緊急時対策要員2名で実施し、約5分に対応
可能である。

カードル式空気ポンベユニットの準備操作は、参集
した緊急時対策要員によって行う。なお、5号炉原子
炉建屋内緊急時対策所（対策本部）が建屋内の空気ポン
ベによって陽圧化されている時に、カードル式空気
ポンベユニットによる空気の供給を開始した場合も、
空気ポンベの下流側に設置されている圧力調整ユニ
ットにより系統圧力が制御されているため、5号炉原
子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）に影響がでるこ
とはない。

- d. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポン
ベ）から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空
調機への切替え手順

周辺環境中の放射性物質が十分減少した場合にプルー

ム通過後の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置
(空気ポンベ)から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬
型陽圧化空調機への切替え手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

- ・発電所敷地内に重大事故等対処設備として設置する
可搬型モニタリングポスト及び機能喪失していない
場合には自主対策設備であるモニタリング・ポスト
の指示値により周辺環境中の放射性物質が十分減少
した場合(プルームの影響により可搬型モニタリン
グポスト等の線量率が上昇した後に線量率が減少に
転じ、更に線量率が安定的な状態になって、5号炉
原子炉建屋屋上階の階段室近傍(可搬型外気取入送
風機の外気吸込場所)に設置する可搬型モニタリン
グポストの値が 0.2mGy/h^{*17} を下回った場合)

※17 保守的に 0.2mGy/h を 0.2mSv/h として換算
し、仮に7日間被ばくし続けたとしても、
 $0.2\text{mSv/h} \times 168\text{h} = 33.6\text{mSv} \doteq 34\text{mSv}$ 程度と
 100mSv に対して十分余裕があり、5号炉原子
炉建屋内緊急時対策所の居住性評価である
約 58mSv に加えた場合でも 100mSv を超える
ことのない値として設定

(b) 操作手順

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)及び5
号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)の陽圧化に

ついて、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ボンベ）による給気から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機への切替え手順の概要は以下のとおり。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）換気設備系統概略図（プルーム通過前及び通過後：可搬型陽圧化空調機による陽圧化）を第1.18.2図に、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）における手順のタイムチャートを第1.18.16図に、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）における手順のタイムチャートを第1.18.17図に示す。

【5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の手順】

- ① 計画・情報統括は、手順着手の判断基準に基づき、保安班長に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機の起動及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ボンベ）の停止を指示する。
- ② 保安班は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の外側において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機の仮設ダクトを5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）給気口と接続する。
- ③ 保安班は、プルーム通過後に建屋内の雰囲気線量が屋外より高い場合（5号炉近傍に設置する可搬型モニタリングポストの値と建屋内雰囲気線量の測定結果

から判断)には、屋外から直接、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機を用いて外気取り入れを可能とするために仮設ダクトを敷設する。

④ 保安班は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)の内側において、給気口の閉止板を取外し5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)内に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機による給気を開始する。

⑤ 保安班は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)の内側において、差圧調整用排気弁(可搬型陽圧化空調機)を開操作し、差圧調整用排気弁(陽圧化装置(空気ポンペ))を閉操作し、陽圧化装置(空気ポンペ)空気給気弁を閉操作する。

【5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)の手順】

① 号機統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班長に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機の起動及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ポンペ)の停止を指示する。

② 復旧班は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)の外側において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機の仮設ダクトを5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)給気口

と接続する。

- ③ 復旧班は、プルーム通過後に建屋内の雰囲気線量が屋外より高い場合（5号炉近傍に設置する可搬型モニタリングポストの値と建屋内雰囲気線量の測定結果から判断）には、屋外から直接、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機を用いて外気取り入れを可能とするために仮設ダクトを敷設する。
- ④ 復旧班は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）の内側において、給気口の閉止板を取外し5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）内に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機による給気を開始する。
- ⑤ 復旧班は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の内側において、陽圧化装置（空気ポンペ）空気給気弁を閉操作する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内及びその近傍において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）は保安班2名で、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）は復旧班2名で行う。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の起動及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）の停止まで約30分（プルーム通過後に

建屋内の雰囲気線量が屋外より高い場合（5号炉近傍に設置する可搬型モニタリングポストの値と建屋内雰囲気線量の測定結果から判断）における，屋外から直接に可搬型陽圧化空調機を用いて外気取入を可能とするための仮設ダクト敷設及び可搬型陽圧化空調機の起動操作（10分），5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機起動失敗を想定した場合の予備機への切替え操作（10分）を含む）で可能である。

e. 5号炉原子炉建屋内可搬型外気取入送風機による通路部のパージ手順

建屋内の雰囲気線量が屋外より高い場合においては，通路部の雰囲気のパージを行うために5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型外気取入送風機による通路部のパージの手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

建屋内の雰囲気線量（電離箱サーベイメータで測定）が屋外より高いことが，5号炉近傍に設置する可搬型モニタリングポストの値との比較から確認された場合。

(b) 操作手順

5号炉原子炉建屋内可搬型外気取入送風機による通路部のパージ手順は，以下のとおり。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所通路部可搬型外気取入送風機系統概

略図を第 1.18.18 図に，手順のタイムチャートを第 1.18.19 図に示す。

- ① 計画・情報統括は，手順着手の判断基準に基づき，保安班に 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型外気取入送風機による通路部のパージを実施するよう指示する。
- ② 保安班は，屋上から 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型外気取入送風機へ仮設ダクトを敷設し，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型外気取入送風機を起動する。
- ③ 保安班は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型外気取入送風機の運転状態を確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，保安班 2 名で行い，一連の操作完了まで予備機への切替え操作を想定した場合，約 30 分で可能である。

f. 移動式待機所を使用する手順

事故対応の柔軟性と対策要員の放射線安全，労働環境改善を図るために，移動式待機所を，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散防止を抑制するために現場にて対応を行う要員を防護できる手段として使用することを考慮する。

そこで，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の現場要員

がとどまることができる待機場所として、換気設備、電源設備及び通信連絡設備等を有する移動式待機所を使用し、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散防止を抑制するために現場にて対応を行う要員を収容するための移動式待機所の使用手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

以下の線量率であり、本部長が移動式待機所の使用が必要と判断した場合。

- ・プルーム通過時間(格納容器ベント実施後 10 時間)経過後に、1mSv/h 以下
- ・事故発生後 7 日 (168 時間) 時点で 0.2mSv/h 以下

(b) 操作手順

移動式待機所を使用する手順は次のとおり。移動式待機所の保管及び使用場所を第 1.18.20 図に、移動式待機所の外観図を第 1.18.21 図に、移動式待機所の使用準備のタイムチャートを第 1.18.22 図に示す。

- ① 号機統括及び計画・情報統括は手順着手の判断基準に基づき、号機統括は復旧班に、計画・情報統括は保安班に移動式待機所の使用を指示する。
- ② 復旧班及び保安班は、移動式待機所の保管及び使用場所である荒浜側高台保管場所に移動する。
- ③ 復旧班及び保安班は、移動式待機所の床及び壁面に汚染が確認された場合は、除染を行う。

- ④ 復旧班は、移動式待機所に設置する可搬型電源設備を起動した上で、可搬型陽圧化空調機を起動し、陽圧化を実施する。
- ⑤ 復旧班及び保安班は、可搬型エリアモニタ及びチェンジングエリアを設置する。
- ⑥ 復旧班は、差圧計で室内の圧力が微正圧（20Pa 以上）であることを確認する。
- ⑦ 復旧班は、移動式待機所の使用準備完了を号機統括へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、移動式待機所の使用場所において、復旧班 2 名及び保安班 1 名で行い、一連の操作完了まで約 90 分と想定する。

1.18.2.2 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順等

重大事故等が発生した場合において、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の安全パラメータ表示システム (SPDS) 及び通信連絡設備により、必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。

また、重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に整備する。

重大事故等が発生した場合において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備からの給電により、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備を使用する。

(1) 安全パラメータ表示システム（SPDS）によるプラントパラメータ等の監視手順

重大事故等が発生した場合、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の緊急時対策支援システム伝送装置及び安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち SPDS 表示装置により重大事故等に対処するために必要なプラントパラメータ等を監視する手順を整備する。（添付 3-1）

(a) 手順着手の判断基準

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を立ち上げた場合。

(b) 操作手順

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち SPDS 表示装置を起動し、監視する手順の概要は以下のとおり。安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備の概要を第 1.18.23 図に示す。

なお、緊急時対策支援システム伝送装置については、常時、伝送が行われており、操作は必要ない。

① 号機班は、手順着手の判断基準に基づき SPDS 表示

装置の接続を確認し，端末（PC）を起動する。

② 号機班は，SPDS 表示装置にて，各パラメータを監視する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内において号機班 1 名で行う。室内での端末起動等のみであるため，短時間での対応が可能である。

(2) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備

重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に配備し，資料が更新された場合には資料の差し替えを行い，常に最新となるよう通常時から維持，管理する。（添付 3-2）

(3) 通信連絡に関する手順等

重大事故等時において，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡設備により，中央制御室，屋内外の作業場所，本社，国，地方公共団体，その他関係機関等の発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順を整備する。

重大事故等対処に係る通信連絡設備一覧を第 1.18.4 表に，データ伝送設備の概要を第 1.18.23 図に示す。

発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を

行うための通信連絡設備の使用方法等，必要な手順の詳細は「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

1.18.2.3 必要な数の要員の収容に係る手順等

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所には，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員として，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）に86名，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）に90名の合計176名を収容する。

なお，プルーム通過中において，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）にとどまる要員は73名，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）にとどまる要員は48名である。

要員の収容に当たっては，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員等との輻輳を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また，要員の収容が適切に行えるようトイレや休憩スペース等を整備するとともに，収容する要員に必要な放射線管理を行うための資機材，飲料水，食料等を整備し，維持，管理する。

(1) 放射線管理

a. 放射線管理用資機材の維持管理等

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所には，7日間外部からの支援がなくとも緊急時対策要員が使用する十分な数量の

装備（汚染防護服，個人線量計，全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材を配備するとともに，通常時から維持，管理し，重大事故等時には，防護具等の使用及び管理を適切に運用し，十分な放射線管理を行う。

保安班長は，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員や現場作業を行う要員等の被ばく線量管理を行うため，個人線量計を常時装着させるとともに線量評価を行う。また，作業に必要な放射線管理用資機材を用いて作業現場の放射線量率測定等を行う。（添付 4-4）

b. チェンジングエリアの設置及び運用手順

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため，モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順を整備する。

チェンジングエリアには，防護具を脱衣する脱衣エリア，放射性物質による要員や物品の汚染を確認するためのサーベイエリア，汚染が確認された際に除染を行う除染エリアを設け，保安班等が汚染検査及び除染を行うとともに，チェンジングエリアの汚染管理を行う。除染エリアは，サーベイエリアに隣接して設置し，除染はウェットティッシュでの拭き取りを基本とするが，拭き取りにて除染できない場合は，簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は，必要に応じてウエスへ染み

込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。

また、チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合は、乾電池内蔵型照明を設置する。（添付 4-5）

(a) 手順着手の判断基準

当直副長が、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生したと判断した後、保安班長が、事象進展の状況（格納容器雰囲気放射線レベル計（CAMS）等により炉心損傷^{※14}を判断した場合等）、参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリア設置を行うと判断した場合。

※14 格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）が使用できない場合に、原子炉压力容器温度計で300℃以上を確認した場合。（添付 2-1）

(b) 操作手順

チェンジングエリアを設置するための手順の概要は以下のとおり。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリア設置（南側アクセスルート）のタイムチャート及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリア設置（北東側アクセスルート）のタイムチャートを第1.18.24図に示す。なお、チェンジングエリアは、使

用する 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所とアクセスルートに応じて 1 箇所設営する。

- ① 保安班長は、手順着手の判断基準に基づき、保安班に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の出入口付近にチェンジングエリアの設置を指示する。
- ② 保安班は、チェンジングエリア設置場所の照明が確保されていない場合、乾電池内蔵型照明を設置し、照明を確保する。
- ③ 保安班は、チェンジングエリア用資機材を移動・設置し、エアーテントを展開し、床・壁等を養生シート及びテープを用い、隙間なく養生する。
- ④ 保安班は、各エリアの間にバリア、入口に粘着マット等を設置する。
- ⑤ 保安班は、簡易シャワー等を設置する。
- ⑥ 保安班は、脱衣回収箱、GM汚染サーベイメータ等を必要な箇所に設置する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、保安班 2 名で行い、作業開始から 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（南側アクセスルート）は約 60 分、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（北東側アクセスルート）は約 90 分で対応可能である。

c. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の切替え手順

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機フィルタユニットは、7日間は交換なしで連続使用できる設計であるが、故障する等、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の切替えが必要となった場合に、待機側を起動し、切替えを実施する手順を整備する。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）近傍に設置する1台及び予備の1台を配備し、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）近傍に設置する2台及び予備の1台を配備しており、故障等を考慮しても、切替え等を行うことにより数ヶ月間使用可能とする。

なお、使用済の可搬型陽圧化空調機のフィルタ部分は非常に高線量になるため、フィルタ交換や使用済空調機を移動することによる被ばくを避けるため、放射線量が減衰して下がるまで、適切な遮蔽が設置されているその場所で一時保管する。

(a) 手順着手の判断基準

運転中の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機が故障する等、切替えが必要となった場合。

(b) 操作手順

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を待機側に切り替える手順は以下のとおり。タイムチャートを第1.18.25図に示す。

① 計画・情報統括^{*18}は、手順着手の判断基準に基づき、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の切替えを保安班長に指示する。

② 保安班^{*19}は、予備の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機に活性炭フィルタを装着し、予備機の保管場所から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の設置場所まで予備機を運搬する。

③ 保安班^{*19}は、切替えが必要になった5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を停止し、電源接続を解く。空調ダクトから5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を取り外し、予備機の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機と入れ替える。

④ 保安班^{*19}は、予備機の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の電源を接続して起動する。

⑤ 保安班^{*19}は、差圧計で室内の圧力を微正圧（20Pa以上）であることを確認する。

※18 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)の場合。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待

機場所) の場合は, 号機統括。

※19 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)の場合。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)の場合は, 復旧班。

(c) 操作の成立性

上記の対応は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所近傍において保安班^{※19}2名で行い, 着手の判断から一連の操作完了まで約75分で可能である。

円滑に作業ができるように, アクセスルートを確保し, 防護具, 可搬型照明, 通信設備を整備する。

※19 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)の場合。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)の場合は, 復旧班。

(2) 飲料水, 食料等

重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が重大事故等の発生後, 少なくとも外部からの支援なしに7日間, 活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄するとともに, 通常時から維持, 管理する。

総務班長は, 重大事故等が発生した場合には, 飲料水及び食料等の支給を適切に運用する。(添付4-6)

保安班長は, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内での飲食等の管理として, 適切な頻度で5号炉原子炉建屋内緊急時対

策所内の空気中放射性物質濃度の測定を行い、飲食しても問題ない環境であることを確認する。

ただし、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の空気中放射性物質濃度が目安値（ $1 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ 未満）よりも高くなった場合であっても、本部長の判断により、必要に応じて飲食を行う。

また、重大事故等が発生した場合、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の室温・湿度が維持できるよう予備のエアコン等を保管し、管理を適切に行う。

1.18.2.4 代替電源設備からの給電手順

(1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電

a. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備起動手順

原子力警戒態勢又は緊急時態勢が発令された場合、緊急時対策本部要員は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策本部を拠点として活動を開始する。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の必要な負荷は、5号炉の共通用高圧母線、及び6号炉若しくは7号炉の非常用高圧母線より受電されるが、同母線より受電できない場合は、可搬型代替交流電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源設備から給電する。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所で、可搬型代替交流電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源

設備を立ち上げる場合の 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の起動手順を整備する。(添付 5-1)

(a) 手順着手の判断基準

5 号炉の共通用高圧母線，及び 6 号炉若しくは 7 号炉の非常用高圧母線より受電できない場合で，早期の電源回復が不能の場合。

(b) 操作手順

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による電源を給電する手順の概要は以下のとおり。5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所給電系統概略図を第 1.18.26 図に，タイムチャートを第 1.18.27 図に示す。

- ① 号機統括は，手順着手の判断基準に基づき，復旧班に 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所電源供給作業開始を指示する。
- ② 復旧班は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の配備場所まで移動し，燃料油量を確認した上で，ケーブルを接続の上，可搬型電源設備を起動する。
- ③ 復旧班は，出力遮断器を「入」とする。
- ④ 復旧班は，負荷変圧器配置場所に移動し，受電遮断器を切り替えて給電を開始する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は、現場要員でない復旧班 2 名で行い、着手の判断から一連の操作完了まで約 25 分で可能である。

円滑に作業ができるように、アクセスルートを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備を整備する。

b. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の切替え手順

5 号炉の共通用高圧母線、及び 6 号炉若しくは 7 号炉の非常用高圧母線より受電できない場合において、早期の電源回復が不能の場合で、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を運転した際は、燃料給油のため同電源設備を切り替える必要があり、その手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

燃料給油等のため、運転中の 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の停止が必要となった場合。

(b) 操作手順

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の切替え手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第 1.18.28 図に示す。

① 号機統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班長に 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の切替え作業開始を指示する。

- ② 復旧班は，電源設備の配置場所へ移動し，待機側の電源設備を起動し，起動後の確認を実施する。
- ③ 復旧班は，待機側の同電源設備に接続されている遮断器を「入」にする。
- ④ 復旧班は，負荷変圧器配置場所へ移動し，受電遮断機を切り替える。
- ⑤ 復旧班は，使用側の同電源設備の配置場所へ移動し，出力遮断器を「切」とし，使用側の同電源設備を停止する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は，現場要員でない復旧班 2 名で行い，着手の判断から一連の操作完了まで約 30 分で可能である。

円滑に作業ができるように，アクセスルートを確保し，防護具，可搬型照明，通信設備を整備する。

c. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料タンクへの燃料給油手順

5号炉の共通用高圧母線，及び6号炉若しくは7号炉の非常用高圧母線より受電できない場合で，早期の電源回復が不能の場合で，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を運転した際は，燃料給油が必要となる。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備には，軽油タンクエリアからタンクローリ（4kL）へ燃料を給油

し，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備に給油する。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料タンクへ給油する手順を整備する。

また，重大事故等時7日間運転を継続するために必要な燃料の備蓄量として，6号炉軽油タンク及び7号炉軽油タンク（合計2,040kL）を管理する。

(a) 手順着手の判断基準

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を運転した場合において，同電源設備の燃料油量を確認した上で運転開始後，負荷運転時における燃料給油手順着手時間^{※20}に達した場合。

※20 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の必要な負荷運転時における燃料給油作業着手時間及び給油間隔の目安は以下のとおり。

- ・運転開始後約66時間（その後約66時間ごとに給油）

(b) 操作手順

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備燃料タンクへの燃料給油手順の概要は以下のとおり。概略系統図を第1.18.29図に，タイムチャートを第1.18.30図に示す。

①号機統括は，手順着手の判断基準に基づき，復旧班

長に軽油タンクからタンクローリ（4kL）による5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料タンクへの燃料給油を指示する。

- ② 復旧班は、軽油タンクから5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料タンクへの燃料給油作業の準備を行う。
- ③ 復旧班は、タンクローリ（4kL）を保管エリアから軽油タンク横に移動させ、燃料の給油を行う。
- ④ 復旧班は、タンクローリ（4kL）を5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の近傍に移動させ、同電源設備の燃料タンクに給油を実施する。
- ⑤ 復旧班は、同電源設備の油量を確認し、負荷運転時の給油間隔を目安に、以降③、④を繰り返し燃料の給油を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は復旧班2名にて実施し、1回の給油の所要時間は、約130分で可能である。なお、タンクローリ（4kL）に残油がある場合には、約55分で可能である。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料消費率は、実負荷にて起動から燃料の枯渇までの時間は約66時間以上と想定しており、枯渇までに燃料給油を実施する。（添付5-1）

円滑に作業ができるように、アクセスルートを確保し、

防護具，可搬型照明，通信設備を整備する。

d. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の待機運転手順

格納容器ベントに備える必要がある場合に備え，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の待機側電源設備の無負荷運転を行うため，その待機運転の手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

本部長が格納容器ベントに備え，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）又は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）にとどまる要員の移動が必要と判断した場合。なお，具体的な判断基準は，「1.18.2.1(2) b. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順」に示す。

(b) 操作手順

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の待機運転手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第1.18.31図に示す。

① 号機統括は，手順着手の判断基準に基づき，復旧班長に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の待機側無負荷運転を指示する。

② 復旧班は，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型

電源設備の配置場所に移動し、運転側の同電源設備に燃料の給油を行うため、待機側の同電源設備に切り替える。

なお、具体的手順は「1.18.2.4(1)b. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の切替え手順」に示す。

③ 復旧班は、運転側の同電源設備を停止し、燃料の給油を行う。

④ 復旧班は、燃料給油が完了した同電源設備を起動し、出力遮断器を「入」とし、無負荷運転とする。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は、同電源設備の切替え、再起動、無負荷運転操作は復旧班2名で行い、燃料給油操作は復旧班2名で行い、一連の操作完了まで約45分で可能である。

円滑に作業ができるように、アクセスルートを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備を整備する。

e. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（予備）の切替え手順

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を運転した場合で、同電源設備が2台損傷した際は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（予備）との切替えが必要となる。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備が2台損傷した場合の大湊側高台保管場所に配備する5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（予備）の切替え手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を運転した場合で、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備2台の損傷のため5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（予備）への切替えが必要となった場合。

(b) 操作手順

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を予備に切り替える手順は以下のとおり。タイムチャートを第1.18.32図に示す。

- ① 号機統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（予備）への切替えを指示する。
- ② 復旧班は、使用中の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備設置場所へ移動し、当該電源設備が起動不可であることを確認する。
- ③ 復旧班は、大湊側高台保管場所の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（予備）保管場所へ移動し、電源設備の簡易点検を実施する。

- ④ 復旧班は，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（予備）を5号機原子炉建屋南側へ移動し，可搬ケーブルの敷設，接続替えを実施する。
- ⑤ 復旧班は，電源設備を起動する。
- ⑥ 復旧班は，負荷変圧器の遮断器を投入し，分電盤への受電を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，復旧班2名で行い，一連の操作完了まで約170分で可能である。

円滑に作業ができるように，アクセスルートを確保し，防護具，可搬型照明，通信設備を整備する。

第 1.18.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と
整備する手順(1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
—	—	居住性の確保	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部） 高気密室	重大事故等 対処設備	緊急時対策本部運営要領
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部） 遮蔽		
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部） 可搬型陽圧化空調機		
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部） 可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト		
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部） 可搬型外気取入送風機		
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部） 陽圧化装置（空気ポンペ、配管・弁）		
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部） 二酸化炭素吸収装置		
			可搬型エリアモニタ（対策本部）		
			5号炉屋外緊急連絡用インターフォン		
			可搬型モニタリングポスト		
			酸素濃度計（対策本部）		
			二酸化炭素濃度計（対策本部）		
			差圧計（対策本部）		
		カードル式空気ポンペユニット	自主対策 設備	多様なハザード対応手順	
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所） 遮蔽	重大事故等 対処設備	緊急時対策本部運営要領	
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所） 可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト			
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所） 可搬型陽圧化空調機			
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所） 室内遮蔽			
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所） 陽圧化装置（空気ポンペ、配管・弁）			
		可搬型エリアモニタ（待機場所）			
		酸素濃度計（待機場所）			
二酸化炭素濃度計（待機場所）					
差圧計（待機場所）					
移動式待機所	自主対策 設備	多様なハザード対応手順			
—	—	必要な指示及び 通信連絡	安全パラメータ表示システム（SPDS）	重大事故等 対処設備	緊急時対策本部運営要領
			無線連絡設備（常設、可搬型）		
			携帯型音声呼出電話設備		
			衛星電話設備（常設、可搬型）		
			統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡 設備		

第 1.18.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と
整備する手順(2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
—	—	必要な指示及び通信連絡	無線通信装置（常設）	重大事故等対処設備	—
			無線連絡設備（屋外アンテナ）（常設）		
			衛星電話設備（屋外アンテナ）（常設）		
			衛星無線通信装置（常設）		
			有線（建屋内）（常設）		
			送受話器（警報装置を含む）		
		電力保安通信用電話設備			
		専用電話設備（ホットライン）			
		テレビ会議システム（社内向）			
		衛星電話設備（社内向）			
		対策の検討に必要な資料 ^{*1}	資機材	—	
		—	要員の収容		放射線管理用資機材 ^{*2}
飲料水，食料等 ^{*2}					
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 全交流動力電源	代替電源設備からの給電	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順	
		可搬ケーブル			
		負荷変圧器			
		交流分電盤			
		軽油タンク			
		タンクローリ（4kL）			
		軽油タンク出口ノズル・弁			

* 1 「対策の検討に必要な資料」については、資機材であるため重大事故等対処設備としない。

* 2 「放射線管理用資機材」及び「飲料水，食料等」については資機材であるため重大事故等対処設備としない。

第 1.18.2 表 重大事故等対処に係る監視計器一覧

対応手段		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視計器
1.18.2.1 居住性を確保するための手順等			
(1)緊急時対策所立ち上げの手順 a. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 可搬型陽圧化空調機運転手順	基 判 断	—	—
	操 作	5号炉原子炉建屋内緊 急時対策所室内差圧監 視	差圧計
(1)緊急時対策所立ち上げの手順 b. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度 の測定手順	基 判 断	—	—
	操 作	5号炉原子炉建屋内緊 急時対策所内の環境監 視	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計
(3)重大事故等が発生した場合の放 射線防護等に関する手順 b. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 での格納容器ベントを実施する場 合の対応の手順	判 断 基 準	空間線量率	可搬型モニタリングポスト 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型 エリアモニタ
		ガンマ線線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル計 (CAMS)
	操 作	—	—
(3)重大事故等が発生した場合の放 射線防護等に関する手順 c. カードル式空気ポンベユニット による 5号炉原子炉建屋内緊急時 対策所 (対策本部) の陽圧化のため の準備手順	基 判 断	ガンマ線線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル計 (CAMS)
	操 作	—	—
(3)重大事故等が発生した場合の放 射線防護等に関する手順 d. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 陽圧化装置 (空気ポンベ) から 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所可 搬型陽圧化空調機への切替え手順	基 判 断	空間線量率	可搬型モニタリングポスト
	操 作	—	—
1.18.2.3 必要な数の要員の収容に係る手順等			
(1)放射線管理 c. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 可搬型陽圧化空調機の切替え手順	基 判 断	—	—
	操 作	5号炉原子炉建屋内緊 急時対策所室内差圧監 視	差圧計

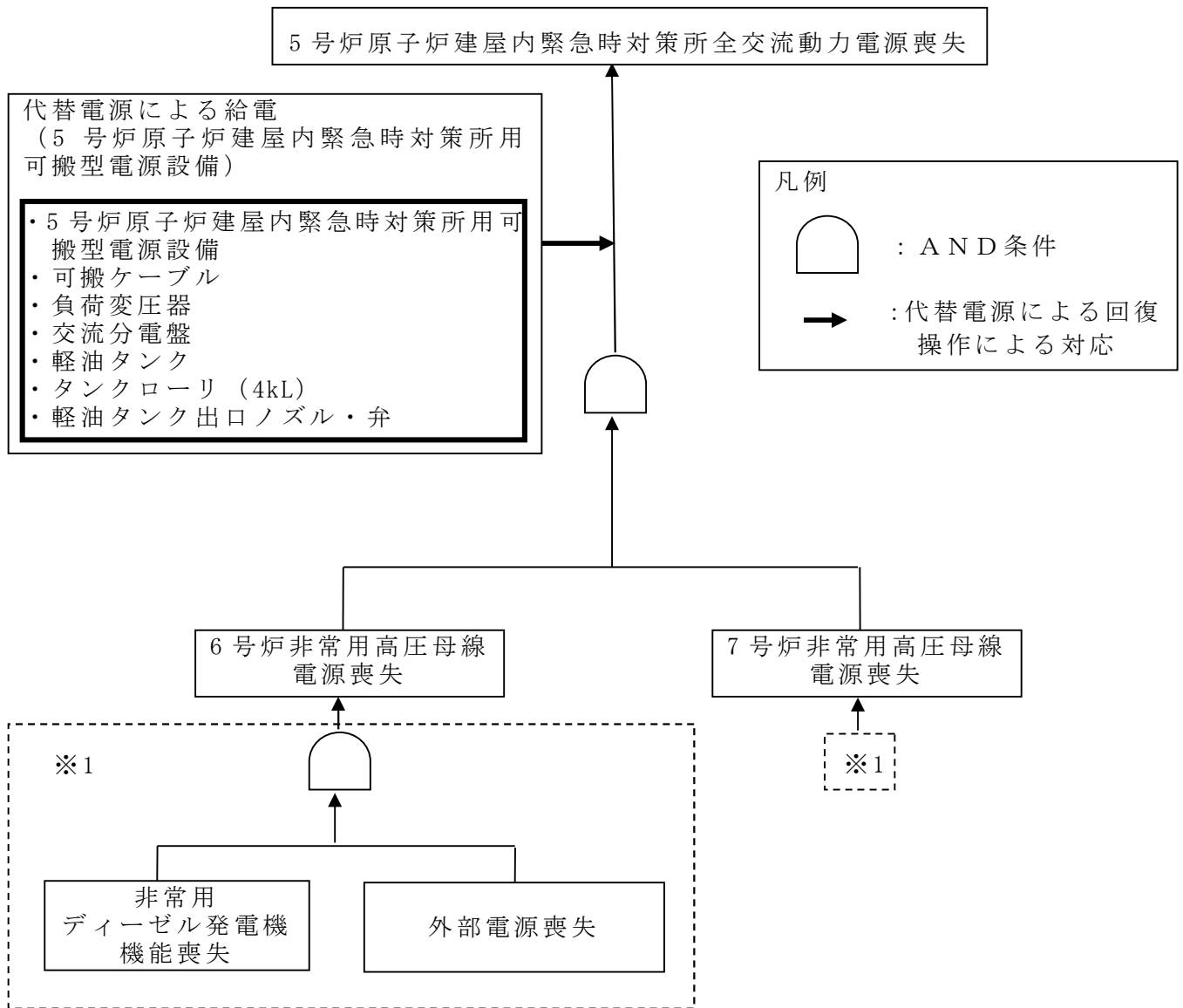
第 1.18.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.18】 緊急時対策所の居住性等に関する手順等	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型 陽圧化空調機	交流分電盤①
	二酸化炭素吸収装置	交流分電盤①
	緊急時対策支援システム伝送装置	交流分電盤①
	SPDS表示装置	交流分電盤①

※ 通信連絡設備における給電対象設備は「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

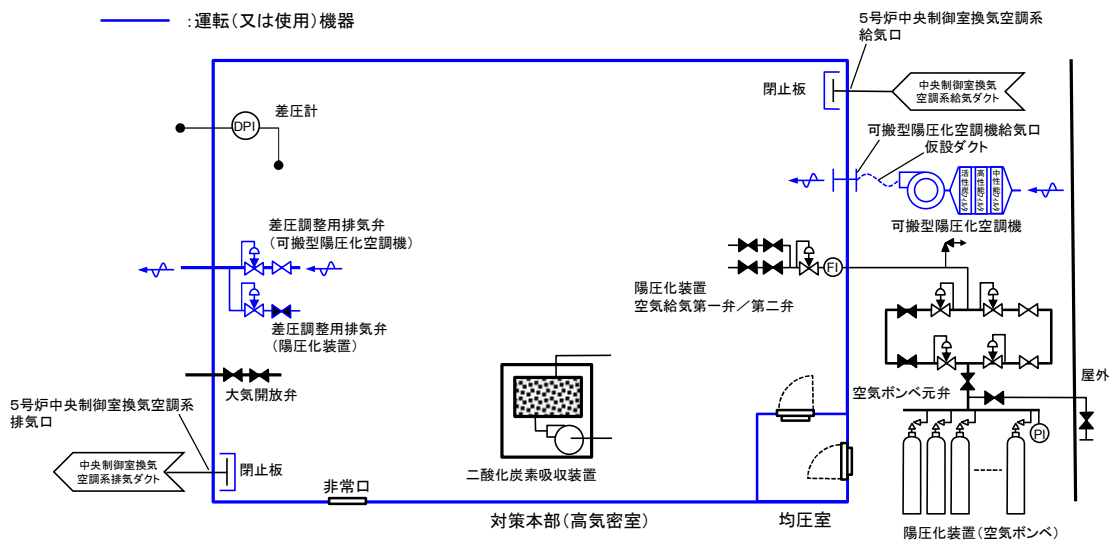
第 1.18.4 表 重大事故等対処に係る通信連絡設備一覧

対応設備	
衛星電話設備	衛星電話設備（常設）
	衛星電話設備（可搬型）
無線連絡設備	無線連絡設備（常設）
	無線連絡設備（可搬型）
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	テレビ会議システム
	I P - 電話機
	I P - F A X



第 1.18.1 図 機能喪失原因対策分析

(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所全交流動力電源喪失)



第 1.18.2 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

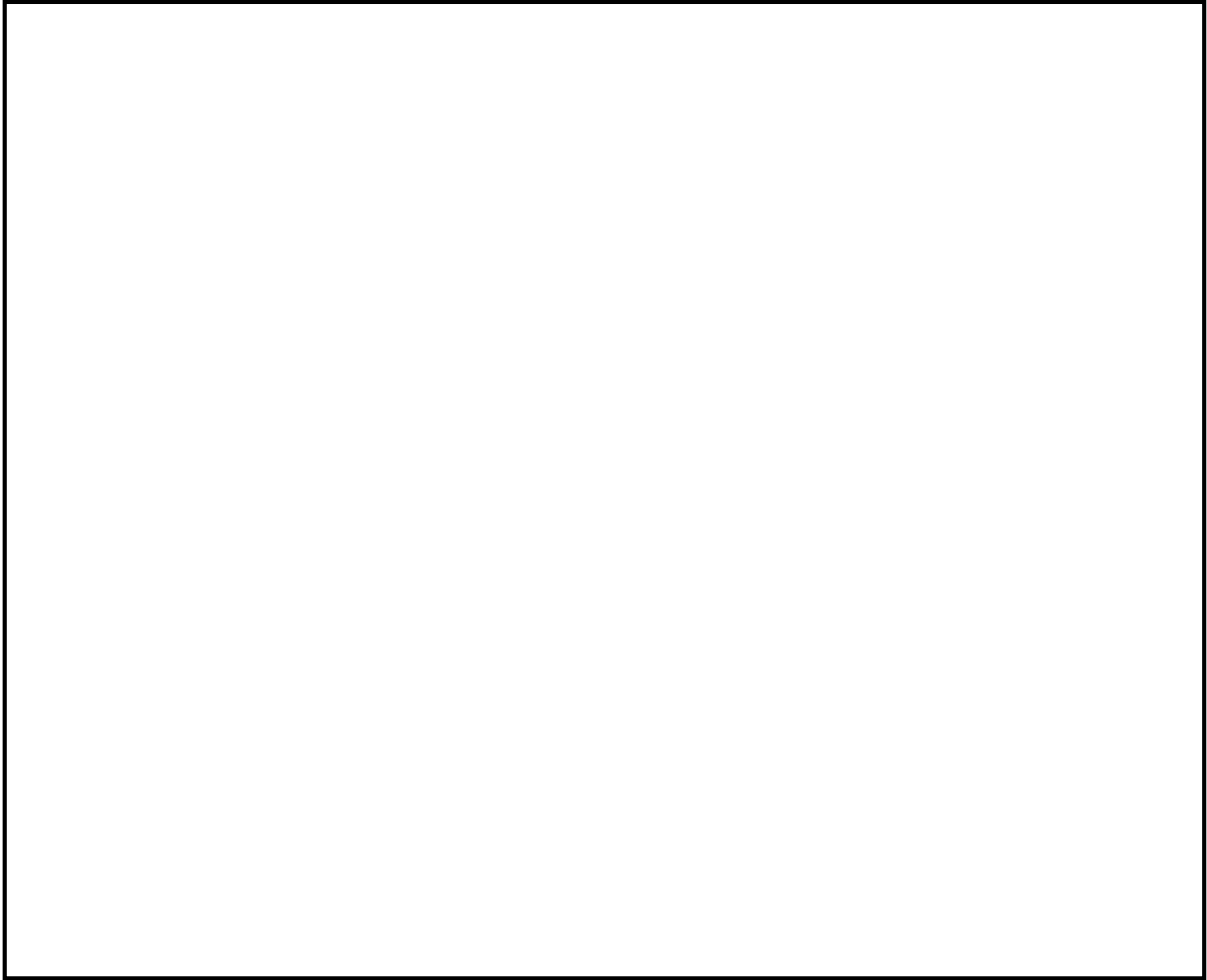
換気設備 系統概略図

(プルーム通過前及び通過後：可搬型陽圧化空調機による陽圧化)

手順の項目	要員	経過時間 (分)												
		0	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機運転手順	保安班 2名	▽起動指示												
		可搬型陽圧化空調機による換気開始▽												
		中央制御室換気空調系の停止確認												
		活性炭フィルタ保管場所へ移動												
		活性炭フィルタ保管容器から活性炭フィルタ取出し												
		活性炭フィルタ保管場所から可搬型陽圧化空調機設置場所へ移動												
		活性炭フィルタ装着、ダクト接続、電源接続、空調機起動												
可搬型陽圧化空調機を予備機へ切替え（必要に応じて実施）														
可搬型陽圧化空調機設置場所から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動														
室内差圧確認														

第 1.18.3 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型

陽圧化空調機運転手順タイムチャート



第 1.18.6 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ） 配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

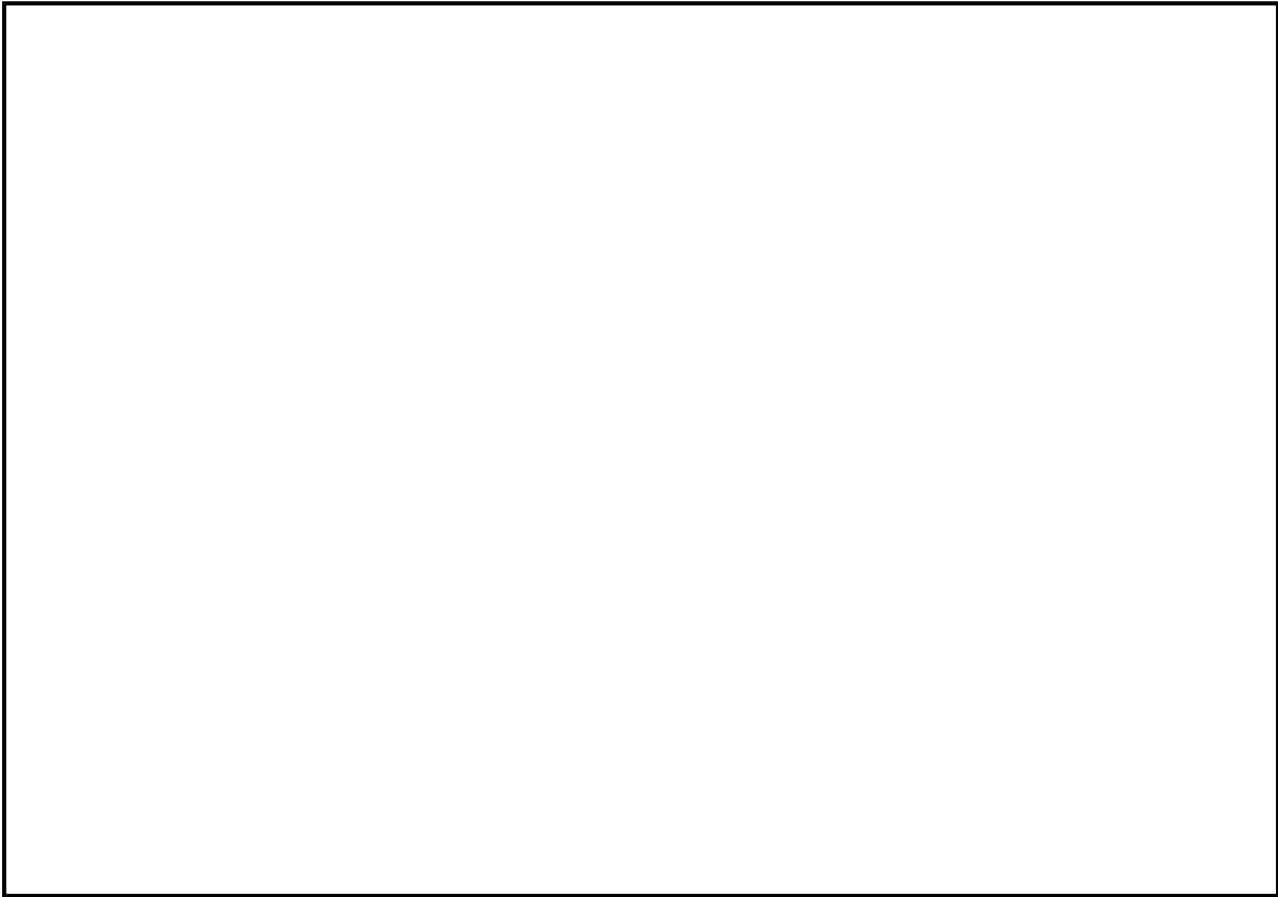
5号炉原子炉建屋 3階平面図



第 1.18.7 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）
可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ） 配置図
（5号炉原子炉建屋 地上3階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

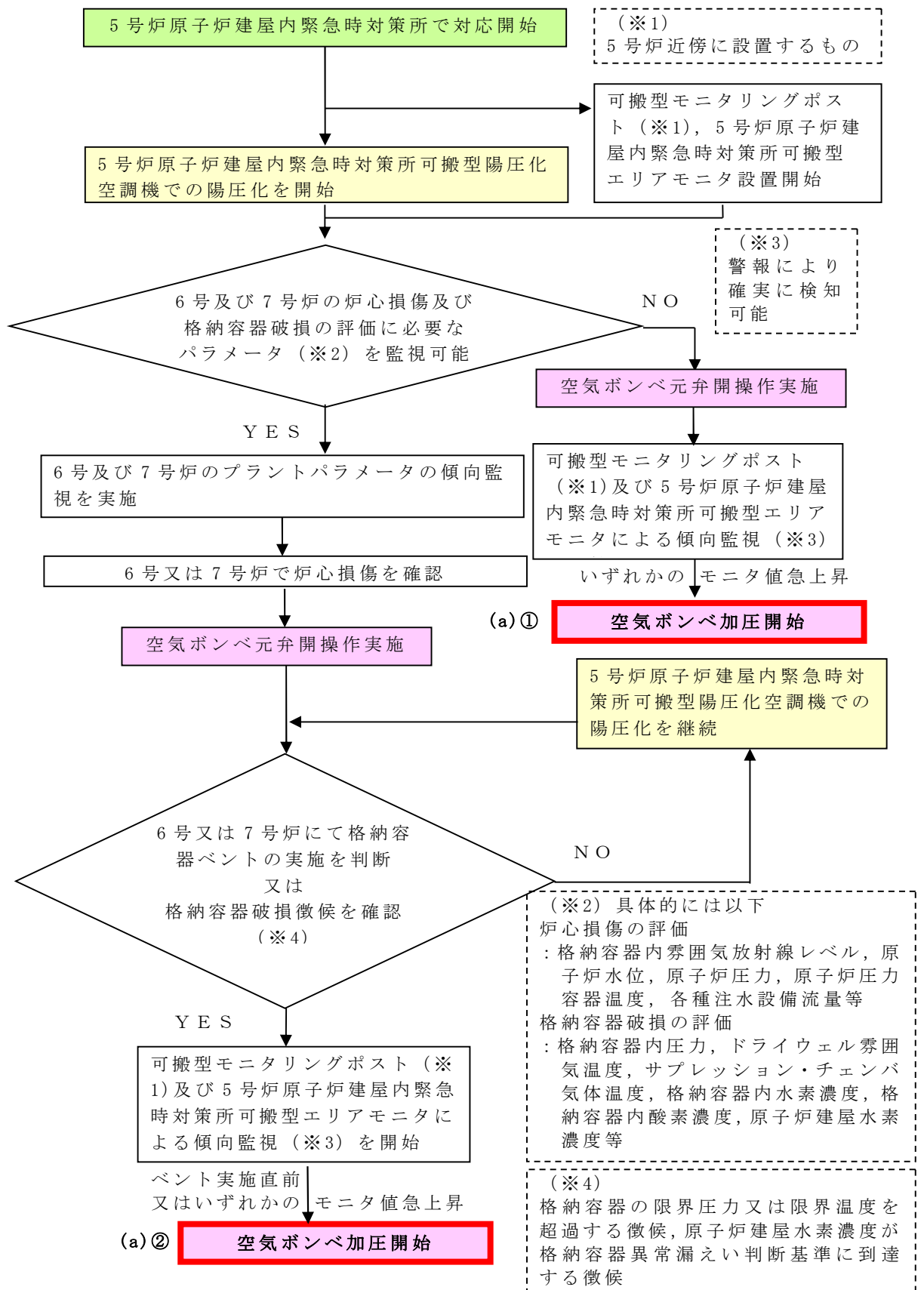
5号炉原子炉建屋 2階平面図



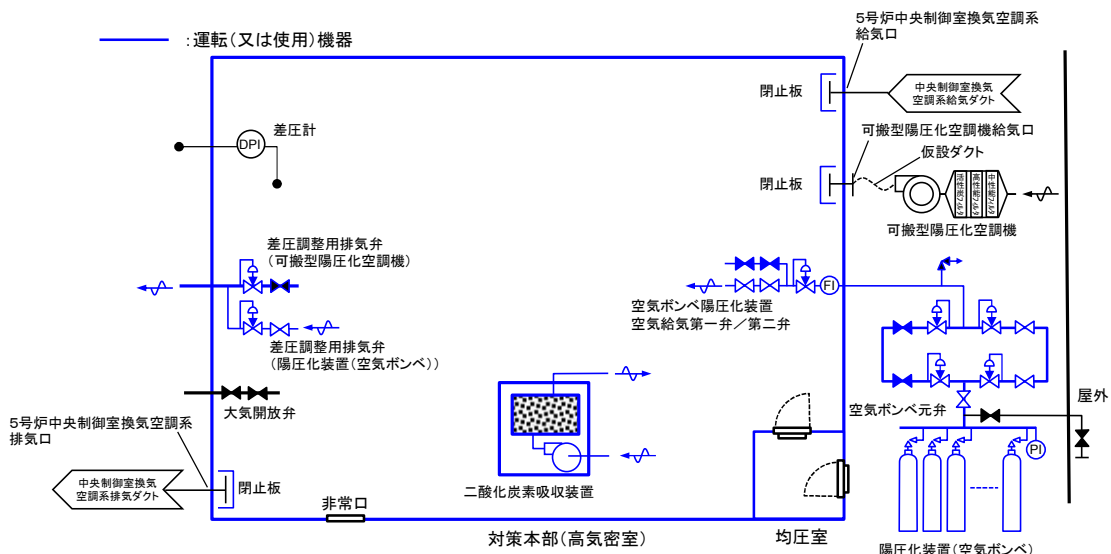
第 1.18.8 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）
 陽圧化装置（空気ボンベ） 配置図
 （5号炉原子炉建屋 地上2階）

		経過時間（分）						
		0	5	10	15	20	25	30
手順の項目	要員	▽設置指示			▽可搬型エリアモニタ測定開始			
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エリアモニタ設置手順	保安班 2名		移動・設置	(対策本部)				
				起動	移動・設置	(待機場所)		
					起動			

第 1.18.9 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
 可搬型エリアモニタ設置手順タイムチャート



第 1.18.10 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置 (空気ポンプ) による加圧判断のフローチャート

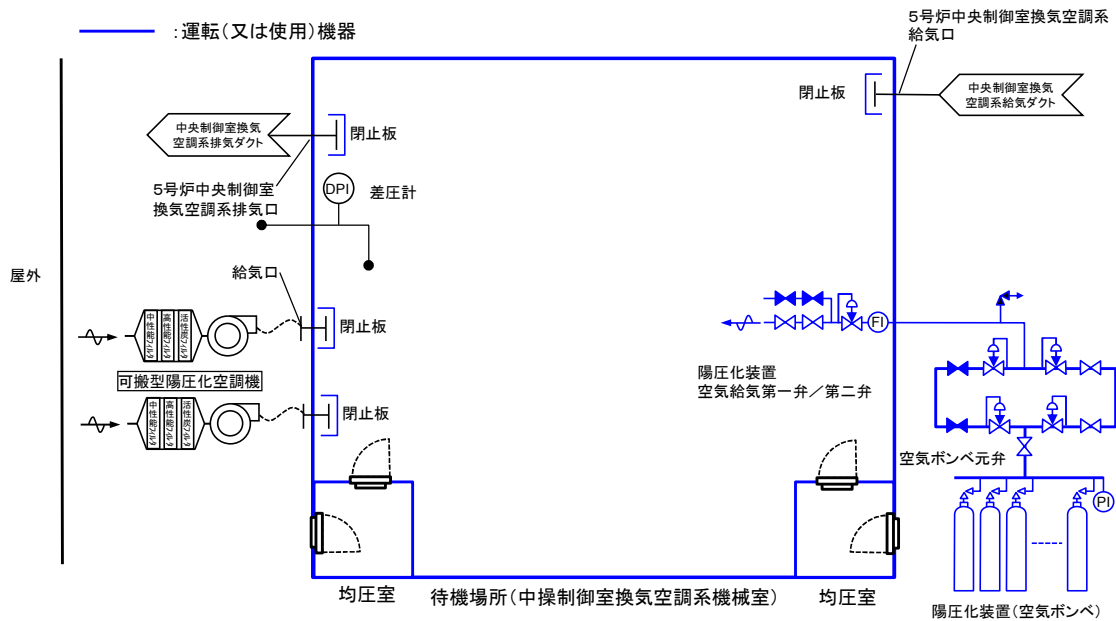


第 1.18.11 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）
換気設備 系統概略図

（プルーム通過中：陽圧化装置（空気ボンベ）による陽圧化）

		経過時間（分）						
		0	1	2	3	4	5	6
手順の項目	要員	▽可搬型エリアモニタの警報発生 ▽可搬型陽圧化空調機切離し/空気ボンベ陽圧化装置起動 ▽陽圧化状態の確認完了 ▽可搬型陽圧化空調機停止						
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機停止手順	保安班 2名		給気口から仮設ダクト取外し（対策本部内作業）	高気密室給気口に閉止板取付け（対策本部内作業）	室内差圧確認（対策本部内作業）	通路（可搬型空調機設置場所）へ移動	空調機停止（対策本部外作業）	
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ボンベ）起動手順	保安班 1名		空気ボンベ陽圧化装置空気供給第一/第二弁開操作（対策本部内作業）	差圧調整用排気弁の切替え（対策本部内作業）	室内差圧確認（対策本部内作業）		二酸化炭素吸収装置起動	

第 1.18.12 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型
陽圧化空調機停止及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）
陽圧化装置（空気ボンベ）起動手順タイムチャート



第 1.18.13 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

換気設備 系統概略図

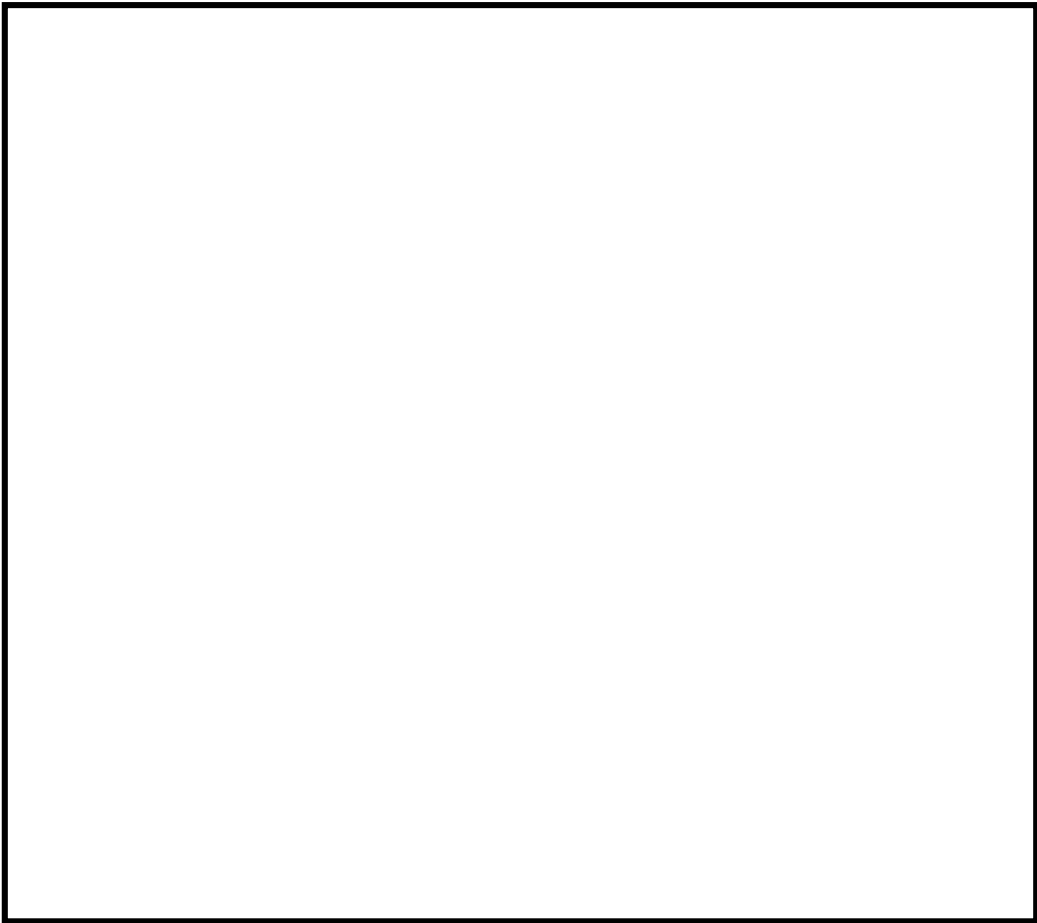
（プルーム通過中：陽圧化装置（空気ポンプ）による陽圧化）

		経過時間（分）						
		0	1	2	3	4	5	6
手順の項目	要員	▽可搬型エリアモニタの警報発生 ▽可搬型陽圧化空調機切離し/空気ポンプ陽圧化装置起動 ▽陽圧化状態の確認完了 ▽可搬型陽圧化空調機停止						
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機停止手順	復旧班 2名		給気口から仮設ダクト取外し（待機場所内作業）	高气密室給気口に閉止板取付け（待機場所内作業）	室内差圧確認（待機場所内作業）	通路（可搬型空調機設置場所）へ移動	空調機停止（待機場所外作業）	
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンプ）起動手順	復旧班 1名		空気ポンプ陽圧化装置空気供給第一/第二弁開操作（待機場所内作業）				室内差圧確認	

第 1.18.14 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型

陽圧化空調機停止及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

陽圧化装置（空気ポンプ）起動手順タイムチャート



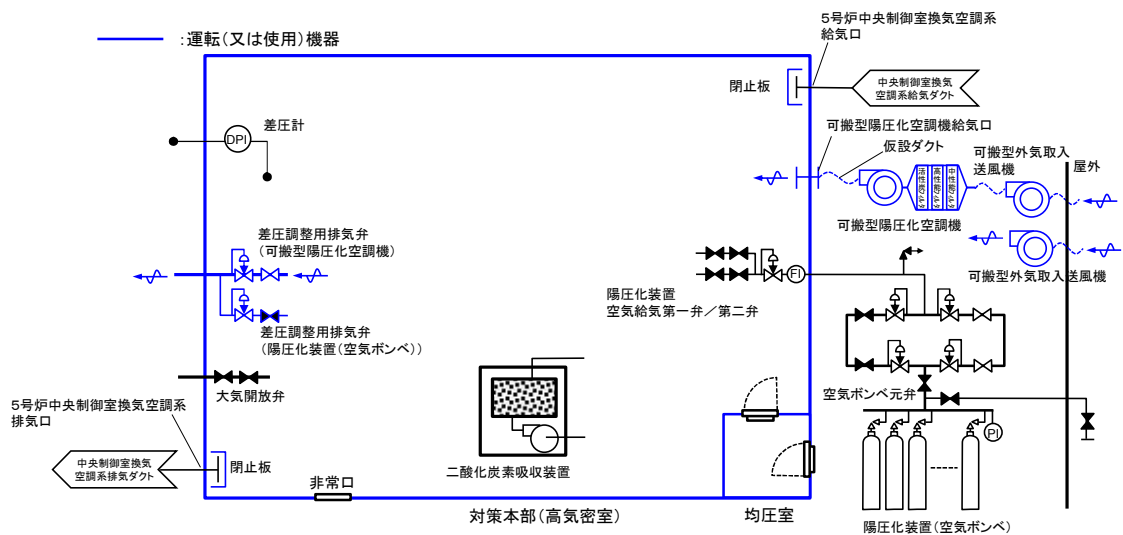
第 1.18.15 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 見取り図

		経過時間 (分)							
		0	5	10	15	20	25	30	45
手順の項目	要員	▽陽圧化状態 (空気ポンペ) の切替開始							
		▽陽圧化状態 (可搬型陽圧化空調機) 確認完了							
5号伊原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機による5号伊原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) の陽圧化「開始」手順	保安班 2名	通路 (可搬型陽圧化空調機設置場所) へ移動	可搬型陽圧化空調機の仮設ダクトと対策本部給気口を接続	屋上～可搬型外気取入送風機～可搬型陽圧化空調機の仮設ダクトを敷設, 可搬型外気取入送風機を起動 (建屋内の雰囲気気線量が屋外より高い場合, 必要に応じて実施)	可搬型陽圧化空調機を起動	可搬型陽圧化空調機を予備機へ切替 (必要に応じて実施)			
5号伊原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置 (空気ポンペ) による5号伊原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) の陽圧化「停止」手順	保安班 (1名)						対策本部給気口の閉止板取外し	可搬型陽圧化空調機の運転状態確認	陽圧化装置 (空気ポンペ) 給気弁閉操作
							差圧調整用排気弁の切替え		室内差圧確認

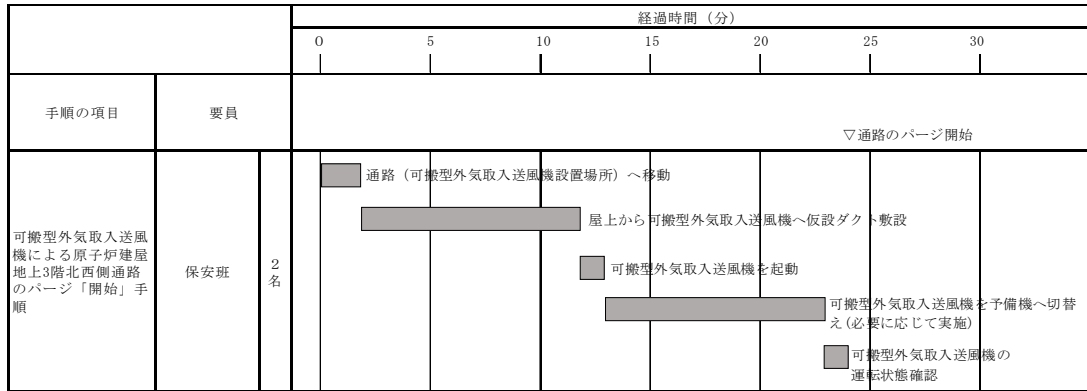
第 1.18.16 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ポンペ) から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機への切替え手順タイムチャート

		経過時間 (分)								
		0	5	10	15	20	25	30	45	
手順の項目	要員	▽陽圧化状態 (空気ポンベ) の切替開始			▽陽圧化状態 (可搬型陽圧化空調機) 確認完了					
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機による5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) の陽圧化「開始」手順	復旧班 2名		通路 (可搬型陽圧化空調機設置場所) へ移動	可搬型陽圧化空調機の仮設ダクトと対策本部給気口を接続	屋上へ可搬型陽圧化空調機間の仮設ダクトを敷設 (建屋内の雰囲気線量が屋外より高い場合、必要に応じて実施)	可搬型陽圧化空調機を起動		可搬型陽圧化空調機を予備機へ切替え (必要に応じて実施)		
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置 (空気ポンベ) による5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) の陽圧化「停止」手順	復旧班 (1名)						待機場所給気口の閉止板取外し	可搬型陽圧化空調機の運転状態確認	陽圧化装置 (空気ポンベ) 給気弁閉操作	室内差圧確認

第 1.18.17 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 陽圧化装置 (空気ポンベ) から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機への切替え手順タイムチャート



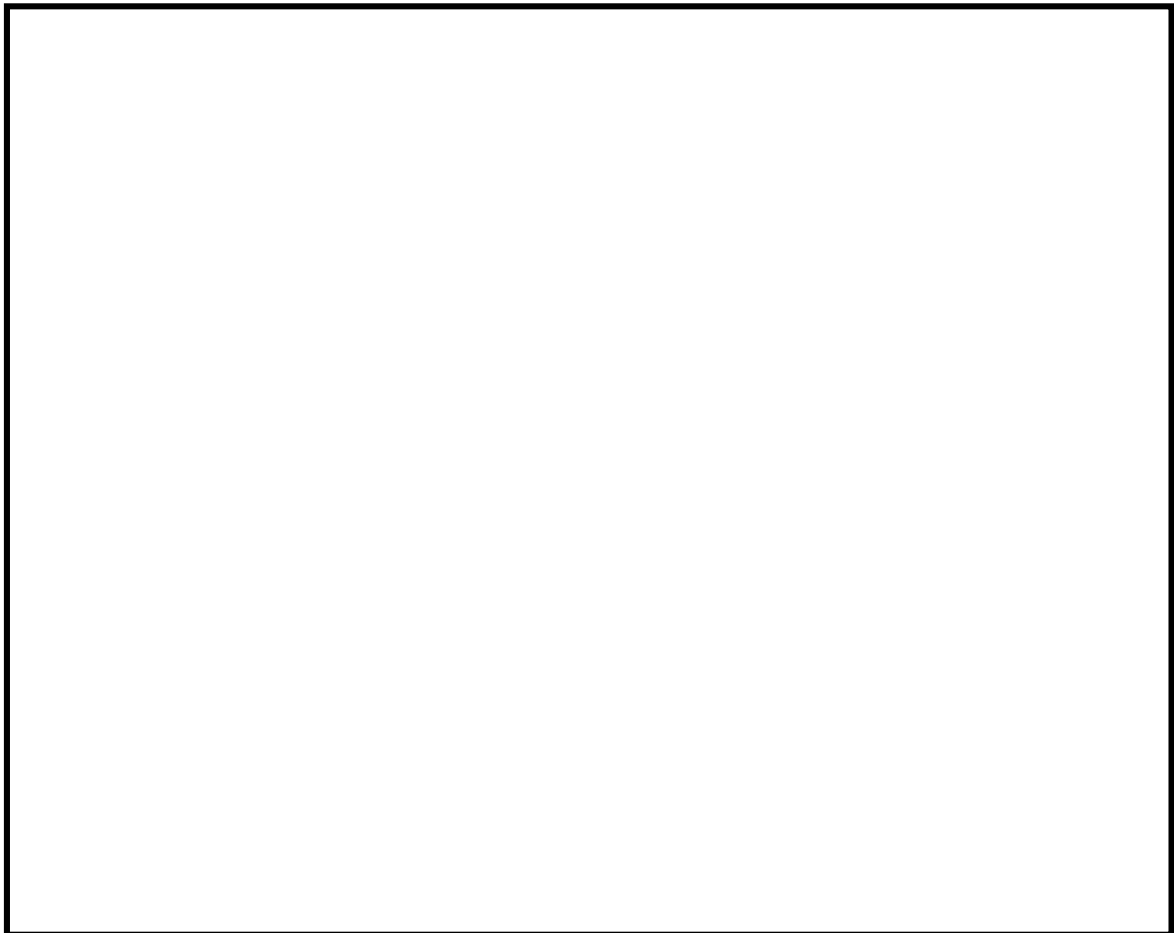
第 1.18.18 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型外気取入送風機系統概略図



第 1.18.19 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

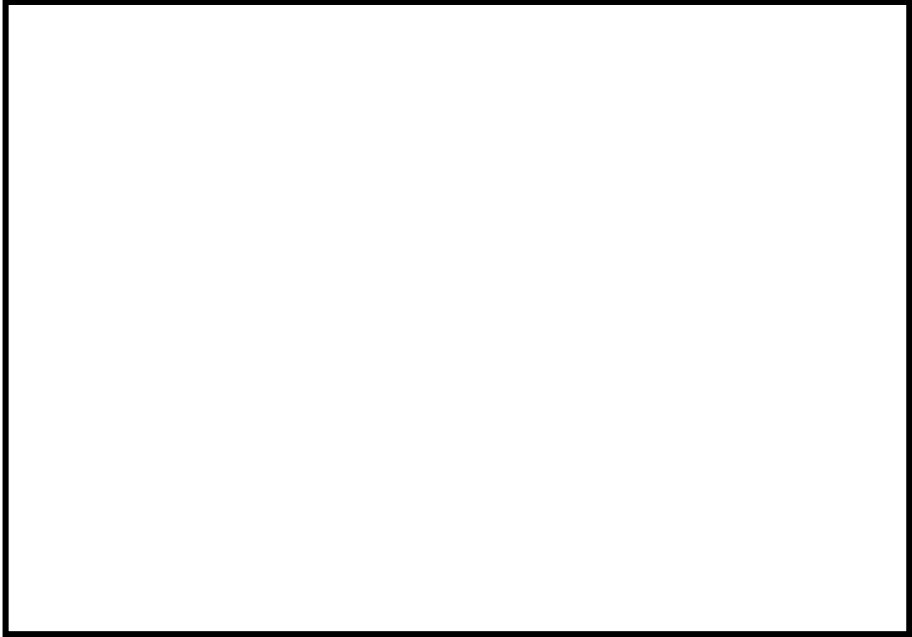
可搬型外気取入送風機の起動手順タイムチャート

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 1.18.20 図 移動式待機所の保管及び使用場所

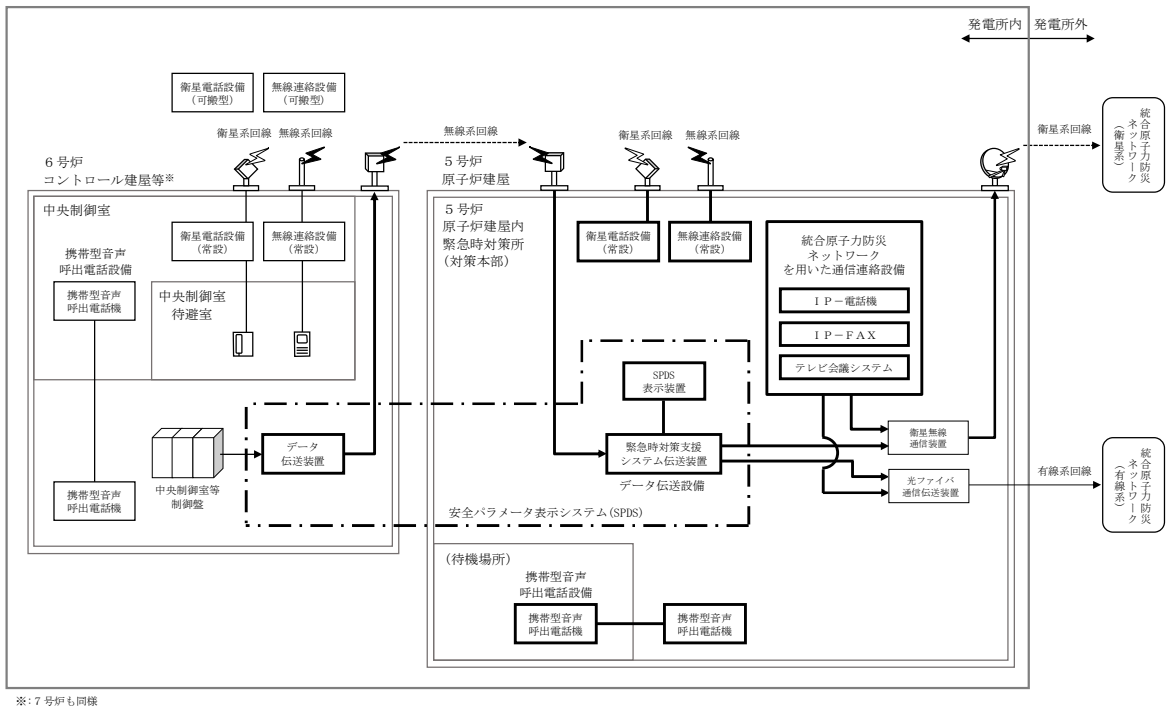
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 1.18.21 図 移動式待機所の外観図

			経過時間 (分)														
			0	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110			
手順の項目	要員		▽ 移動式待機所の使用指示														
			使用準備完了▽														
移動式待機所の使用準備手順	復旧班 保安班	3名	[Bar]			荒浜側高台保管場所へ移動											
	保安班	1名	[Bar]			(床及び壁面に汚染が確認された場合の) 除染											
	復旧班	2名	[Bar]			可搬型電源設備の起動											
			[Bar]			可搬型陽圧化空調機の起動											
			[Bar]			可搬型エアモニタの設置											
			[Bar]			チェンジングエリアの設営											
			[Bar]			差圧確認											

第 1.18.22 図 移動式待機所の使用準備手順タイムチャート

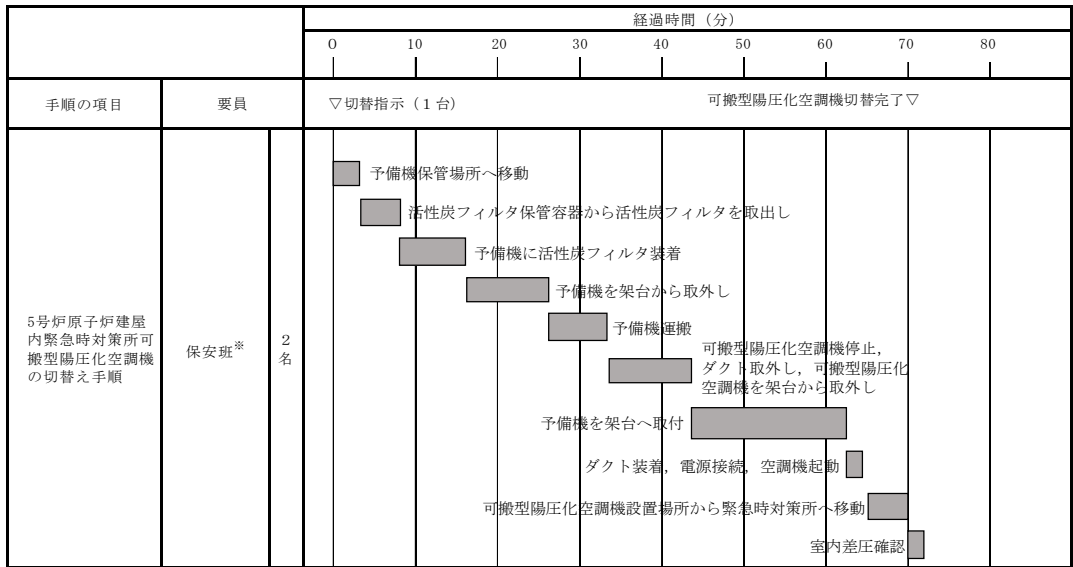


第 1.18.23 図 安全パラメータ表示システム (SPDS) 及びデータ伝送設備の概要

手順の項目		要員		経過時間 (分)									
				0	10	20	30	40	50	60	70	80	90
				▽設置指示									
				南側アクセスルート完了▽					北東側アクセスルート完了▽				
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリア設置手順	南側アクセスルート	保安班	2名	資機材準備									
									エリア設置				
	北東側アクセスルート	保安班	2名	資機材準備									
									エリア設置				

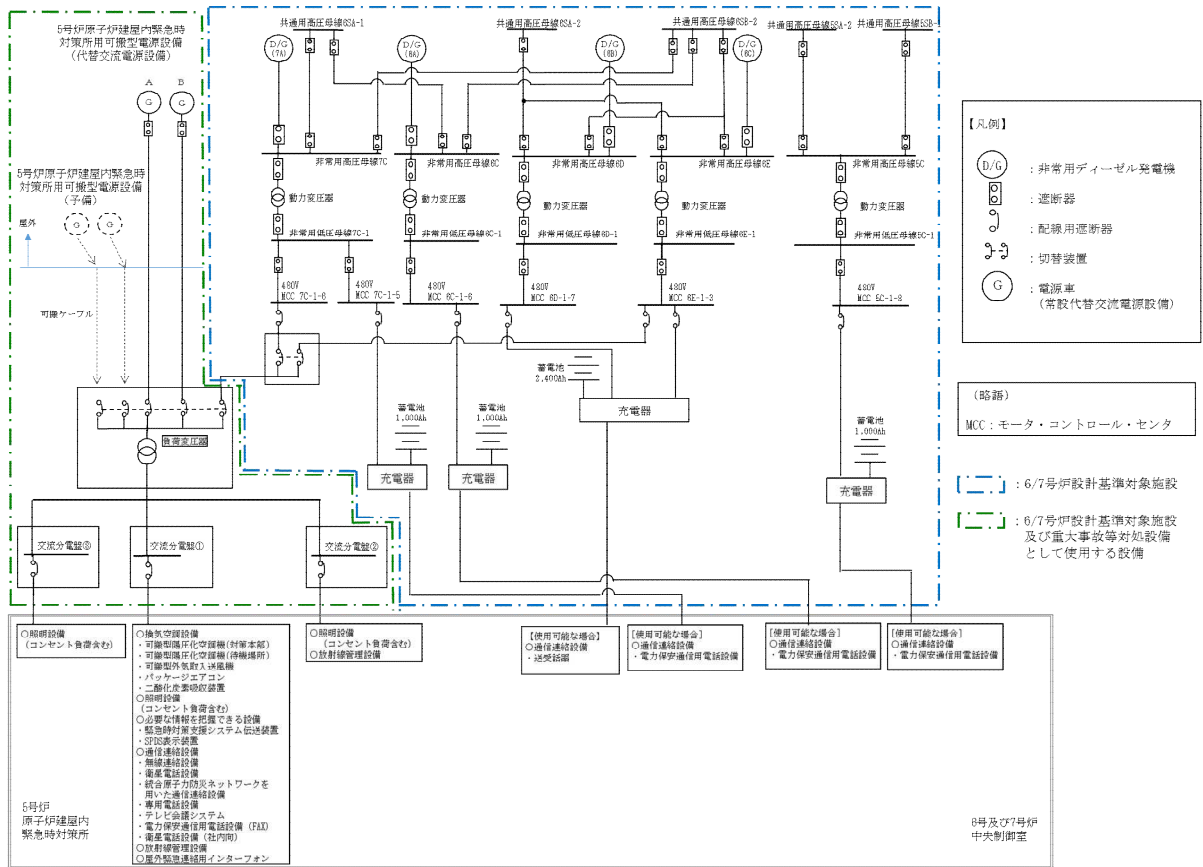
※チェンジングエリアは、南側か北東側アクセスルートのいずれかを設置する。

第 1.18.24 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリア設置手順タイムチャート

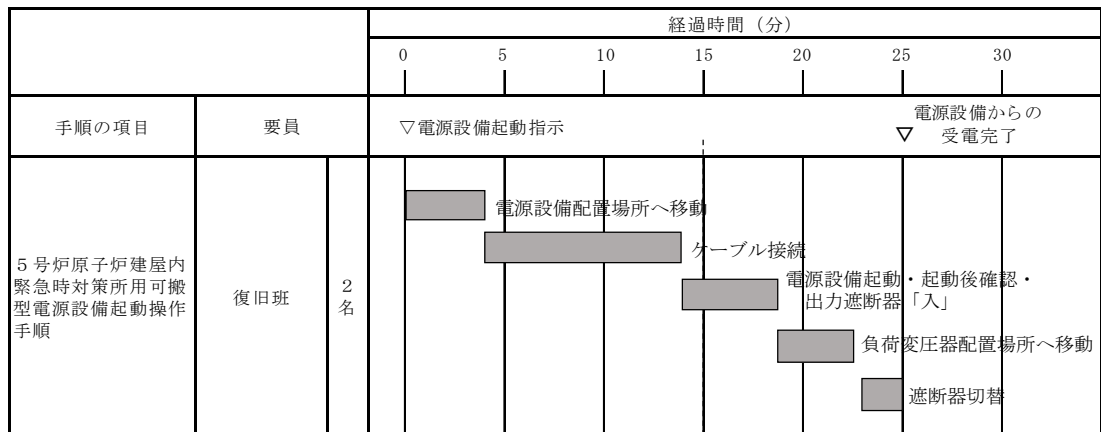


※ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の場合。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）の場合は、復旧班。

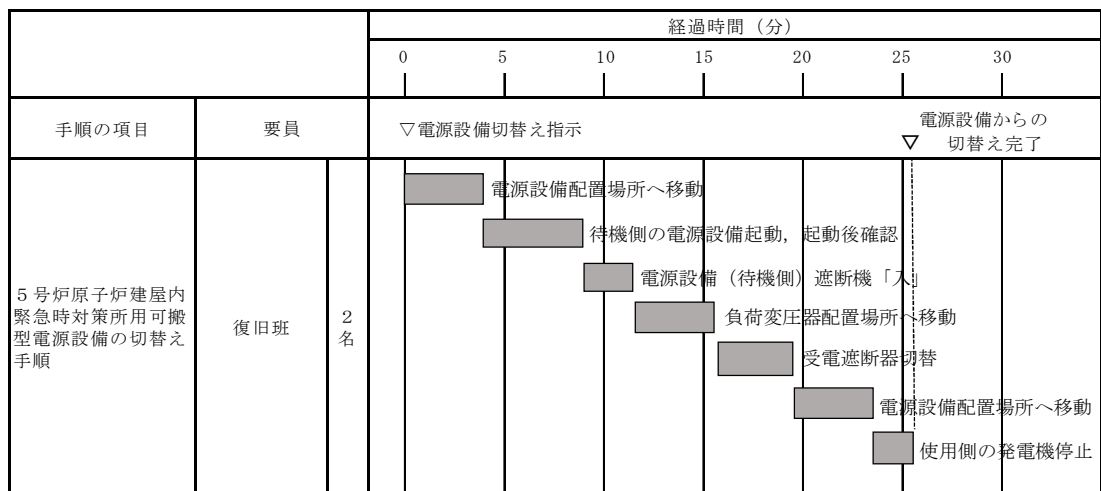
第 1.18.25 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 可搬型陽圧化空調機の切替え手順タイムチャート



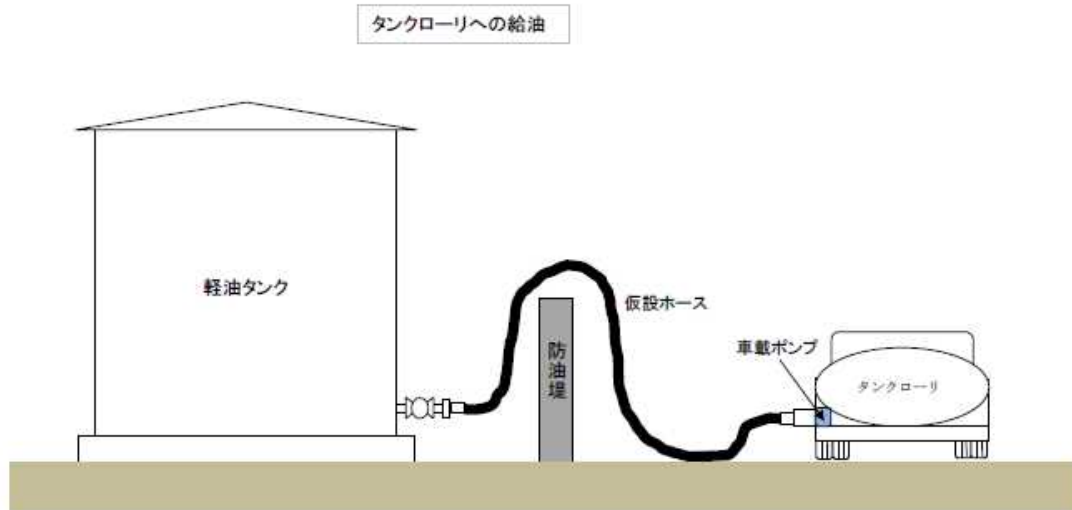
第 1.18.26 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 給電系統概要図



第 1.18.27 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備
起動操作手順タイムチャート



第 1.18.28 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備
切替え手順タイムチャート



第 1.18.29 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備
への燃料給油概略系統図

		経過時間 (分)													
		0	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130
手順の項目	要員	▽電源設備燃料補給指示													
		電源設備給油完了▽													
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備燃料給油手順	復旧班 2名	タンクローリ (4kL) 置場へ移動※													
		① タンクローリ (4kL) で軽油タンクエリアへ移動・配置													
		② 仮設フランジ取付・給油準備													
		③ タンクローリ (4kL) に補給													
		タンクローリ (4kL) で電源設備配置場所へ移動													
		④ タンクローリ (4kL) から電源設備へ給油・片付け													
		①, ②, ③はタンクローリ (4kL) に残油がある場合は不要													

※ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒浜側高台保管場所の場合。大湊側高台保管場所の場合は20分。

第 1.18.30 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備
燃料給油手順タイムチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/4）

技術的能力審査基準（1.18）	番号	設置許可基準規則（61条）	技術基準規則（76条）	番号
<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉設置者において、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	本文	<p>【本文】</p> <p>第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。</p> <p>2 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p>	<p>【本文】</p> <p>第四十六条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に定めるところによらなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講ずること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けること。</p> <p>2 緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる措置を講じなければならない。</p>	本文
<p>【解釈】</p> <p>1 「現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p>	—
<p>a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p>	①	<p>a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p>	<p>a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p>	①
		<p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p>	<p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p>	②
<p>b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	③	<p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。</p>	<p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源を含めて緊急時対策所の電源は、多重性又は多様性を有すること。</p>	③
		<p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p>	<p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p>	④
		<p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内のマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p>	<p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内のマスクの着用なしで評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p>	⑤

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/4）

技術的能力審査基準（1.18）	番号	設置許可基準規則（61条）	技術基準規則（76条）	番号
c) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。	⑥			
d) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。	⑦			
e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。	⑧			
		f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。	f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。	⑨
2 「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。	—	2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。	2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/4)

■ : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策設備					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
居住性の確保	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 高気密室	新設	本文 ① ② ④ ⑤	居住性の確保	カードル式空気ポンプユニット	可搬	-	-	基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、対策要員の更なる被ばく線量低減として、陽圧化時間の延長を可能とするために配備する。
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 遮蔽	新設							
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型陽圧化空調機	新設							
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト	新設							
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型外気取入送風機	新設							
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ポンプ、配管・弁)	新設							
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置	新設							
	可搬型エリアモニタ (対策本部)	新設							
	5号炉屋外緊急連絡用インターフォン	新設							
	可搬型モニタリングポスト	新設							
	酸素濃度計 (対策本部)	新設							
	二酸化炭素濃度計 (対策本部)	新設							
	差圧計 (対策本部)	新設							
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 遮蔽	新設							
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 可搬型陽圧化空調機	新設							
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト	新設							
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 室内遮蔽	新設							
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 陽圧化装置 (空気ポンプ、配管・弁)	新設							
	可搬型エリアモニタ (待機場所)	新設							
	酸素濃度計 (待機場所)	新設							
二酸化炭素濃度計 (待機場所)	新設								
差圧計 (待機場所)	新設								
代替電源設備からの給電の確保	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	新設	本文 ① ② ③	-	-	-	-	-	-
	可搬ケーブル	新設							
	負荷変圧器	既設							
	交流分電盤	新設							
	軽油タンク	既設							
	タンクローリ (4kL)	新設							
	軽油タンク出口ノズル・弁	既設							
必要な指示及び通信連絡	安全パラメータ表示システム (SPDS)	新設	本文 ① ②	必要な指示及び通信連絡	送受話機 (警報装置を含む。)	常設	-	-	基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、通信連絡を行うための手段として使用する。
	無線連絡設備 (常設)	新設			電力保安通信用電話設備	常設/可搬	-	-	
	無線連絡設備 (可搬型)	新設			専用電話設備 (ホットライン)	常設	-	-	
	携帯型音声呼出電話設備	新設			テレビ会議システム (社内向)	常設	-	-	
	衛星電話設備 (常設)	新設			衛星電話設備 (社内向)	常設	-	-	
	衛星電話設備 (可搬型)	新設							
	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	新設							
	無線通信装置 (常設)	新設							
	無線連絡設備 (屋外アンテナ) (常設)	新設							
	衛星電話設備 (屋外アンテナ) (常設)	新設							
	衛星無線通信装置 (常設)	新設							
	有線 (建屋内) (常設)	既設/新設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/4)

基準解釈対応手順			
機能	整備する手順	基準解釈対応	備考
必要な指示及び通信連絡	1.18.2.2(2) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備	本文 ⑦	
必要な要員の収容	1.18.2.3(1)b. チェンジングエリアの設置及び運用手順	本文 ⑥ ⑧ ⑨	
	1.18.2.3(2) 飲料水，食料等		

居住性を確保するための手順等の説明について

添付 2-1 炉心損傷の判断基準について

炉心損傷に至るケースとしては、注水機能喪失により原子炉水位が有効燃料頂部（TAF）以上に維持できない場合において、原子炉水位が低下し、炉心が露出し冷却不全となる場合が考えられる。

事故時運転操作手順書（徴候ベース）では、原子炉への注水系統を十分に確保できず原子炉水位が TAF 未満となった際に、格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）を用いて、ドライウェル又はサブプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率の状況を確認し、第 1 図に示す設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合を、炉心損傷の判断としている。

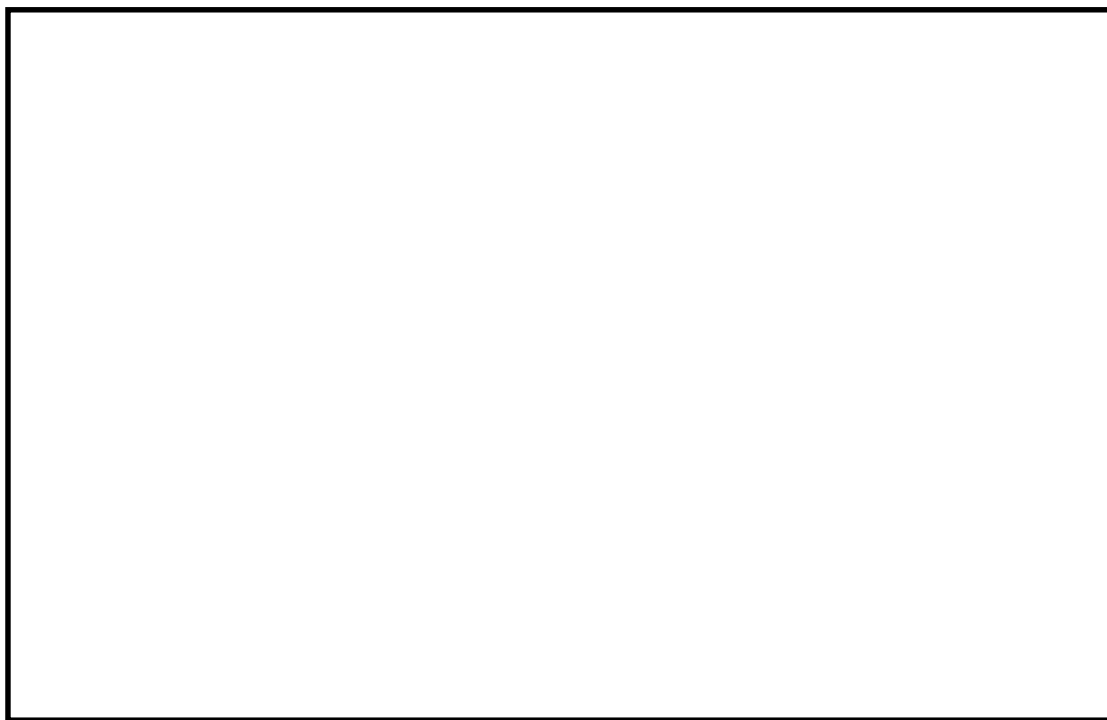
炉心損傷等により燃料被覆管から原子炉内に放出される希ガス等の核分裂生成物が、逃がし安全弁等を介して原子炉格納容器内に流入する事象進展を捉まえて、格納容器内のガンマ線線量率の値の上昇を、運転操作における炉心損傷の判断、及び炉心損傷の進展割合の推定に用いているものである。

また、福島事故時に原子炉水位計、格納容器内雰囲気放射線レベル計等の計器が使用不能となり、炉心損傷を迅速に判断出来なかったことに鑑み、格納容器内雰囲気放射線レベル計に頼らない炉心損傷の判断基準について検討しており、その結果、格納容器内雰囲気放射線レベル計の使用不能の場合は、「原子炉压力容器温度計：300℃以上」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する方針である。

原子炉压力容器温度は、炉心が冠水している場合には、SRV 動作圧力（安全弁機能の最大 8.20MPa[gage]）における飽和温度約 298℃を超えることはなく、300℃以上にはならない。一方、原子炉水位の低下により炉心が露出した場合には過熱蒸気雰囲気となり、温度は飽和温度を超えて上昇するため、300℃以上になると考えられる。上記より、炉心損傷の判断基準を 300℃以上としている。

なお、炉心損傷判断は格納容器内雰囲気放射線レベル計が使用可能な場合は、当該計器にて判断を行う。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



(1) ドライウエルのガンマ線線量率



(2) サプレッション・チェンバのガンマ線線量率

第1図 SOP 導入条件判断図

添付 2-2 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機運転操作について

1. 操作概要

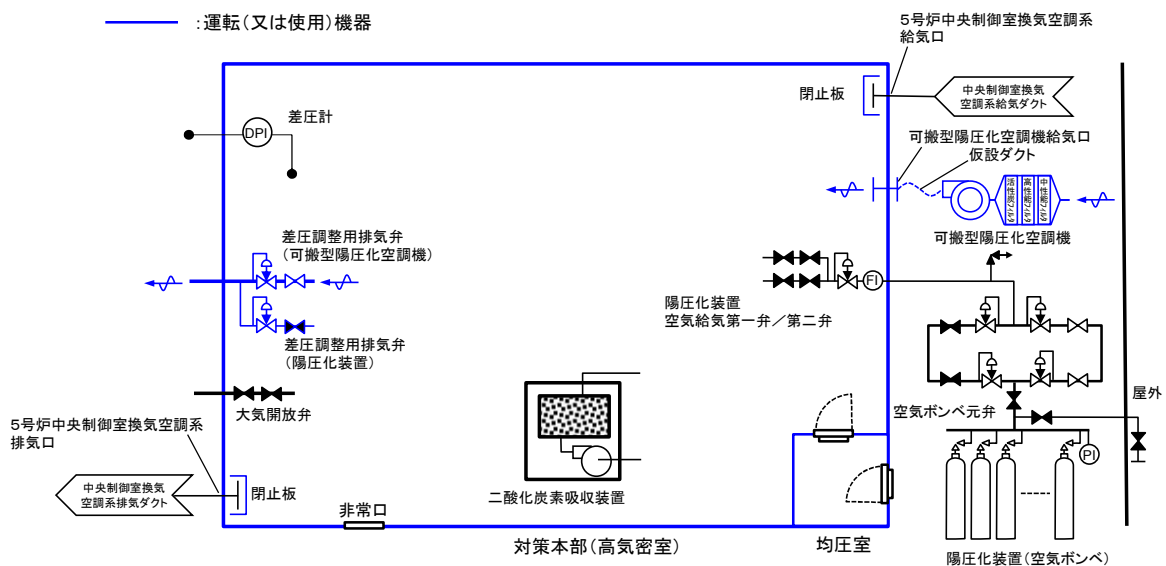
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機フィルタを通気することにより放射性物質の侵入を低減し、必要な換気を確保するため、可搬型陽圧化空調機を起動する。また、放射性プルーム通過時には、可搬型陽圧化空調機から陽圧化装置（空気ボンベ）に切り替えることにより、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所への外気の流入を遮断する。

2. 必要要員数・実施可能時間

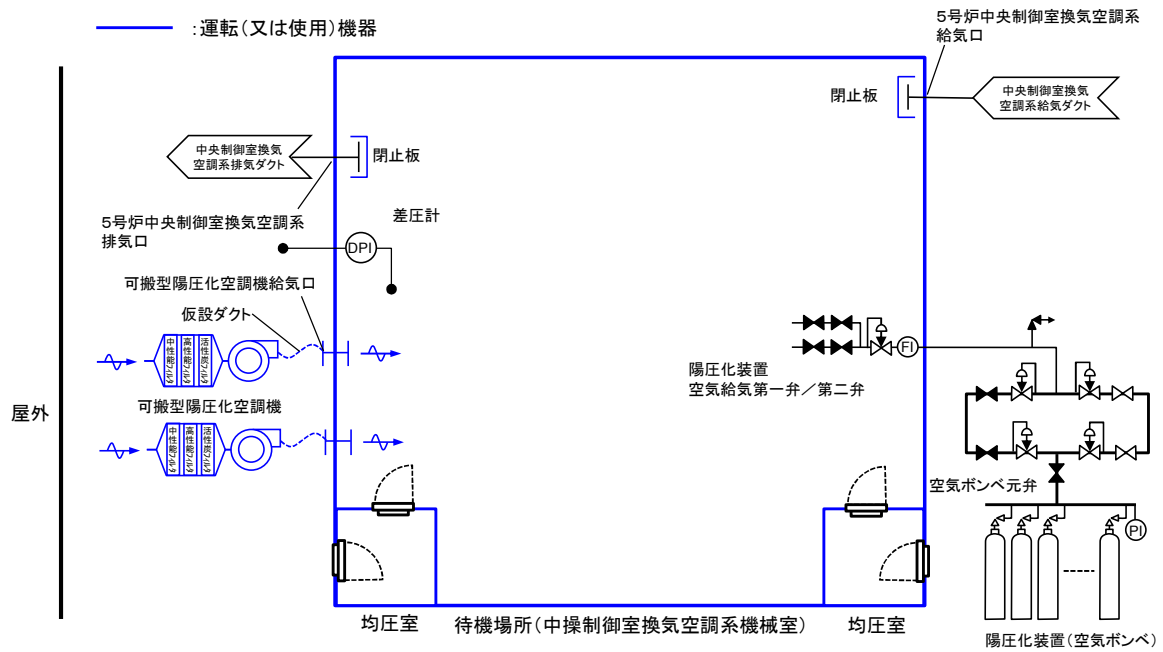
- (1) 必要要員数：保安班 2 名（対策本部）、復旧班 2 名（待機場所）
- (2) 実施可能時間（可搬型陽圧化空調機の起動）：約 60 分（訓練実績に基づく）
（陽圧化装置（空気ボンベ）による加圧）：約 2 分

3. 系統構成

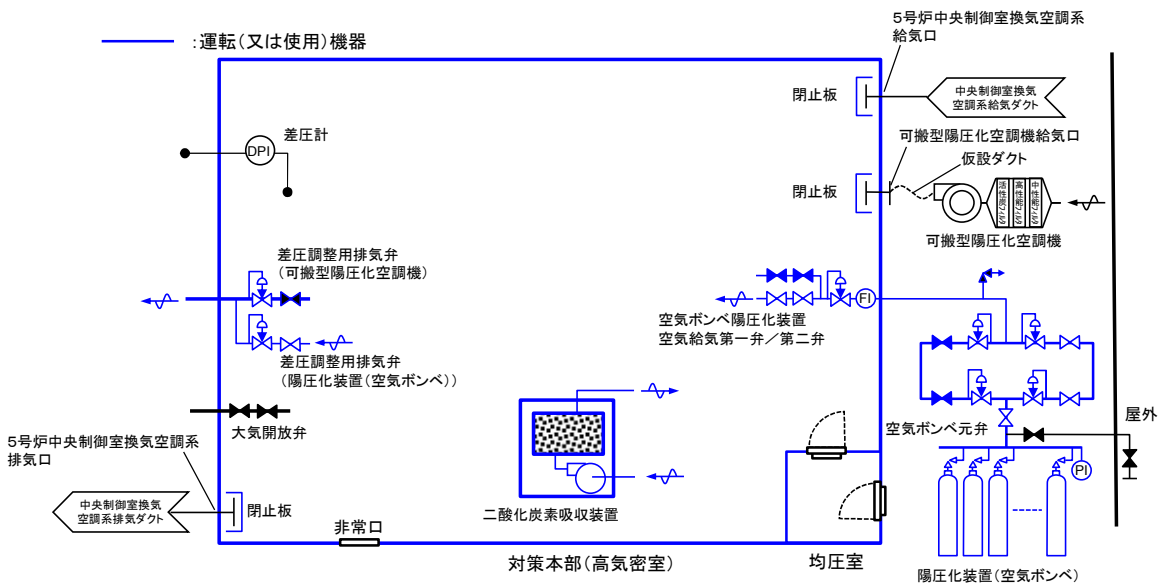
プルーム通過前及び通過後の 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）換気設備の系統概略図を第 1 図に、プルーム通過前及び通過後の 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）換気設備の系統概略図を第 2 図に、プルーム通過中の 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）換気設備の系統概略図を第 3 図に、プルーム通過中の 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）換気設備の系統概略図を第 4 図に示す。



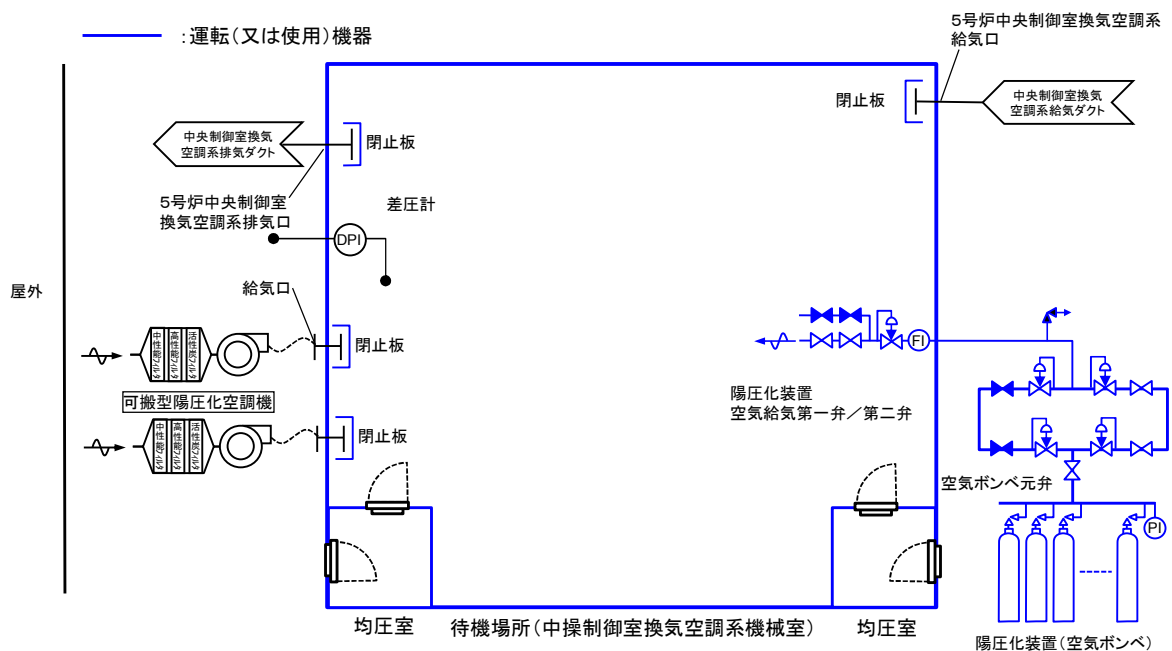
第 1 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）換気設備 系統概略図
（プルーム通過前及び通過後：可搬型陽圧化空調機による陽圧化）



第2図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）換気設備 系統概略図
（プルーム通過前及び通過後：可搬型陽圧化空調機による陽圧化）



第3図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）換気設備 系統概略図
（プルーム通過中：陽圧化装置（空気ポンベ）による陽圧化）



第4図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）換気設備 系統概略図
（プルーム通過中：陽圧化装置（空気ボンベ）による陽圧化）

4. 手順

(1) プルーム通過前及び通過後

- ① 5号炉中央制御室換気空調系の送風機及び排風機の停止とMCR排気ダンパ、MCR外気取入ダンパ及びMCR非常時外気取入ダンパが閉していることを確認し、全交流動力電源喪失等の場合でこれらのダンパが閉まっていなかった場合は、手動で閉める。また、5号炉中央制御室換気空調系給排気口に閉止板を取り付ける。
- ② 活性炭フィルタ保管場所に移動し、保管容器から活性炭フィルタを取り出した後、可搬型陽圧化空調機設置場所に移動する。
- ③ 可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタを装着し、仮設ダクトを差込口に接続して、電源を接続する。
- ④ 可搬型陽圧化空調機を起動する。
- ⑤ 差圧計で室内の圧力を微正圧（20Pa以上）であることを確認する。

(2) プルーム通過中

- ① 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の仮設ダクトを切離し、給気口に閉止板を取付けるとともに、陽圧化装置（空気ボンベ）空気給気弁を開操作、差圧調整用排気弁（陽圧化装置（空気ボンベ））を開操作^{※1}、差圧調整用排気弁（可搬型陽圧化装置）を閉操作^{※1}し、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化を開始する。^{※1}：対策本部のみ実施
- ② 陽圧化状態の差圧確認後に、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の外側に設置するの5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を停止する。
- ③ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）内の二酸化炭素濃度上昇を防止するために、二酸化炭素吸収装置を起動する。

以上

添付 2-3 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の必要換気流量について

1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

(1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機

①設備仕様

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の可搬型陽圧化空調機は、第1表に示す数量、仕様であり、可搬型陽圧化空調機1台により、必要換気風量を確保している。

第1表 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機
換気設備仕様

設備名称	数量	仕様
可搬型陽圧化空調機	1台 (予備1台)	風量：600m ³ /h/台 高性能フィルタ捕集効率：99.9%以上 活性炭フィルタ捕集効率：99.9%以上

②必要換気量の考え方

a. 収容人数

5号炉原子炉建屋緊急時対策所（対策本部）の換気設備は、重大事故等時において、収容人数として下記の「①プルーム通過前及び通過後」及び「②プルーム通過中」の最大人数となる86名を収容可能な設計とする。

(a) プルーム通過前及び通過後

- ・収容対策要員人数 : 86名
(6号及び7号炉要員：72名，1～5号炉要員：12名，保安検査官：2名)

(b) プルーム通過中

- ・収容対策要員人数 : 73名
(6号及び7号炉要員：69名，1～5号炉要員：2名，保安検査官：2名)

b. 許容二酸化炭素濃度，許容酸素濃度

許容二酸化炭素濃度は、JEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規定」に定める0.5%以下とする。許容酸素濃度は、労働安全衛生法 酸素欠乏防止規則に定める18%以上とする。

c. 必要換気量の計算式

(a) 二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量 (Q_1)

- ・収容人数 : n名
- ・許容二酸化炭素濃度 : $C=0.5\%$ (JEAC4622-2009)
- ・大気二酸化炭素濃度 : $C_0=0.039\%$ (標準大気の二酸化炭素濃度)

- ・二酸化炭素発生量 : $M=0.030\text{m}^3/\text{h}/\text{名}$ (空気調和・衛生工学便覧の軽作業の作業程度の吐出し量)
 - ・必要換気量 : $Q_1=100\times M\times n\div(C-C_0)\text{m}^3/\text{h}$ (空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素濃度基準必要換気量)
- $$Q_1 = 100 \times 0.030 \times n \div (0.5 - 0.039) = 6.51 \times n [\text{m}^3/\text{h}]$$

(b) 酸素濃度基準に基づく必要換気量 (Q_2)

- ・収容人数 : n 名
- ・吸気酸素濃度 : $a=20.95\%$ (標準大気酸素濃度)
- ・許容酸素濃度 : $b=18\%$ (労働安全衛生法, 酸素欠乏症等防止規則)
- ・成人の呼吸量 : $c=0.48\text{m}^3/\text{h}/\text{名}$ (空気調和・衛生工学便覧)
- ・乾燥空気換算呼吸酸素濃度 : $d=16.4\%$ (空気調和・衛生工学便覧)
- ・必要換気量 : $Q_2=c\times(a-d)\times n\div(a-b)\text{m}^3/\text{h}$ (空気調和・衛生工学便覧の酸素濃度基準必要換気量)

$$Q_2 = 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times n \div (20.95 - 18.0) = 0.741 \times n [\text{m}^3/\text{h}]$$

d. 必要換気量

(a) プルーフ通過前及び通過後 (可搬型陽圧化空調機の必要換気量)

プルーフ通過前及び通過後における可搬型陽圧化空調機運転時の必要換気量は、重大事故等時における最大の収容人数である 86 名に対して、二酸化炭素吸収装置を運転しないことから二酸化炭素濃度上昇が支配的となった場合において窒息防止に必要な換気量を有する設計とする。

よって必要換気量は、二酸化炭素濃度基準の必要換気量の計算式を用いると $Q_1=6.51\times 86=560[\text{m}^3/\text{h}]$ 以上 (6号及び7号炉要員: $469[\text{m}^3/\text{h}]$, 1~5号炉要員: $78[\text{m}^3/\text{h}]$, 保安検査官: $13[\text{m}^3/\text{h}]$) となる。

(b) プルーフ通過中 (陽圧化装置の必要換気量)

プルーフ通過中における 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置運転時の必要換気量は、重大事故等時における最大の収容人数である 86 名に対して、二酸化炭素吸収装置により二酸化炭素濃度の上昇を抑えており酸素濃度低下が支配的となった場合において窒息防止に必要な換気量を有する設計とする。

よって必要換気量は、酸素濃度基準の計算式を用いると $Q_2=0.741\times$

86=64[m³/h]以上(6号及び7号炉要員:53[m³/h],1~5号炉要員:9[m³/h],保安検査官:2[m³/h])となる。

(2) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ポンペ)

①設備仕様

必要ポンペ容量としては、下記に示す「(a)プルーム通過中に必要となるポンペ容量」117本に加えて、「(b)陽圧化切替え操作時に必要な空気ポンペ容量」6本を考慮し、合計で123本以上を確保する設計とする。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ポンペ)換気設備仕様を第2表に示す。

第2表 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置
(空気ポンペ)換気設備仕様

設備名称	数量(本)	仕様
陽圧化装置(空気ポンペ)	123本以上	ポンペ容量:約47L/本 ポンペ充填圧力:約15MPa

②必要ポンペ容量

(a) プルーム通過中に必要となるポンペ本数

対策本部を10時間陽圧化する必要最低限のポンペ本数は、陽圧化装置(空気ポンペ)運用時の必要換気量である64m³/h(6号及び7号炉要員:53[m³/h],1~5号炉要員:9[m³/h],保安検査官:2[m³/h])に対するポンペ供給可能空気量5.50m³/本から下記のとおり117本(6号及び7号炉要員:98本,1~5号炉要員:16本,保安検査官:3本)となる。なお、現場に設置するポンペ本数については、現場運用を考慮し別途決定する。

- ・ポンペ初期充填圧力 : 14.7MPa (at 35℃)
- ・ポンペ内容積 : 46.7L
- ・圧力調整弁最低制御圧力 : 0.89MPa
- ・ポンペ供給可能空気量 : 5.50m³/本 (at -4℃)

以上より、必要ポンペ本数は下記のとおり117本以上となる。
64m³/h ÷ 5.50m³/本 × 10時間 ÷ 117本

(b) 陽圧化切替操作時に必要なポンペ本数

プルーム通過後は、高気密室の陽圧化を、陽圧化装置(空気ポンペ)による給気から可搬型陽圧化空調機による給気に切り替える。切替操作の間、陽圧化装置(空気ポンペ)の給気と可搬型陽圧化空調機の給気を並行して行うことにより、高気密室の陽圧化状態を損なわない設計とする。

以上より、陽圧化切替操作時に必要なポンペ本数として、(a)プルーム通過中に必要となるポンペ容量の計算式を用い、以下のとおり6本以上を確保する設計とする。

$$64\text{m}^3/\text{h} \div 5.50\text{m}^3/\text{本} \times 30\text{分} \div 6\text{本}$$

2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

(1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機

①設備仕様

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）の可搬型陽圧化空調機は、第3表に示す数量、仕様であり、可搬型陽圧化空調機2台により、必要換気風量を確保している。

第3表 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）（可搬型陽圧化空調機）換気設備仕様

設備名称	数量	仕様
可搬型陽圧化空調機	2台 (予備1台)	ブロワ風量：600m ³ /h/台 高性能フィルタ捕集効率：99.9%以上 活性炭フィルタ捕集効率：99.9%以上

(2) 設計方針

a. 収容人数

5号炉原子炉建屋緊急時対策所（待機場所）の換気設備は、重大事故等時において、収容人数として下記の「①プルーム通過前及び通過後」及び「②プルーム通過中」のうち、最大人数となる98名を収容可能な設計とする。

① プルーム通過前及び通過後

- ・収容要員人数：98名
(6号及び7号炉対策要員：90名、5号炉運転員：8名)

② プルーム通過中

- ・収容要員人数：65名
(6号及び7号炉対策要員：57名、5号炉運転員：8名)

b. 必要換気量の計算式

窒息防止に必要な換気風量としては、プルーム通過前及び通過後の5号炉原子炉建屋緊急時対策所（待機場所）の必要換気量の考え方は、5号炉原子炉建屋緊急時対策所（対策本部）と同様に、二酸化炭素濃度上昇が必要換気量の支配的要因となることから、二酸化炭素濃度基準の必要換気量に配慮した設計とする。

○二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量 (Q_1)

- ・収容人数：n名
- ・許容二酸化炭素濃度：C=0.5% (JEAC4622-2009)
- ・大気二酸化炭素濃度：C₀=0.039% (標準大気の二酸化炭素濃度)
- ・二酸化炭素発生量：M=0.030m³/h/名 (空気調和・衛生工学便覧の軽作業の作業程度の吐出し量)

- ・必要換気量 : $Q_1 = 100 \times M \times n \div (C - C_0) \text{ m}^3/\text{h}$ (空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素濃度基準必要換気量)

$$Q_1 = 100 \times 0.030 \times n \div (0.5 - 0.039) = 6.51 \times n \text{ [m}^3/\text{h]}$$

c. 必要換気量

可搬型陽圧化空調機運転時の必要換気量は、重大事故等時における最大の収容人数である 98 名に対して、二酸化炭素濃度上昇が支配的となった場合において窒息を防止可能な設計とする。

よって必要換気量は、二酸化炭素濃度基準の必要換気量の計算式を用いると $Q_1 = 6.51 \times 98 = 638 \text{ [m}^3/\text{h]}$ 以上 (6 号及び 7 号炉要員 : $586 \text{ [m}^3/\text{h]}$, 5 号炉運転員 : $52 \text{ [m}^3/\text{h}]$) となる。

d. 設計漏洩量

- (a) 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) を陽圧化するための必要差圧

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) は、配置上、風の影響を直接受けない屋内に設置されているため、室内へのインリークは隣接区画との温度差によって生じる空気密度の差に起因する差圧によるものと考えられる。

よって、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) を陽圧化するための必要差圧は、下記の計算式より、 $\Delta P_3 = 12.1 \text{ Pa}$ に余裕をもった 20 Pa 以上とする。

- ・待機場所の階高 H : $H \leq 4.9 \text{ m}$
- ・外気 (大気圧) の乾燥空気密度 : ρ_0
- ・隣接区画 (高温/低温) の乾燥空気密度 : ρ_1, ρ_2
 隣接区画 (高温) $\rho_1 = 1.127 \text{ [kg/m}^3]$ (設計最高温度 40°C 想定)
 隣接区画 (低温) $\rho_2 = 1.378 \text{ [kg/m}^3]$ (外気最低温度 -17°C 想定)
- ・隣接区画 (高温/低温) に対して生じる差圧 : $\Delta P_1, \Delta P_2$
 隣接区画 (高温) $\Delta P_1 = (\rho_0 - \rho_1) \times H$
 隣接区画 (低温) $\Delta P_2 = (\rho_2 - \rho_0) \times H$
- ・室内へのインリークを防止するための必要差圧 : ΔP_3

$$\begin{aligned} \Delta P_3 &= \Delta P_2 - \Delta P_1 \\ &= (\rho_1 - \rho_2) \times H \\ &= (1.378 - 1.127) \times 4.9 \\ &= 1.230 \text{ [kg/m}^3] (= 12.1 \text{ [Pa]}) \end{aligned}$$

(b) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）の設計漏洩量

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）は5号炉原子炉建屋地上3階の既設の部屋を流用することから、20Pa陽圧化した状態における気密性について、JIS A 2201に基づく気密性能試験により確認を実施した。

気密性能試験結果として、3回の測定結果から求まる回帰曲線（気密特性式）を第2図に示す。第2図より、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）を20Pa陽圧化した場合の設計漏洩量は $938\text{m}^3/\text{h}$ となる。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第2図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）の気密性能試験結果（回帰曲線）

以上より、「c. 必要換気量」の $638\text{m}^3/\text{h}$ 、及び「d. 設計漏洩量」の $938\text{m}^3/\text{h}$ に対して十分な余裕を持たせることとし、可搬型陽圧化空調機は、定格風量 $600\text{m}^3/\text{h}/\text{台}$ の機器を2台確保する設計とする。

(2) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンプ）

①設備仕様

必要ポンプ本数としては、下記に示す「(a) プルーフ通過中に必要となるポンプ本数」に必要となる1706本に加えて、「(b) 陽圧化切替え時に必

「要な空気ポンペ本数」に必要となる 86 本を考慮し、合計で 1792 本以上確保する設計とする。5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）（空気ポンペ）換気設備仕様を第 4 表に示す。

第 4 表 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）（空気ポンペ）
換気設備仕様

設備名称	数量	仕様
陽圧化装置（空気ポンペ）	1792 本以上	容量 : 約 47L/本 充填圧力 : 約 15MPa

(a) プルーム通過中に必要となるポンペ本数

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）を 10 時間陽圧化する必要最低限のポンペ本数は、陽圧化装置（空気ポンペ）運用時の必要換気量である $938\text{m}^3/\text{h}$ に対するポンペ供給可能空気量 $5.50\text{m}^3/\text{本}$ から下記のとおり 1706 本となる。なお、現場に設置するポンペ本数については、待機場所に対する陽圧化試験を実施し必要ポンペ容量が 10 時間陽圧化維持するのに十分であることの確認を実施し、余裕分のポンペ容量については現場運用を考慮し別途決定する。

- ・ポンペ初期充填圧力 : 14.7MPa (at 35°C)
- ・ポンペ内容積 : 46.7L
- ・圧力調整弁最低制御圧力 : 0.89MPa
- ・ポンペ供給可能空気量 : $5.50\text{m}^3/\text{本}$ (at -4°C)

以上より、必要ポンペ本数は下記のとおり 1706 本以上となる。

$$938\text{m}^3/\text{h} \div 5.50\text{m}^3/\text{本} \times 10 \text{ 時間} \div 1706 \text{ 本}$$

(b) 陽圧化切替え操作時に必要な空気ポンペ本数

プルーム通過後において、陽圧化装置（空気ポンペ）による給気から可搬型陽圧化装置による給気に切り替える。切替え操作を行っている間、陽圧化装置（空気ポンペ）の給気と可搬型陽圧化空調機の給気を並行して行うことにより、陽圧化を維持した状態で切替え操作が可能な設計とする。

陽圧化切替え操作時に必要な空気ポンペ本数は、(a) プルーム通過中に必要となるポンペ本数の計算式を用い、以下のとおり 86 本以上を確保する設計とする。

$$938\text{m}^3/\text{h} \div 5.50\text{m}^3/\text{本} \times 30 \text{ 分} \div 86 \text{ 本}$$

以上

必要な情報を把握するための手順等の説明について

添付 3-1 SPDS 表示装置にて確認できるパラメータについて

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、6号及び7号炉のコントロール建屋に設置するデータ伝送装置からデータを収集し、SPDS表示装置にて確認できる設計とする。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置に入力されるパラメータ（SPDSパラメータ）は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所において、データを確認することができる。

通常の日データ伝送ラインである有線系回線が使用できない場合、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、主なERSS伝送パラメータ*をバックアップ伝送ラインである無線系回線により6号及び7号炉のコントロール建屋に設置するデータ伝送装置からデータを収集し、SPDS表示装置にて確認できる設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）等のデータ伝送の概要を第1図に示す。

各パラメータは、緊急時対策支援システム伝送装置に2週間分（1分周期）のデータが保存され、SPDS表示装置にて過去データ（2週間分）が確認できる設計とする。

※一部の「環境の情報確認」に関するパラメータは、バックアップ伝送ラインを経由せず、SPDS表示装置で確認できる。

SPDSパラメータについては、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所において必要な指示を行うことが出来るよう、プラント・系統全体の安定・変化傾向を把握し、それによって事故の様相の把握とその復旧方策、代替措置の計画・立案・指揮・助言を行うために必要な情報を選定する。すなわち、以下に示す対応活動が可能となるように必要なパラメータが表示・把握できる設計とする。

- ① 各号炉の中央制御室（運転員）を支援する観点から「炉心反応度の状態」、「炉心冷却の状態」、「格納容器の状態」、「放射能隔離の状態」、「非常用炉心冷却系（ECCS）の状態等」の確認に加え、「使用済み燃料プールの状態」の把握、並びに「環境の情報」の把握。
- ② 上記①を元にした設備・系統の機能が維持できているか、性能を発揮できているか等プラント状況・挙動の把握。

上記①②が可能となるパラメータを確認することで、中央制御室でのバルブ開閉等の操作の結果として予測されるプラント状況・挙動との比較を行う

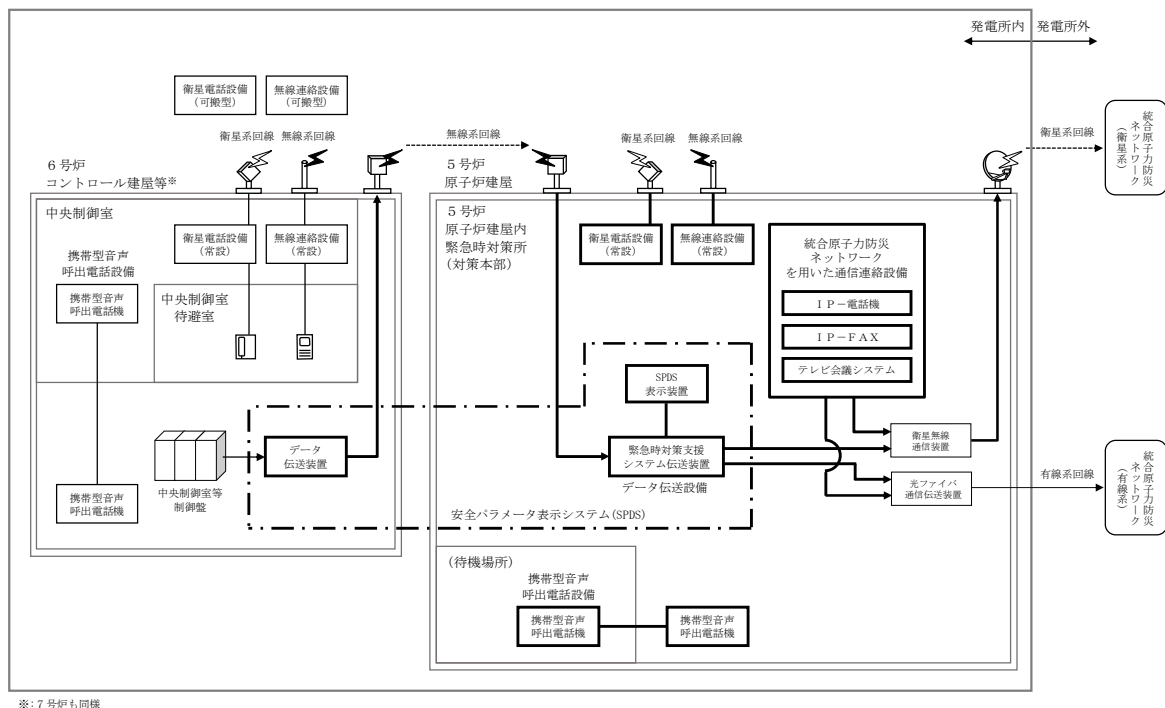
ことができ、前述の計画・立案・指揮・助言を行うことができることから、弁の開閉状態等については一部を除き SPDS パラメータとして選定しない。弁の開閉状態等についての情報が必要な場合には、通信連絡設備を用いて中央制御室（運転員）に確認する。

（例：中央制御室にて低圧代替注水操作を行った場合、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所においては、原子炉水位・復水補給水系流量（原子炉压力容器）を確認することで操作成功時の予測との比較を行うことができる。）

バックアップ伝送ラインでは、これらパラメータ以外にも、「水素爆発による原子炉格納容器の破損防止」「水素爆発による原子炉建屋の損傷防止」に必要なパラメータ（バックアップ対象パラメータ）を収集し、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する SPDS 表示装置において確認できる設計とする。

SPDS 表示装置で確認できるパラメータ（6号炉、7号炉）を第1表、第2表に示す。

なお、ERSS 伝送パラメータ以外のバックアップ対象パラメータについては、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機、IP-FAX）を使用し国等の関係各所と情報共有することは可能である。



第1図 安全パラメータ表示システム（SPDS）等のデータ伝送の概要

第1表 SPDS 表示装置で確認できるパラメータ

6号炉 (1/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心反応度の状 態確認	A PRM 平均値	○	○	○
	A PRM (A)	○	—	○
	A PRM (B)	○	—	○
	A PRM (C)	○	—	○
	A PRM (D)	○	—	○
	S RNM (A) 対数計数率出力	○	○	○
	S RNM (B) 対数計数率出力	○	○	○
	S RNM (C) 対数計数率出力	○	○	○
	S RNM (D) 対数計数率出力	○	○	○
	S RNM (E) 対数計数率出力	○	○	○
	S RNM (F) 対数計数率出力	○	○	○
	S RNM (G) 対数計数率出力	○	○	○
	S RNM (H) 対数計数率出力	○	○	○
	S RNM (J) 対数計数率出力	○	○	○
	S RNM (L) 対数計数率出力	○	○	○
	S RNM (A) 計数率高高	○	○	○
	S RNM (B) 計数率高高	○	○	○
	S RNM (C) 計数率高高	○	○	○
	S RNM (D) 計数率高高	○	○	○
	S RNM (E) 計数率高高	○	○	○
	S RNM (F) 計数率高高	○	○	○
S RNM (G) 計数率高高	○	○	○	
S RNM (H) 計数率高高	○	○	○	
S RNM (J) 計数率高高	○	○	○	
S RNM (L) 計数率高高	○	○	○	
炉心冷却の状態 確認	原子炉圧力 (広帯域) (B V)	○	○	○
	原子炉圧力 (A)	○	—	○
	原子炉圧力 (B)	○	—	○
	原子炉圧力 (C)	○	—	○
	原子炉圧力 (S A)	○	—	○
	原子炉水位 (広帯域) P B V	○	○	○

6号炉 (2/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心冷却の状態 確認	原子炉水位 (広帯域) (A)	○	—	○
	原子炉水位 (広帯域) (C)	○	—	○
	原子炉水位 (広帯域) (F)	○	—	○
	原子炉水位 (燃料域) P B V	○	○	○
	原子炉水位 (燃料域) (A)	○	—	○
	原子炉水位 (燃料域) (B)	○	—	○
	原子炉水位 (S A) (ワイド)	○	—	○
	原子炉水位 (S A) (ナロー)	○	—	○
	炉水温度 P B V	○	○	○
	逃し安全弁 開	○	○	○
	原子炉水位計凝縮槽 (A) 温度 (気相部)	○	—	○
	原子炉水位計凝縮槽 (A) 温度 (液相部)	○	—	○
	原子炉水位計凝縮槽 (A) 温度 (計装配管)	○	—	○
	原子炉水位計凝縮槽 (B) 温度 (気相部)	○	—	○
	原子炉水位計凝縮槽 (B) 温度 (液相部)	○	—	○
原子炉水位計凝縮槽 (B) 温度 (計装配管)	○	—	○	

6号炉 (3/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心冷却の状 態確認	HPCF (B) 系統流量	○	○	○
	HPCF (C) 系統流量	○	○	○
	高压炉心注水系 (B) ポンプ吐出圧力	○	—	○
	高压炉心注水系 (C) ポンプ吐出圧力	○	—	○
	R C I C 系統流量	○	○	○
	高压代替注水系系統流量	○	—	○
	RHR (A) 系統流量	○	○	○
	RHR (B) 系統流量	○	○	○
	RHR (C) 系統流量	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (B) 出口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (C) 出口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口冷却水流量	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口冷却水流量	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口冷却水流量	○	—	○
	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量	○	—	○
	原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量	○	—	○
	原子炉補機冷却水系 (C) 系統流量	○	—	○
	6.9 kV 6A1 母線電圧	○	○	○
	6.9 kV 6A2 母線電圧	○	○	○
	6.9 kV 6B1 母線電圧	○	○	○
	6.9 kV 6B2 母線電圧	○	○	○
	6.9 kV 6SA1 母線電圧	○	○	○
	6.9 kV 6SA2 母線電圧	○	○	○
	6.9 kV 6SB1 母線電圧	○	○	○
	6.9 kV 6SB2 母線電圧	○	○	○
	6.9 kV 6C 母線電圧	○	○	○
	6.9 kV 6D 母線電圧	○	○	○
	6.9 kV 6E 母線電圧	○	○	○
	D/G 6A 遮断器 投入	○	○	○
	D/G 6B 遮断器 投入	○	○	○
	D/G 6C 遮断器 投入	○	○	○
	原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力容器下鏡上部温度)	○	—	○
	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量)	○	—	○
	復水貯蔵槽水位 (SA)	○	—	○

6号炉 (4/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内の状 態確認	CAMS (A) D/W放射能	○	○	○
	CAMS (B) D/W放射能	○	○	○
	CAMS (A) S/C放射能	○	○	○
	CAMS (B) S/C放射能	○	○	○
	ドライウエル圧力 (広帯域) (最大)	○	○	○
	格納容器内圧力 (D/W)	○	—	○
	サブプレッションチェンバ圧力 (最大)	○	○	○
	格納容器内圧力 (S/C)	○	—	○
	R P Vベロシール部周辺温度 (最大)	○	○	○
	サブプレッションプール水位 BV	○	○	○
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	○	—	○
	サブプレッション・チェンバ気体温度	○	—	○
	S/P水温度 (最大)	○	○	○
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間上部)	○	—	○
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間下部)	○	—	○
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (下部)	○	—	○
	CAMS (A) 水素濃度	○	○	○
	CAMS (B) 水素濃度	○	○	○
	格納容器内水素濃度 (S A) (D/W)	○	—	○
	格納容器内水素濃度 (S A) (S/C)	○	—	○
	CAMS (A) 酸素濃度	○	○	○
	CAMS (B) 酸素濃度	○	○	○
	CAMS (A) サンプル切替 (D/W)	○	○	○
	CAMS (B) サンプル切替 (D/W)	○	○	○
	RHR (A) 系統流量	○	○	○
	RHR (B) 系統流量	○	○	○
	RHR (C) 系統流量	○	○	○
	RHR格納容器冷却ライン隔離弁B 全閉以外	○	○	○
	RHR格納容器冷却ライン隔離弁C 全閉以外	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ (A) 吐出圧力	○	—	○
	残留熱除去系ポンプ (B) 吐出圧力	○	—	○
	残留熱除去系ポンプ (C) 吐出圧力	○	—	○
	ドライウエル雰囲気温度(上部ドライウエルフランジ部 雰囲気温度)	○	—	○
	ドライウエル雰囲気温度(下部ドライウエルリターンライ ン上部雰囲気温度)	○	—	○
	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	○	—	○

6号炉 (5/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内の状 態確認	復水移送ポンプ (A) 吐出圧力	○	—	○
	復水移送ポンプ (B) 吐出圧力	○	—	○
	復水移送ポンプ (C) 吐出圧力	○	—	○
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	○	—	○
	格納容器下部水位 (ペDESTAL水位高 (3m))	○	—	○
	格納容器下部水位 (ペDESTAL水位高 (2m))	○	—	○
	格納容器下部水位 (ペDESTAL水位高 (1m))	○	—	○
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	○	—	○
放射能隔離の状 態確認	排気筒排気放射能 (I C) (最大)	○	○	○
	排気筒排気 (S C I N) 放射能 (A)	○	○	○
	排気筒排気 (S C I N) 放射能 (B)	○	○	○
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (1)	○	○	○
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (2)	○	○	○
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (3)	○	○	○
	主蒸気管放射能高 (スクラム) 区分 (4)	○	○	○
	P C I S 隔離 内側	○	○	○
	P C I S 隔離 外側	○	○	○
	M S I V (内側) 閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 (A) 全閉以外	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 (B) 全閉以外	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 (C) 全閉以外	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 (D) 全閉以外	○	○	○
	M S I V (外側) 閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 (A) 全閉以外	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 (B) 全閉以外	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 (C) 全閉以外	○	○	○
主蒸気外側隔離弁 (D) 全閉以外	○	○	○	
環境の情報確 認	S G T S (A) 作動 (1系)	○	○	○
	S G T S (B) 作動 (1系)	○	○	○
	S G T S 排ガス放射能 (I C) (最大)	○	○	○
	S G T S 排ガス (S C I N) 放射能 (A)	○	○	○
	S G T S 排ガス (S C I N) 放射能 (B)	○	○	○
	非常用ガス処理系 (A) 排気流量	○	—	○
	非常用ガス処理系 (B) 排気流量	○	—	○
	原子炉建屋外気差圧 (A)	○	—	○
	原子炉建屋外気差圧 (B)	○	—	○
	原子炉建屋外気差圧 (C)	○	—	○
	原子炉建屋外気差圧 (D)	○	—	○
	6号機 海水モニタ (指数タイプ)	○	○	—※

※ バックアップ伝送ラインを經由せず、SPDS 表示装置にて確認できる。

6号炉 (6/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
環境の情報確認	モニタリングポストNo. 1 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 2 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 3 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 4 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 5 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 6 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 7 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 8 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 9 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 1 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 2 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 3 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 4 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 5 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 6 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 7 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 8 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 9 低線量率	○	○	—※
	風向 20 m	○	○	—※
	風向 85 m	○	○	—※
	風向 160 m	○	○	—※
	風速 20 m	○	○	—※
	風速 85 m	○	○	—※
	風速 160 m	○	○	—※
	大気安定度	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 1 高線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 2 高線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 3 高線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 4 高線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 5 高線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 6 高線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 7 高線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 8 高線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 9 高線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 1 低線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 2 低線量率	○	○	—※
可搬型モニタリングポストNo. 3 低線量率	○	○	—※	
可搬型モニタリングポストNo. 4 低線量率	○	○	—※	
可搬型モニタリングポストNo. 5 低線量率	○	○	—※	
可搬型モニタリングポストNo. 6 低線量率	○	○	—※	

※ バックアップ伝送ラインを経由せず、SPDS 表示装置にて確認できる。

6号炉 (7/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
環境の情報確認	可搬型モニタリングポストNo. 7 低線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 8 低線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 9 低線量率	○	○	—※
	風向 (可搬型)	○	○	—※
	風速 (可搬型)	○	○	—※
	大気安定度 (可搬型)	○	○	—※
非常用炉心冷却系 (ECCS) の状態等	ADS A 作動	○	○	○
	ADS B 作動	○	○	○
	R C I C 作動	○	○	○
	H P C Fポンプ (B) 起動	○	○	○
	H P C Fポンプ (C) 起動	○	○	○
	R H Rポンプ (A) 起動	○	○	○
	R H Rポンプ (B) 起動	○	○	○
	R H Rポンプ (C) 起動	○	○	○
	R H R注入弁 (A) 全閉以外	○	○	○
	R H R注入弁 (B) 全閉以外	○	○	○
	R H R注入弁 (C) 全閉以外	○	○	○
	全制御棒全挿入	○	○	○
総給水流量	○	○	○	

※ バックアップ伝送ラインを經由せず、SPDS 表示装置にて確認できる。

6号炉 (8/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+6000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+5000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+4000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+3000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+2000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+1000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -1000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)	○	—	○

6号炉 (9/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +7155mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6750mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6500mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +5500mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +5000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +4000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +3000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +2000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +1000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -1000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -3000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -4240mm))	○	—	○

6号炉 (10/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
水素爆発による 格納容器の破損 防止確認	フィルタ装置水素濃度 (格納容器圧力逃がし装置水素濃度)	○	—	○
	フィルタ装置水素濃度 (フィルタベント装置出口水素濃度)	○	—	○
	フィルタ装置出口放射線モニタ (A)	○	—	○
	フィルタ装置出口放射線モニタ (B)	○	—	○
	フィルタ装置入口圧力	○	—	○
	フィルタ装置水位 (A)	○	—	○
	フィルタ装置水位 (B)	○	—	○
	フィルタ装置スクラバ水 pH	○	—	○
	フィルタ装置金属フィルタ差圧 (A)	○	—	○
	フィルタ装置金属フィルタ差圧 (B)	○	—	○
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (A)	○	—	○
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (B)	○	—	○
水素爆発による 原子炉建屋の損 傷防止確認	原子炉建屋水素濃度 (R/B オペフロ水素濃度 A)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (R/B オペフロ水素濃度 B)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (R/B オペフロ水素濃度 C)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル所員用エアロック)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル機器搬入用ハッチ)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (サブプレッション・チェンバ出入口)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル所員用エアロック)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル機器搬入用ハッチ)	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 吸気口温度)	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 排気口温度)	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 吸気口温度)	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 排気口温度)	○	—	○

第 2 表 SPDS 表示装置で確認できるパラメータ

7 号炉 (1/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心反応度の状 態確認	A PRM (平均値)	○	○	○
	A PRM (A)	○	—	○
	A PRM (B)	○	—	○
	A PRM (C)	○	—	○
	A PRM (D)	○	—	○
	S RNM (A) 計数率	○	○	○
	S RNM (B) 計数率	○	○	○
	S RNM (C) 計数率	○	○	○
	S RNM (D) 計数率	○	○	○
	S RNM (E) 計数率	○	○	○
	S RNM (F) 計数率	○	○	○
	S RNM (G) 計数率	○	○	○
	S RNM (H) 計数率	○	○	○
	S RNM (J) 計数率	○	○	○
	S RNM (L) 計数率	○	○	○
	S RNM A 計数率高高	○	○	○
	S RNM B 計数率高高	○	○	○
	S RNM C 計数率高高	○	○	○
	S RNM D 計数率高高	○	○	○
	S RNM E 計数率高高	○	○	○
	S RNM F 計数率高高	○	○	○
	S RNM G 計数率高高	○	○	○
	S RNM H 計数率高高	○	○	○
S RNM J 計数率高高	○	○	○	
S RNM L 計数率高高	○	○	○	

7号炉 (2/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心冷却の状 態確認	原子炉圧力 A	○	○	○
	原子炉圧力 (A)	○	—	○
	原子炉圧力 (B)	○	—	○
	原子炉圧力 (C)	○	—	○
	原子炉圧力 (S A)	○	—	○
	原子炉水位 (W) A	○	○	○
	原子炉水位 (広帯域) (A)	○	—	○
	原子炉水位 (広帯域) (C)	○	—	○
	原子炉水位 (広帯域) (F)	○	—	○
	原子炉水位 (F)	○	○	○
	原子炉水位 (燃料域) (A)	○	—	○
	原子炉水位 (燃料域) (B)	○	—	○
	原子炉水位 (S A) (ワイド)	○	—	○
	原子炉水位 (S A) (ナロー)	○	—	○
	C U W再生熱交換器入口温度	○	○	○
	S R V開 (C R T)	○	○	○
	原子炉水位計凝縮槽 (A) 温度 (気相部)	○	—	○
	原子炉水位計凝縮槽 (A) 温度 (液相部)	○	—	○
	原子炉水位計凝縮槽 (A) 温度 (計装配管)	○	—	○
	原子炉水位計凝縮槽 (B) 温度 (気相部)	○	—	○
	原子炉水位計凝縮槽 (B) 温度 (液相部)	○	—	○
	原子炉水位計凝縮槽 (B) 温度 (計装配管)	○	—	○
	H P C F (B) 系統流量	○	○	○
	H P C F (C) 系統流量	○	○	○
	高压炉心注水系ポンプ (B) 吐出圧力	○	—	○
	高压炉心注水系ポンプ (C) 吐出圧力	○	—	○
	R C I C系統流量	○	○	○
	高压代替注水系系統流量	○	—	○
	R H R (A) 系統流量	○	○	○
	R H R (B) 系統流量	○	○	○
	R H R (C) 系統流量	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (B) 出口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (C) 出口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口冷却水流量	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口冷却水流量	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器 (C) 入口冷却水流量	○	—	○

7号炉 (3/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心冷却の状 態確認	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量	○	—	○
	原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量	○	—	○
	原子炉補機冷却水系 (C) 系統流量	○	—	○
	6. 9 kV 7 A 1 母線電圧	○	○	○
	6. 9 kV 7 A 2 母線電圧	○	○	○
	6. 9 kV 7 B 1 母線電圧	○	○	○
	6. 9 kV 7 B 2 母線電圧	○	○	○
	6. 9 kV 6 S A 1 母線電圧	○	○	○
	6. 9 kV 6 S A 2 母線電圧	○	○	○
	6. 9 kV 6 S B 1 母線電圧	○	○	○
	6. 9 kV 6 S B 2 母線電圧	○	○	○
	6. 9 kV 7 C 母線電圧	○	○	○
	6. 9 kV 7 D 母線電圧	○	○	○
	6. 9 kV 7 E 母線電圧	○	○	○
	M/C 7 C D/G受電遮断器閉	○	○	○
	M/C 7 D D/G受電遮断器閉	○	○	○
	M/C 7 E D/G受電遮断器閉	○	○	○
	原子炉圧力容器温度 (R P V下鏡上部温度)	○	—	○
	復水補給水系流量 (R H R A系代替注水流量)	○	—	○
	復水貯蔵槽水位 (S A)	○	—	○
格納容器内の状 態確認	格納容器内雰囲気放射線モニタ (A) D/W	○	○	○
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (B) D/W	○	○	○
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (A) S/C	○	○	○
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (B) S/C	○	○	○
	ドライウェル圧力 (W)	○	○	○
	格納容器内圧力 (D/W)	○	—	○
	S/C圧力 (最大値)	○	○	○
	格納容器内圧力 (S/C)	○	—	○
	D/W温度 (最大値)	○	○	○
	S/P水温度最大値	○	○	○
	S/P水位 (W) (最大値)	○	○	○

7号炉 (4/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内の状 態確認	サブプレッション・チェンバ・プール水位	○	—	○
	サブプレッション・チェンバ気体温度	○	—	○
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間上部)	○	—	○
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (中間下部)	○	—	○
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (下部)	○	—	○
	格納容器内水素濃度 (A)	○	○	○
	格納容器内水素濃度 (B)	○	○	○
	格納容器内水素濃度 (S A) (D/W)	○	—	○
	格納容器内水素濃度 (S A) (S/C)	○	—	○
	格納容器内酸素濃度 (A)	○	○	○
	格納容器内酸素濃度 (B)	○	○	○
	CAMS (A) D/W測定中	○	○	○
	CAMS (B) D/W測定中	○	○	○
	CAMS (A) S/C測定中	○	○	○
	CAMS (B) S/C測定中	○	○	○
	RHR (A) 系統流量	○	○	○
	RHR (B) 系統流量	○	○	○
	RHR (C) 系統流量	○	○	○
	PCVスプレイ弁 (B) 全閉	○	○	○
	PCVスプレイ弁 (C) 全閉	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ (A) 吐出圧力	○	—	○
	残留熱除去系ポンプ (B) 吐出圧力	○	—	○
	残留熱除去系ポンプ (C) 吐出圧力	○	—	○
	ドライウエル雰囲気温度 (上部D/W内雰囲気温度)	○	—	○
	ドライウエル雰囲気温度 (下部D/W内雰囲気温度)	○	—	○
	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	○	—	○
	復水移送ポンプ (A) 吐出圧力	○	—	○
	復水移送ポンプ (B) 吐出圧力	○	—	○
	復水移送ポンプ (C) 吐出圧力	○	—	○
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	○	—	○
	格納容器下部水位 (D/W下部水位 (3m))	○	—	○
	格納容器下部水位 (D/W下部水位 (2m))	○	—	○
	格納容器下部水位 (D/W下部水位 (1m))	○	—	○
復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	○	—	○	

7号炉 (5/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
放射能隔離の状 態確認	排気筒放射線モニタ (IC) 最大値	○	○	○
	排気筒放射線モニタ (SCIN) A	○	○	○
	排気筒放射線モニタ (SCIN) B	○	○	○
	区分Ⅰ主蒸気管放射能高高	○	○	○
	区分Ⅱ主蒸気管放射能高高	○	○	○
	区分Ⅲ主蒸気管放射能高高	○	○	○
	区分Ⅳ主蒸気管放射能高高	○	○	○
	PCIS 隔離 内側	○	○	○
	PCIS 隔離 外側	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 全弁全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 (A) 全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 (B) 全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 (C) 全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 (D) 全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 全弁全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 (A) 全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 (B) 全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 (C) 全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 (D) 全閉	○	○	○
環境の情報確認	SGTS (A) 作動	○	○	○
	SGTS (B) 作動	○	○	○
	SGTS放射線モニタ (IC) 最大値	○	○	○
	SGTS排ガス放射線モニタ (SCIN) A	○	○	○
	SGTS排ガス放射線モニタ (SCIN) B	○	○	○
	非常用ガス処理系 (A) 排気流量	○	—	○
	非常用ガス処理系 (B) 排気流量	○	—	○
	原子炉建屋外気差圧 (A)	○	—	○
	原子炉建屋外気差圧 (B)	○	—	○
	原子炉建屋外気差圧 (C)	○	—	○
	原子炉建屋外気差圧 (D)	○	—	○
	7号機 海水モニタ (指数タイプ)	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 1 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 2 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 3 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 4 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 5 高線量率	○	○	—※
モニタリングポストNo. 6 高線量率	○	○	—※	

※ バックアップ伝送ラインを經由せず、SPDS 表示装置にて確認できる。

7号炉 (6/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
環境の情報確認	モニタリングポストNo. 7 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 8 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 9 高線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 1 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 2 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 3 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 4 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 5 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 6 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 7 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 8 低線量率	○	○	—※
	モニタリングポストNo. 9 低線量率	○	○	—※
	風向 20m	○	○	—※
	風向 85m	○	○	—※
	風向 160m	○	○	—※
	風速 20m	○	○	—※
	風速 85m	○	○	—※
	風速 160m	○	○	—※
	大気安定度	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 1 高線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 2 高線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 3 高線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 4 高線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 5 高線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 6 高線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 7 高線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 8 高線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 9 高線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 1 低線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 2 低線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 3 低線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 4 低線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 5 低線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 6 低線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 7 低線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 8 低線量率	○	○	—※
	可搬型モニタリングポストNo. 9 低線量率	○	○	—※
	風向 (可搬型)	○	○	—※
	風速 (可搬型)	○	○	—※
	大気安定度 (可搬型)	○	○	—※

※ バックアップ伝送ラインを経由せず、SPDS 表示装置にて確認できる。

7号炉 (7/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
非常用炉心冷却 系 (ECCS) の状態等	ADS A 作動	○	○	○
	ADS B 作動	○	○	○
	R C I C 起動状態 (CRT)	○	○	○
	H P C F ポンプ (B) 起動	○	○	○
	H P C F ポンプ (C) 起動	○	○	○
	R H R ポンプ (A) 起動	○	○	○
	R H R ポンプ (B) 起動	○	○	○
	R H R ポンプ (C) 起動	○	○	○
	R H R 注入弁 (A) 全閉	○	○	○
	R H R 注入弁 (B) 全閉	○	○	○
	R H R 注入弁 (C) 全閉	○	○	○
	全制御棒全挿入	○	○	○
	全給水流量	○	○	○

7号炉 (8/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+6000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+5000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+4000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+3000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+2000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+1000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端・1000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)	○	—	○

7号炉 (9/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +7202mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6750mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6500mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +6000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +5500mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +5000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +4000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +3000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +2000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 +1000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -1000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -3000mm))	○	—	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (S A広域) (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -4193mm))	○	—	○

7号炉 (10/10)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
水素爆発による 格納容器の破損 防止確認	フィルタ装置水素濃度 (格納容器圧力逃がし装置水素濃度)	○	—	○
	フィルタ装置水素濃度 (フィルタベント装置出口水素濃度)	○	—	○
	フィルタ装置出口放射線モニタ (A)	○	—	○
	フィルタ装置出口放射線モニタ (B)	○	—	○
	フィルタ装置入口圧力	○	—	○
	フィルタ装置水位 (A)	○	—	○
	フィルタ装置水位 (B)	○	—	○
	フィルタ装置スクラバ水 pH	○	—	○
	フィルタ装置金属フィルタ差圧 (A)	○	—	○
	フィルタ装置金属フィルタ差圧 (B)	○	—	○
	耐圧強化ベント系放射線モニタ (A)	○	—	○
耐圧強化ベント系放射線モニタ (B)	○	—	○	
水素爆発による 原子炉建屋の損 傷防止確認	原子炉建屋水素濃度 (R/B オペフロ水素濃度 A)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (R/B オペフロ水素濃度 B)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (R/B オペフロ水素濃度 C)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル所員用エアロック)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (上部ドライウエル機器搬入用ハッチ)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (サブプレッション・チェンバ出入口)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル所員用エアロック)	○	—	○
	原子炉建屋水素濃度 (下部ドライウエル機器搬入用ハッチ)	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 吸気口温度)	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (北側 P A R 排気口温度)	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 吸気口温度)	○	—	○
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 (南側 P A R 排気口温度)	○	—	○	

添付 3-2 原子力災害対策活動で使用する主な資料

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に以下の資料を保管する。

資 料 名
1. 発電所周辺地図 ① 発電所周辺地域地図 (1/25,000) ② 発電所周辺地域地図 (1/50,000)
2. 発電所周辺航空写真パネル
3. 発電所気象観測データ ① 統計処理データ ② 毎時観測データ
4. 発電所周辺環境モニタリング関連データ ① 空間線量モニタリング設備配置図 ② 環境試料サンプリング位置図 ③ 環境モニタリング測定データ
5. 発電所周辺人口関連データ ① 方位別人口分布図 ② 集落の人口分布図 ③ 市町村人口表
6. 主要系統模式図 (各号炉)
7. 原子炉設置 (変更) 許可申請書 (各号炉)
8. 系統図及びプラント配置図 ① 系統図 ② プラント配置図
9. プラント関係プロセス及び放射線計測配置図 (各号炉)
10. プラント主要設備概要 (各号炉)
11. 原子炉安全保護系ロジック一覧表 (各号炉)
12. 規定類 ① 原子力施設保安規定 ② 原子力事業者防災業務計画
13. 事故時操作基準

必要な数の要員の収容に係る手順等の説明について

添付 4-1 柏崎刈羽原子力発電所の緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れについて

当社は福島第一原子力発電所の事故から得られた教訓を踏まえ、事故以降、原子力防災組織の見直しを進めてきている。具体的には、緊急時訓練を繰り返し実施して見直しを重ね、実効的な組織を目指して継続的な改善を行っているところである。

こうした取り組みを経て現在柏崎刈羽原子力発電所において組織している緊急時対策本部の体制について、以下に説明する。

1. 基本的な考え方

柏崎刈羽原子力発電所の原子力防災組織を第1図に示す。

緊急時対策本部の体制の構築に伴う基本的な考え方は以下のとおり。

・機能ごとの整理

まず基本的な機能を以下の4つに整理し、機能ごとに責任者として「統括」を配置する。さらに「統括」の下に機能班を配置する。

- ① 情報収集・計画立案
- ② 現場対応
- ③ 対外対応
- ④ ロジスティック・リソース管理

これらの統括の上に、組織全体を統括し、意思決定、指揮を行う「本部長（所長）」を置く。

このように役割、機能を明確に整理するとともに、階層化によって管理スパンを適正な範囲に制限する。

・権限委譲と自律的活動

あらかじめ定める要領等に記載された手順の範囲内において、本部長の権限は各統括、班長に委譲されており、各統括、班長は上位職の指示を待つことなく、自律的に活動する。

なお、各統括、班長が権限を持つ作業が人身安全を脅かす状態となる場合においては、本部長へ作業の可否判断を求めることとする。

・戦略の策定と対応方針の確認

計画・情報統括は、本部長のブレーンとして事故対応の戦略を立案し、本部長に進言する。また、こうした視点から対応実施組織が行う事故対応の方向性の妥当性を常に確認し、必要に応じて是正を助言する。

・申請号炉と長期停止号炉の分離

号炉ごとに行う現場対応については、申請号炉である6号及び7号炉と

長期停止号炉である 1～5 号炉に対応する組織を分離する。

- 申請号炉の復旧操作対応

申請号炉である 6 号及び 7 号炉については、万一の両プラント同時被災の場合の輻輳する状況にも適切に対応できるようにするため、各号炉を統括する者をそれぞれに置き（「6 号統括」と「7 号統括」）、統括以下、号炉ごとに独立した組織とすることで、要員が担当号炉に専念できる体制とする。

- 本部長の管理スパン

以上のように統括を配置すると、本部長は 1～7 号炉の現場の対応について、1～5 号統括、6 号統括、7 号統括の 3 名を管理することになる。

本部長は各統括に基本的な役割を委譲していることから、3 名の統括を通じて全号炉の管理をするが、プラントが事前の想定を超えた状況になり、2 基を超えるプラントで本部長が統括に対して直接の指示を行う必要が生じた場合には、本部長の判断により、本部長が指名した者と本部長が役割を分割し、それぞれの担当号炉を分けて管理する。（第 2 図）

- 発電所全体に亘る活動

発電所全体を所管する自衛消防隊は、火災の発生箇所、状況に応じて、1～5 号統括、6 号統括、7 号統括のいずれかの指揮下で活動する。

また、発電所全体を所管する保安班は、計画・情報統括配下に配置する。

2. 役割・機能（ミッション）

緊急時対策本部における各職位の役割・機能（ミッション）を、第 1 表に示す。

この中で、特に緊急時にプラントの復旧操作を担当する号機班と復旧班、及び号機統括の役割・機能について、以下のとおり補足する。

○号機班： プラント設備に関する運転操作について、当直による実際の対応を確認する。この運転操作には、常設設備を用いた対応まで含む。

これらの運転操作の実施については、本部長から当直副長にその実施権限が委譲されているため、号機班から特段の指示が無くても、当直が手順に従って自律的に実施し、号機班へは実施の報告が上がって来ることになる。万一、当直の対応に疑義がある場合には、号機班長は当直に助言する。

○復旧班： 設備や機能の復旧や、可搬型設備を用いた対応を実施する。

これらの対応の実施については、復旧班にその実施権限が委譲されているため、復旧班が手順に従って自律的に準備し、号機統括へ状況の報告を行う。

○号機統括：当直及び号機班と復旧班の実施するプラント復旧操作に関する報告を踏まえて、担当号炉における復旧活動の責任者として当該活動を統括する。

なお、あらかじめ決められた範囲での復旧操作については当直及び復旧班にその実施権限が委譲されているため、号機統括は万一对応に疑義がある場合には是正の指示を行う。

また、当該号炉の火災の場合には、自衛消防隊の指揮を行う。

3. 指揮命令及び情報の流れについて

緊急時対策本部において、指揮命令は基本的に本部長を頭に、階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方、下位から上位へは、実施事項等が報告される。これとは別に、常に横方向の情報共有が行われ、例えば同じ号炉の号機班と復旧班等、連携が必要な班の間には常に綿密な情報の共有がなされる。

なお、あらかじめ定めた手順の範囲内において、本部長の権限は各統括、班長に委譲されているため、その範囲であれば特に本部長や統括からの指示は要しない。複数号炉にまたがる対応や、あらかじめ定めた手順を超えるような場合には、本部長や統括が判断を行い、各班に実施の指示を行う。

以上のような指揮命令及び情報の流れについて、具合例として以下の2つのケースの場合を示す。

(ケース1) 可搬型代替注水ポンプによる6号炉への注水（定められた手順で対応が可能な場合の例：第3図）

- ・復旧班長（6号炉）の指示の下、6号復旧班が自律的に可搬型代替注水ポンプによる送水を準備、開始する
- ・復旧班長（6号炉）は、6号統括に状況を報告すると共に号機班（6号炉）にも情報を共有する。
- ・6号炉当直副長の指示の下、当直が自律的に原子炉への注水ラインを構成する。
- ・号機班長（6号炉）は、6号統括に状況を報告すると共に復旧班（6号炉）にも情報を共有する。
- ・号機班長（6号炉）は復旧班から共有された情報をもとに、原子炉注水の準備ができたことを当直に連絡する。
- ・当直は原子炉への注水を開始する。
- ・号機班長（6号炉）は6号統括に、原子炉への注水開始を報告する。

(ケース 2) 複数個所の火災発生（自衛消防隊の指揮権が委譲される場合の例：
第 4 図)

- ・ 6 号炉での火災消火のため、6 号統括が自分の指揮下に入るよう自衛消防隊に命じ出動を指示する。
- ・ 自衛消防隊が 6 号炉で活動中に 1 号炉で火災発生。1 号炉当直副長は初期消火班にて対応する。
- ・ 両火災の対応の優先度について 1～5 号統括と 6 号統括を中心に本部にて協議し、本部長の判断にて「6 号炉での消火活動の継続」を決定する。
- ・ 6 号炉消火後、6 号統括は、自衛消防隊に 1 号炉へ移動するよう指示し、自衛消防隊の指揮権を 1～5 号統括に委譲する。
- ・ 自衛消防隊は 1～5 号統括の指揮の下、1 号炉の消火活動を実施する。

4. その他

(1) 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の体制

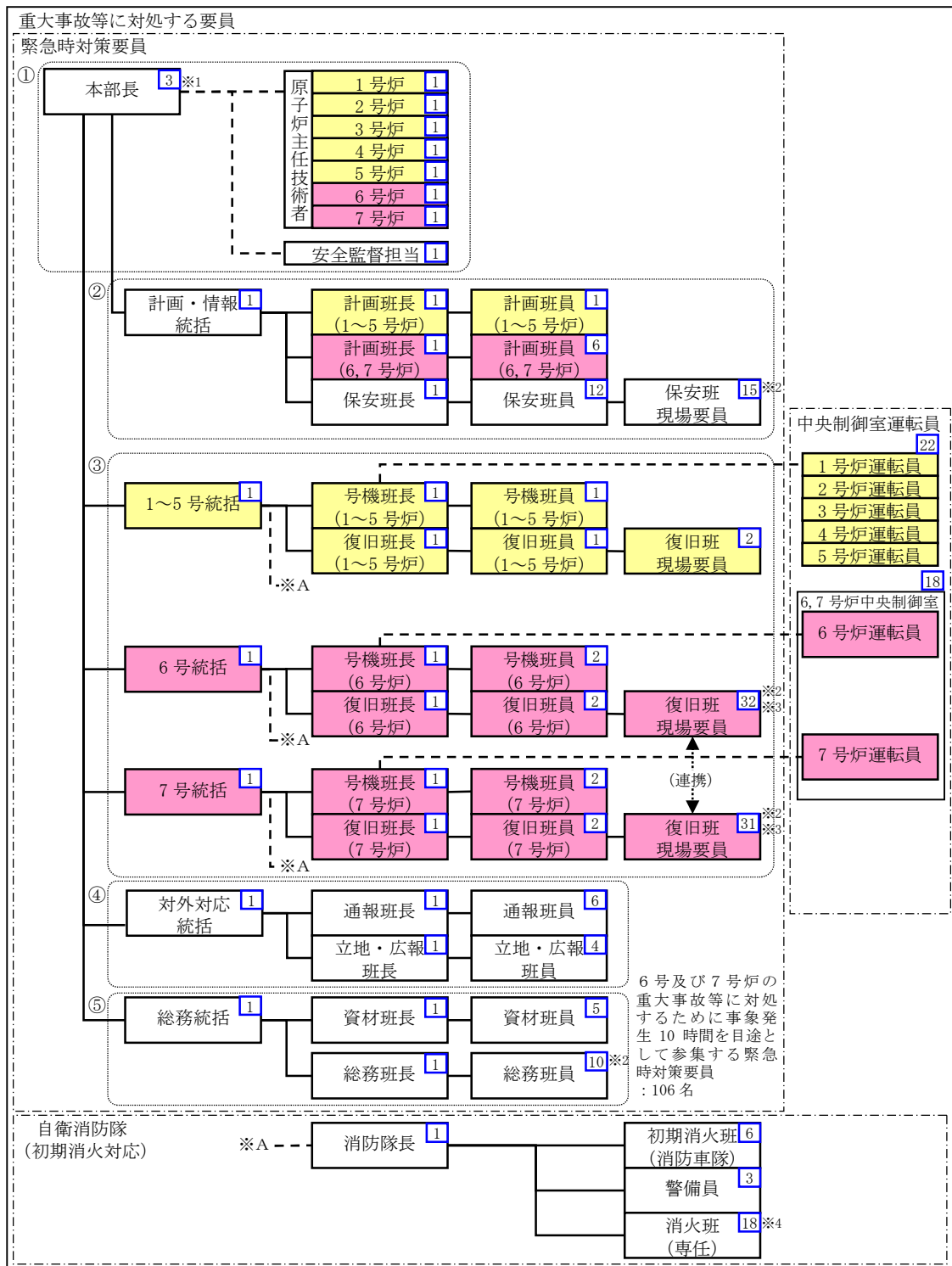
夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）については、上述した体制をベースに、特に初動対応に必要な要員を中心に宿直体制をとり、常に必要な要員数を確保することによって事故に対処できるようにする。その後に順次参集する要員によって徐々に体制を拡大していくこととなる。

(2) 要員が負傷した際等の代行の考え方

特に夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において万一何らかの理由で要員が負傷する等により役割が実行できなくなった場合には、平日の勤務時間帯のように十分なバックアップ要員がないことが考えられる。こうした場合には、同じ機能を担務する下位の職位の要員が代行するか、又は上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務する（例：復旧班長が負傷した場合は復旧班副班長が代行するか、又は統括が兼務する）。具体的な代行者の選定については、上位職の者（例えば班長の代行者については統括）が決定する。

第1表 各職位のミッション

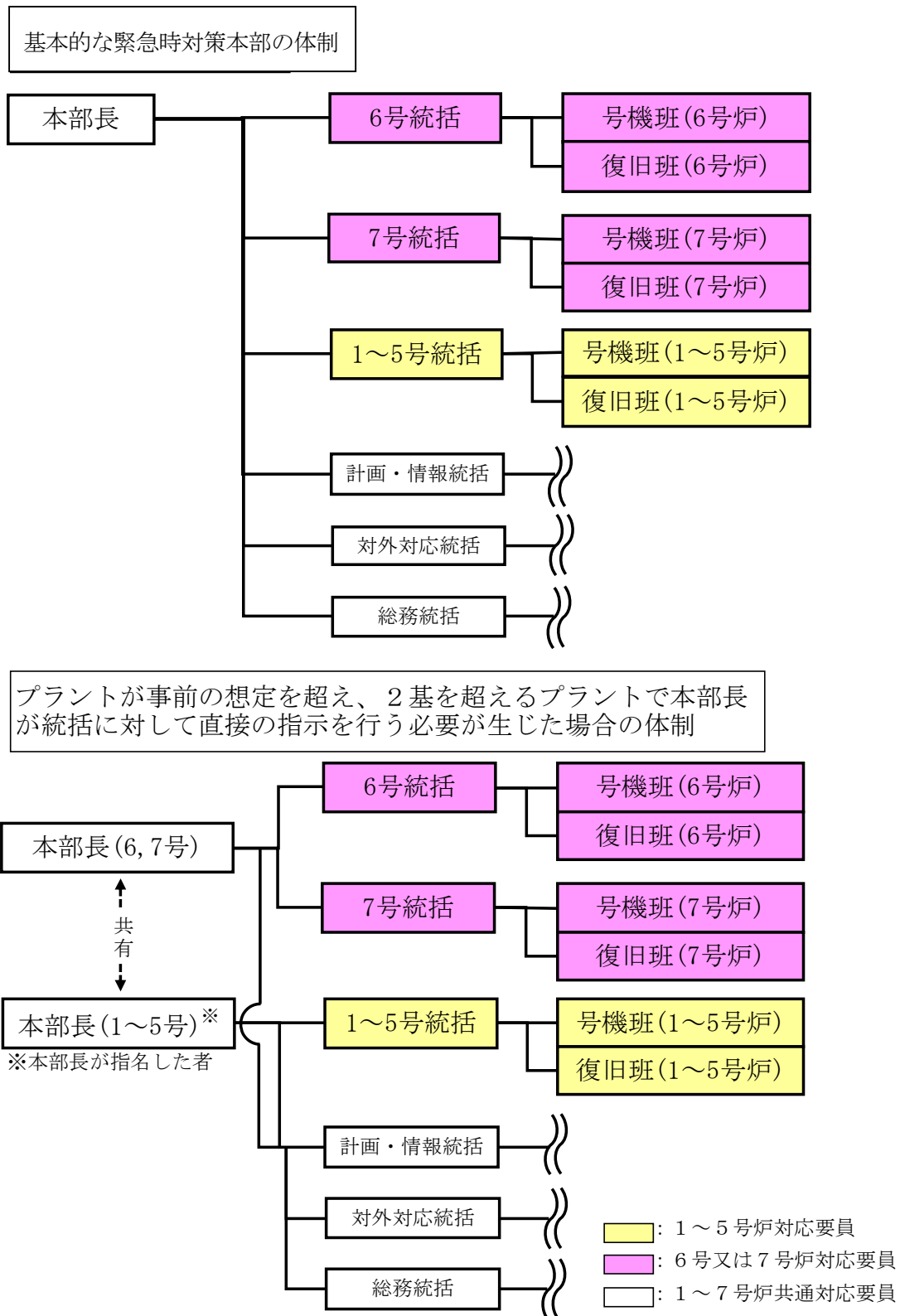
職 位	ミッション
本部長	<ul style="list-style-type: none"> ・防災態勢の発令，変更の決定 ・緊急時対策本部（以下，「対策本部」という）の指揮・統括 ・重要な事項の意思決定
原子炉主任技術者	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉安全に関する保安の監督，本部長への助言
安全監督担当	<ul style="list-style-type: none"> ・人身安全に関する安全の監督，本部長への助言
計画・情報統括	<ul style="list-style-type: none"> ・事故対応方針の立案 ・プラントパラメータ等の把握とプラント状態の予測 ・本部長への技術的進言・助言（重大事故等対処設備等，構内設備の活用）
計画班	<ul style="list-style-type: none"> ・事故対応に必要な情報（パラメータ，常設設備の状況・可搬型設備の準備状況等）の収集，プラント状態の進展予測・評価 ・プラント状態の進展予測・評価結果の事故対応方針への反映 ・アクシデントマネジメントの専門知識に関する計画・情報統括のサポート
保安班	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所内外の放射線・放射能の状況把握，影響範囲の評価 ・被ばく管理，汚染拡大防止措置に関する緊急時対策要員への指示 ・影響範囲の評価に基づく対応方針に関する計画・情報統括への助言 ・放射線の影響の専門知識に関する計画・情報統括のサポート
号機統括	<ul style="list-style-type: none"> ・対象号炉に関する事故の影響緩和・拡大防止に関わるプラント設備の運転操作への助言，可搬型設備を用いた対応，不具合設備の復旧の統括
号機班	<ul style="list-style-type: none"> ・当直からの重要パラメータ及び常設設備の状況の入手，対策本部へインプット ・事故対応手段の選定に関する当直のサポート ・当直からの支援要請に関する号機統括への助言
当 直（運転員）	<ul style="list-style-type: none"> ・重要パラメータ及び常設設備の状況把握と操作 ・中央制御室内監視・操作の実施 ・事故の影響緩和，拡大防止に関わるプラントの運転操作
復旧班	<ul style="list-style-type: none"> ・事故の影響緩和・拡大防止に関わる可搬型設備の準備と操作 ・可搬型設備の準備状況の把握，号機統括へインプット ・不具合設備の復旧の実施
自衛消防隊	<ul style="list-style-type: none"> ・初期消火活動（消防車隊）
対外対応統括	<ul style="list-style-type: none"> ・対外対応活動の統括 ・対外対応情報の収集，本部長へインプット
通報班	<ul style="list-style-type: none"> ・社外関係機関への通報連絡
立地・広報班	<ul style="list-style-type: none"> ・自治体派遣者の活動状況把握とサポート ・マスコミ対応者への支援
総務統括	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所対策本部の運営支援の統括
資材班	<ul style="list-style-type: none"> ・資材の調達及び輸送に関する一元管理 ・原子力緊急事態支援組織からの資機材受入調整
総務班	<ul style="list-style-type: none"> ・要員の呼集，参集状況の把握，対策本部へインプット ・食料・被服の調達 ・宿泊関係の手配 ・医療活動 ・所内の警備指示 ・一般入所者の避難指示 ・物的防護施設の運用指示 ・他の班に属さない事項



※1 本部付含む。
※2 班員については役割に応じたチームを編成する。
※3 復旧班現場要員は、6号及び7号炉の共用設備の対応を行う現場対応要員も含まれおり、いずれかに所属させていることから人数が異なっている。
※4 消火班は、火災の規模に応じ召集する。

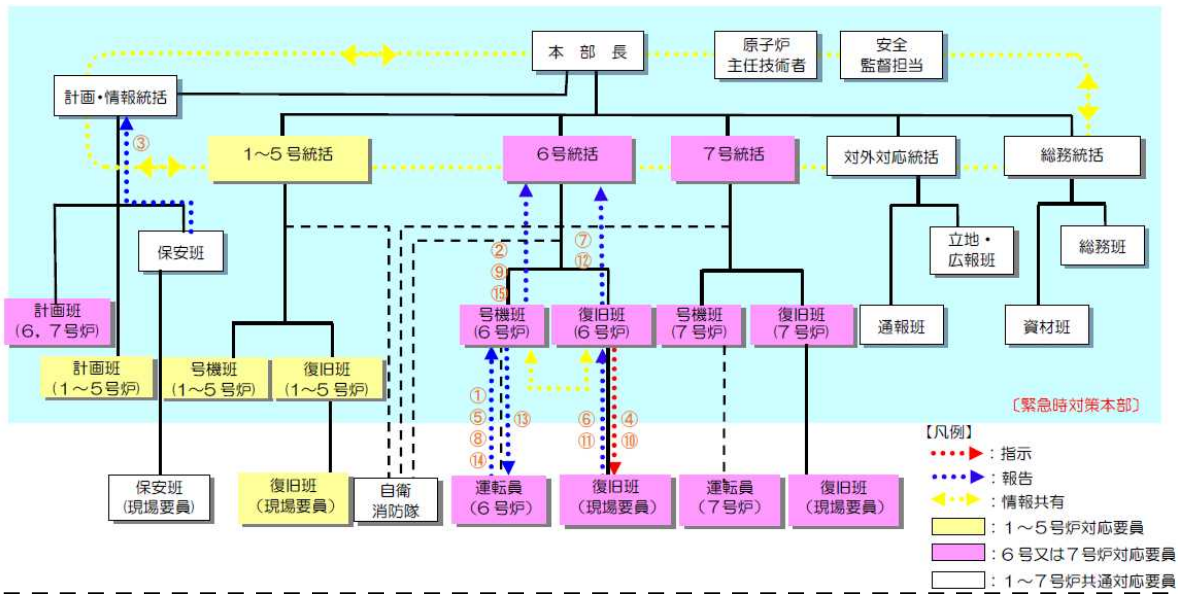
①：意思決定・指揮
②：情報収集・計画立案
③：現場対応
④：対外対応
⑤：ロジスティック・リソース管理

第1図 柏崎刈羽原子力発電所 原子力防災組織 体制図
(第2次緊急時態勢・参集要員召集後 6号及び7号炉共運転中の場合)

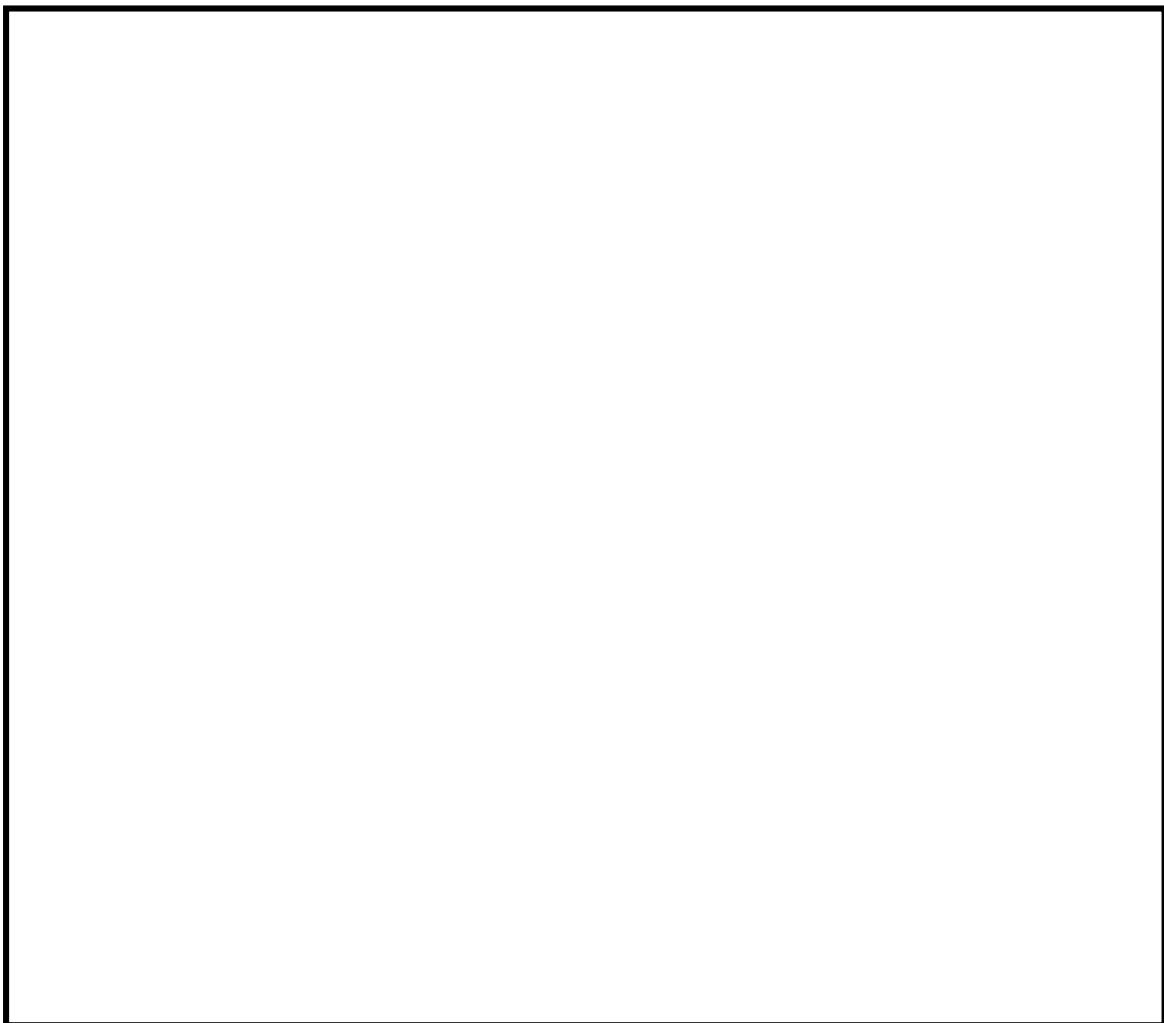


第2図 柏崎刈羽原子力発電所 緊急時対策本部体制 (概要)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

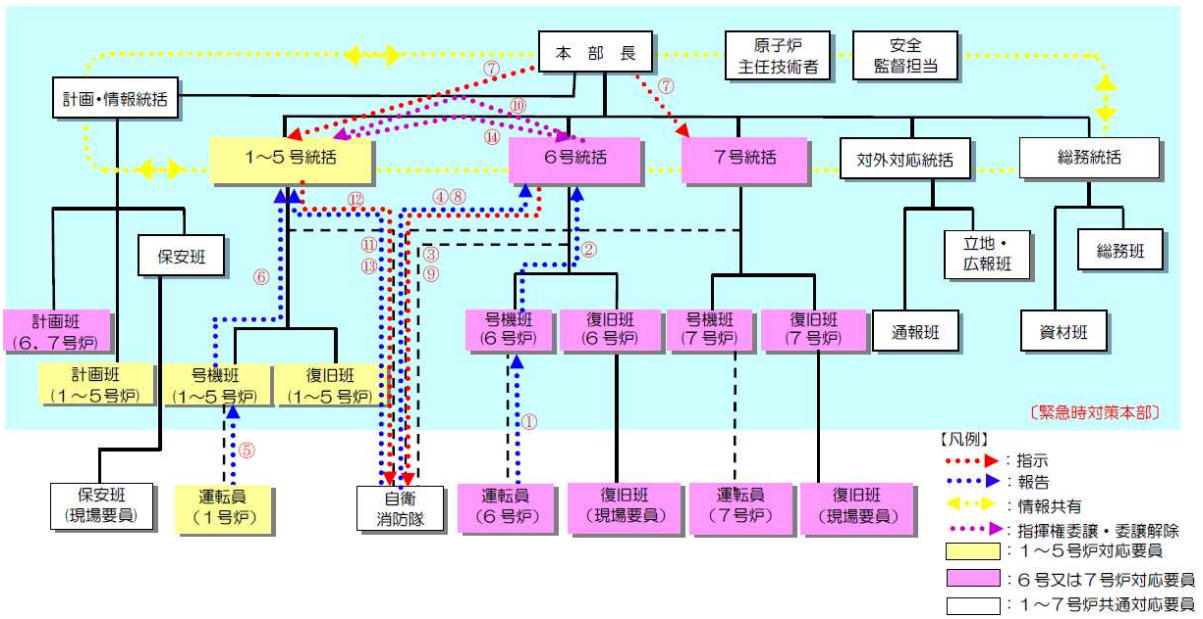


指示・命令の流れ（例：可搬型代替注水ポンプによる6号炉への注水が必要となった場合）

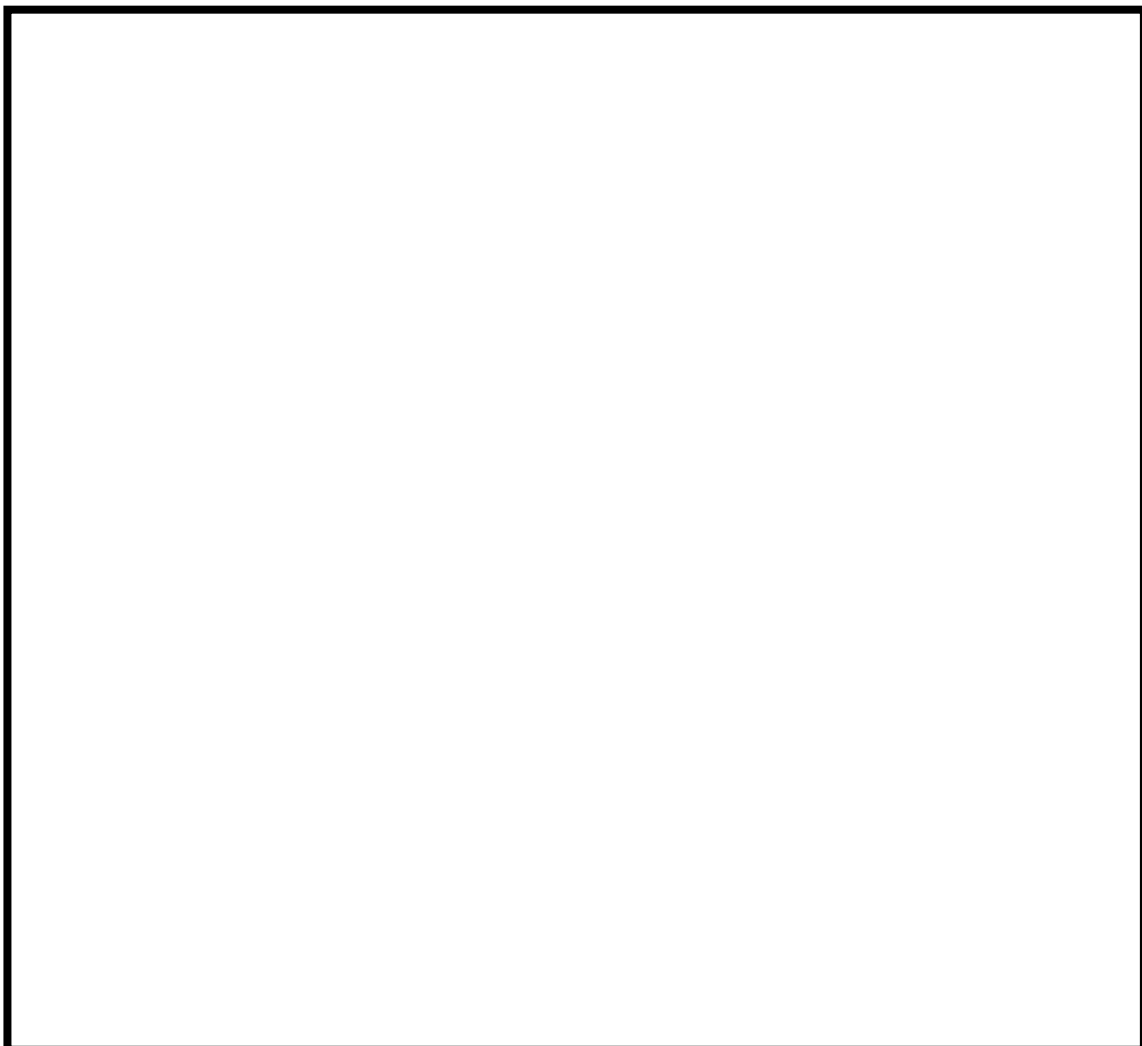


第3図 可搬型代替注水ポンプによる6号炉への注水が必要になった場合の情報の流れ

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



指示・命令の流れ（例：6号炉で火災が発生し、その後1号炉で火災が発生した場合）



第4図 火災発生時（2箇所の場合）の対応と情報の流れ(例)

添付 4-2 緊急時対策所に最低限必要な要員について

プルーム通過中においても、重大事故等に対処するために5号炉原子炉建屋内緊急時対策所にとどまる必要のある要員は、交替要員も考慮して、①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員52名（6号及び7号炉対応要員）と1～5号炉対応要員2名をあわせた54名と、②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員75名のうち、中央制御室待避室にとどまる運転員18名を除く57名の合計111名を想定している。

1. 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員

要員	考え方	人数	合計
本部長・統括 他	緊急時対策本部を指揮・統括する本部長、本部長を補佐する計画・情報統括、6号統括、7号統括、対外対応統括、総務統括、原子炉主任技術者2名、本部付2名、1～5号統括は、重大事故等において、指揮をとる要員として緊急時対策所にとどまる。	11名	54名
各班長・班員	各班については、本部長からの指揮を受け、重大事故等に対処するため、最低限必要な要員を残して、緊急時対策所にとどまる。 その際、各班長の業務を必要に応じその上司である統括が兼務する。	16名	
交替要員	上記、本部長（所長）、各統括、原子炉主任技術者及び本部付の交替要員については11名、班長、班員クラスの交替要員については16名を確保する。	27名	

2. 原子炉格納容器破損時に所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員

プルーム通過後に実施する作業は、重大事故等対策の有効性評価の重要事故シーケンスのうち、格納容器破損防止（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）、水素燃焼）を参考とし、重大事故対応に加えて、放射性物質拡散防止のための放水操作等が可能な要員数を確保する。また、設備故障等の不測事態への対応を考慮する。交替要員については、順次、構外に待機している要員を当てる。

要員	作業項目	作業に必要な人数	人数	合計	
運転員 (当直)	プルーム通過時には、運転員については中央制御室待避室に待避する。	—	18名	18名	
復旧班要員	事故後の設備監視、給油作業等	6号及び7号炉ガスタービン発電機の運転監視	2名/ (6号及び7号炉)	2名	32名
		可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への注水監視	2名/ (6号及び7号炉)	2名	
		燃料給油(燃料タンクからタンクローリへの軽油移し替え、可搬型代替注水ポンプへの燃料給油)	4名/ (6号及び7号炉)	4名	
		放射性物質拡散抑制対応(放射性物質の拡散を抑制するための原子炉建屋への放水操作の再開)	4名/ (6号及び7号炉)	4名	
		格納容器圧力逃がし装置対応 フィルタ装置排水ポンプ水張り	2名/ (6号及び7号炉) ※2	2名	
		フィルタ装置の排水	4名/ (6号及び7号炉) ※2	2名	
		フィルタ装置への薬液注入	12名/ (6号及び7号炉)	12名	
		フィルタ装置の排水ラインの窒素パージ	4名/ (6号及び7号炉)	4名	
	設備故障等の不測事態への対応	可搬型代替注水ポンプの予備機への交換(1台故障を想定)	3名/台	3名	22名
		代替原子炉補機冷却系の予備機への交換(1台故障を想定)	13名/台	13名	
ガスタービン発電機等の電源復旧(1基故障を想定)		6名/基	6名		
保安班要員	作業現場の放射線モニタリング	3名	3名	3名	

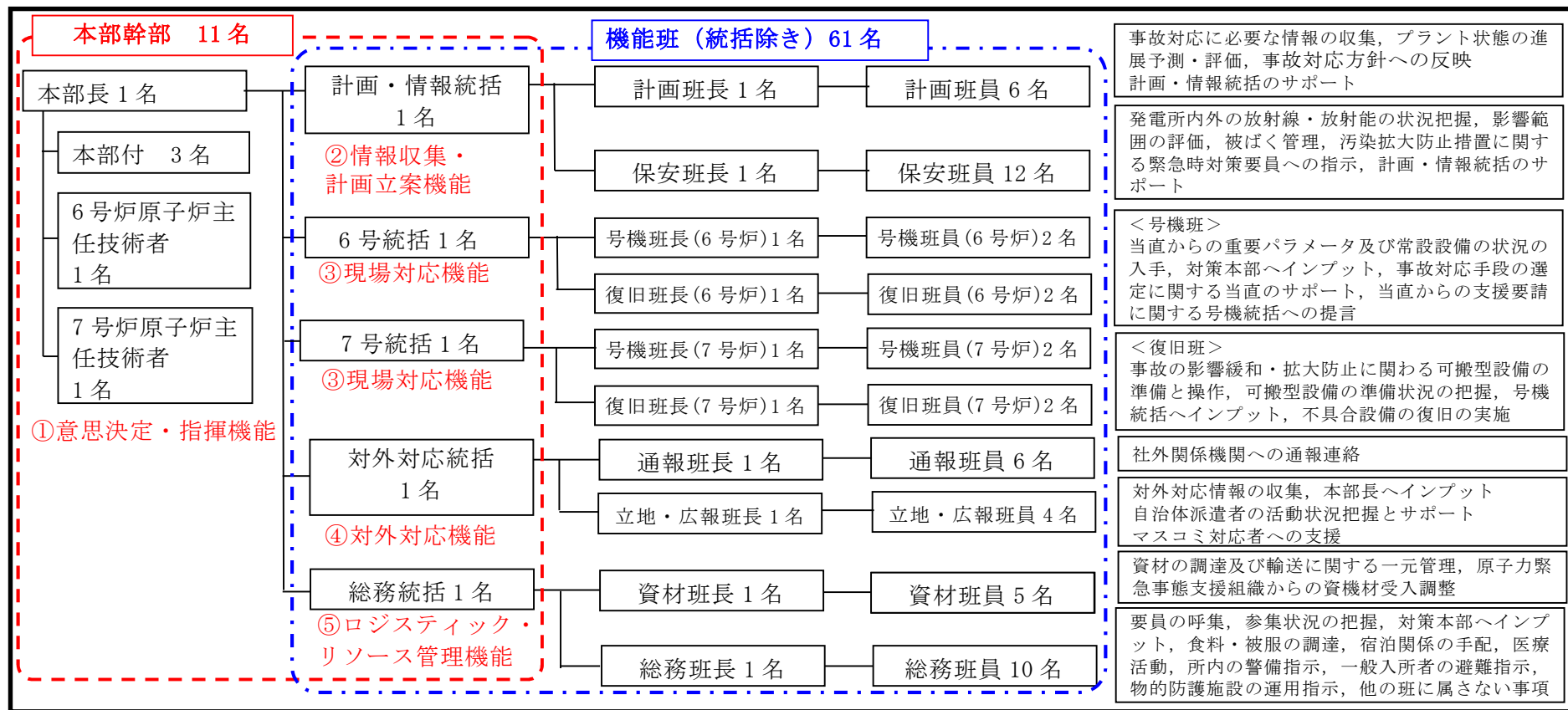
※1 要員数については、今後の訓練等の結果より人数を見直す可能性がある。

※2 フィルタ装置排水ポンプ水張り(作業A)は格納容器ベント実施前の作業で、フィルタ装置の排水(作業B)は格納容器ベント実施後の作業であるため、各号炉単位で同時に発生することがない。加えてこれら二つの作業は作業時間帯に十分な間隔があるため、作業A完了後に作業Bを実施することとし、作業Aと作業B合計で対策本部内に4名の現場要員を確保するものとした。

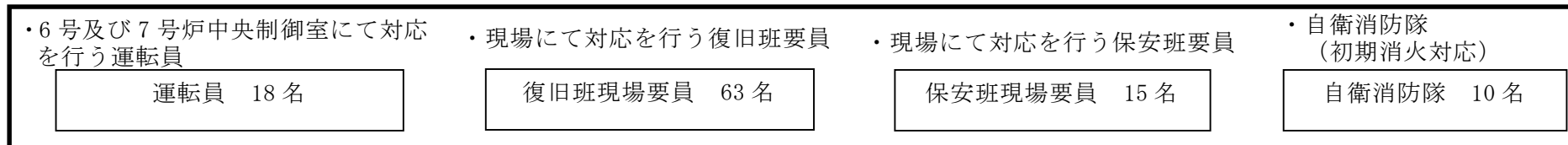
重大事故等に柔軟に対処できるよう、整備した設備等の手順書を制定するとともに、訓練により必要な力量を習得する。訓練は継続的に実施し、必要の都度運用の改善を図っていく。

原子力防災組織の要員（第2次緊急時態勢 緊急時対策所，中央制御室，自衛消防隊 6号及び7号炉対応要員）

①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 72名



②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散防止を抑制するために必要な要員 106名




※上記①，②の要員については，長期的な対応に備え，所外に待機させた交替要員を召集し，順次交替させる。
今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

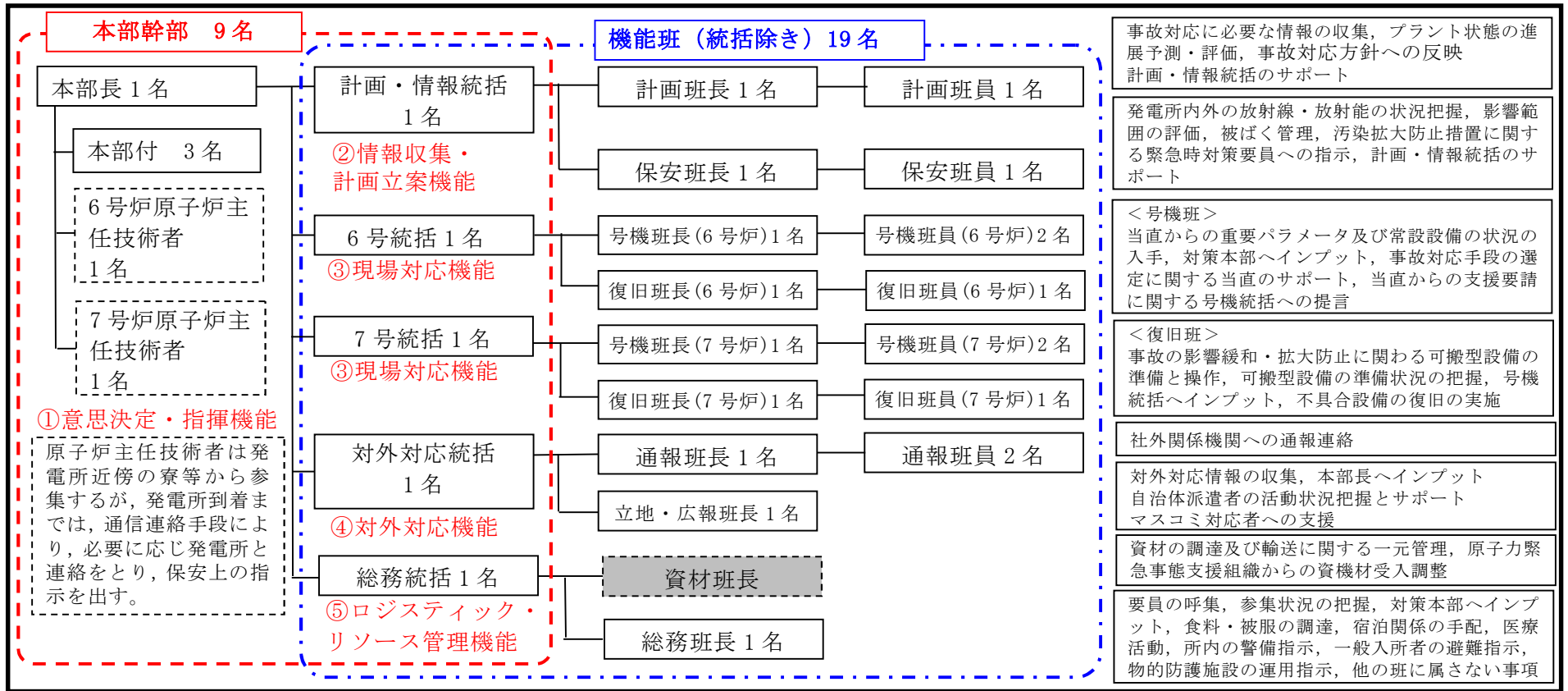
1.18-133

添付資料1.18.4(12)

原子力防災組織の要員（夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）、緊急時対策所、中央制御室、自衛消防隊 6号及び7号炉対応要員）

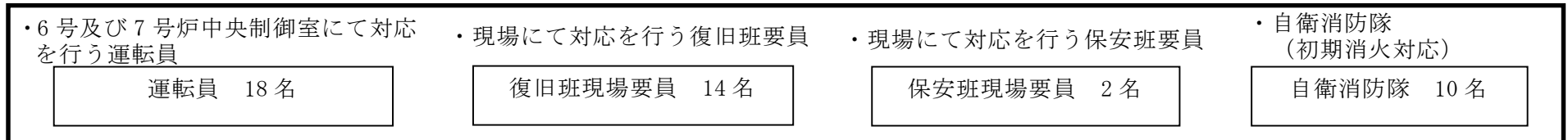
① 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 28名

凡例： : 初動態勢では統括が兼務する班長



1.18-134

② 原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散防止を抑制するために必要な要員 44名



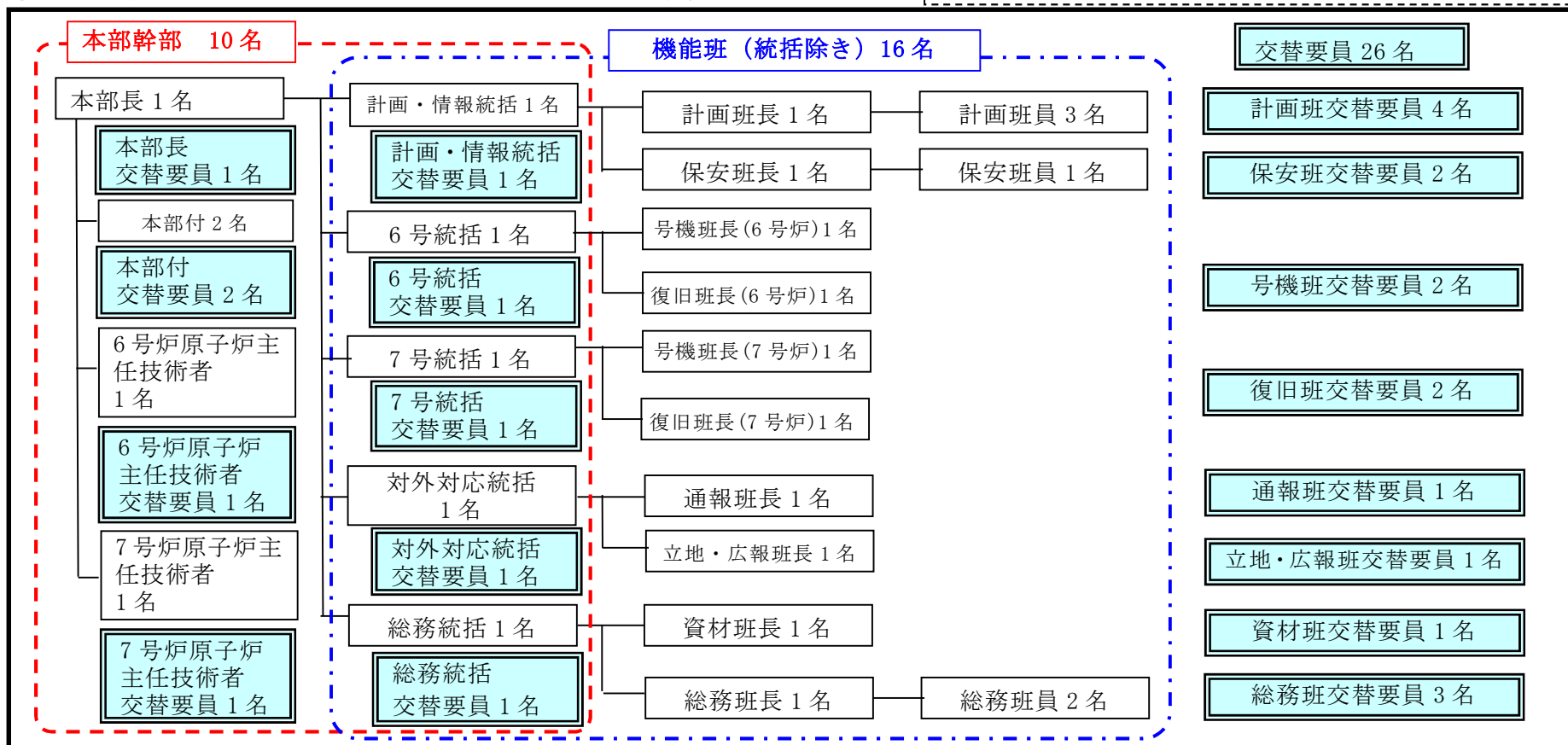
※上記①, ②の要員については, 今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

添付資料 1.18.4(13)

プルーム通過時 緊急時対策所，中央制御室にとどまる要員

①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 52名

凡例： : プルーム通過時は統括が兼務する班長



1.18-135

②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散防止を抑制するために必要な要員 75名

・6号及び7号炉中央制御室にて対応を行う運転員

運転員 18名

・現場にて対応を行う復旧班要員

復旧班現場要員 54名

・現場にて対応を行う保安班要員

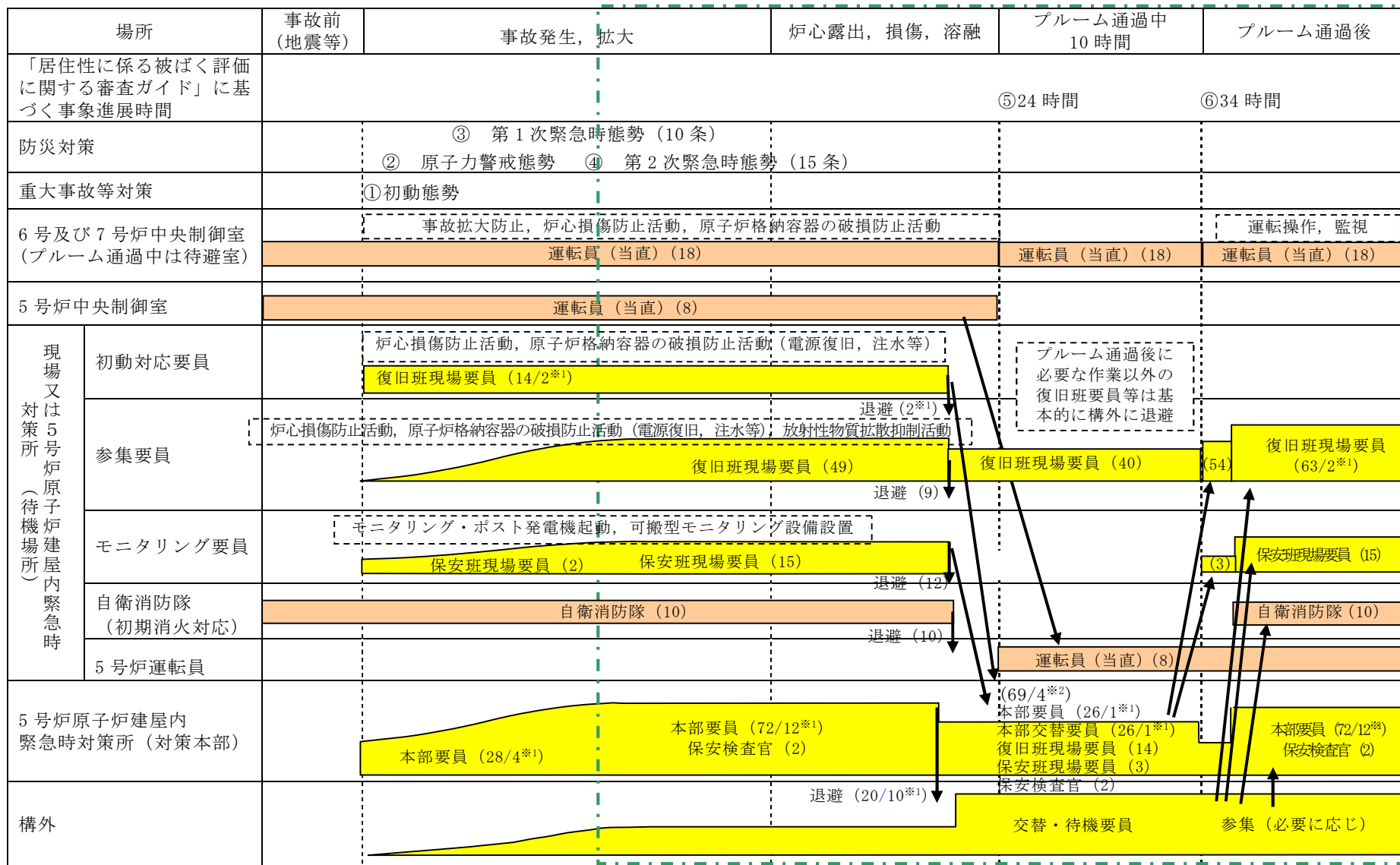
保安班現場要員 3名

※上記①，②の要員については，今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所，中央制御室 事故発生からプルーム通過までの要員の動き

： S A

1.18-136



※要員数については，今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。
 ※1：1～5号炉に係る対応要員，※2：1～5号炉に係る対応要員/保安検査官の人数

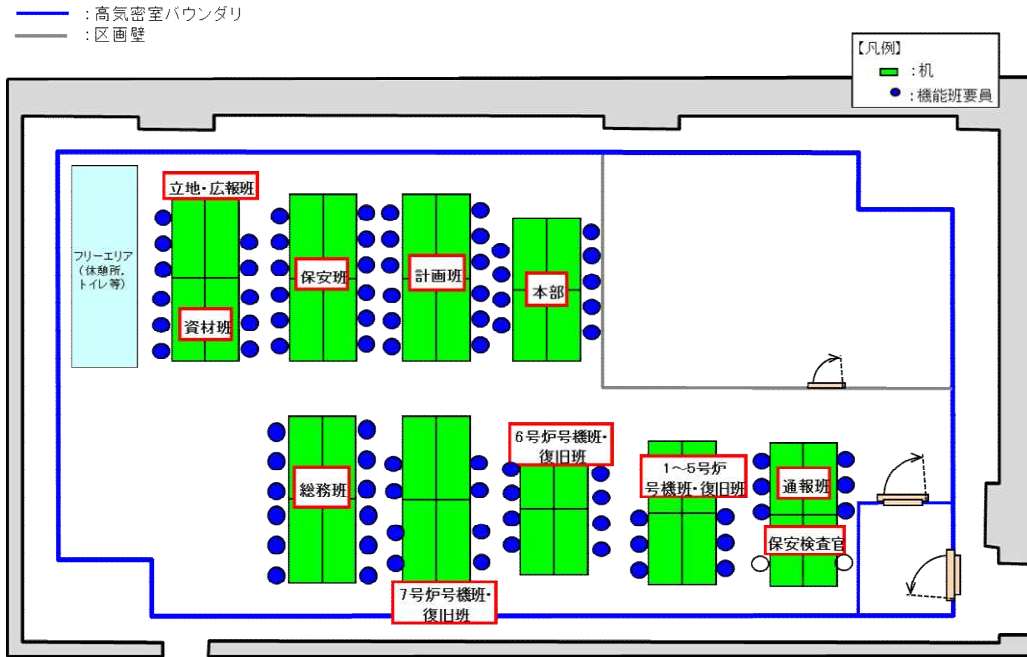
添付資料 1.18.4(15)

添付 4-3 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所レイアウトについて

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)を設けており、基準地震動による地震被災対応のため、及び重大事故のプルーム通過時以外の対応のため、約180名の緊急時対策要員が活動することを想定している。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)には、必要な各作業用の机や設備等を配置しても、活動に必要な広さを十分有している。

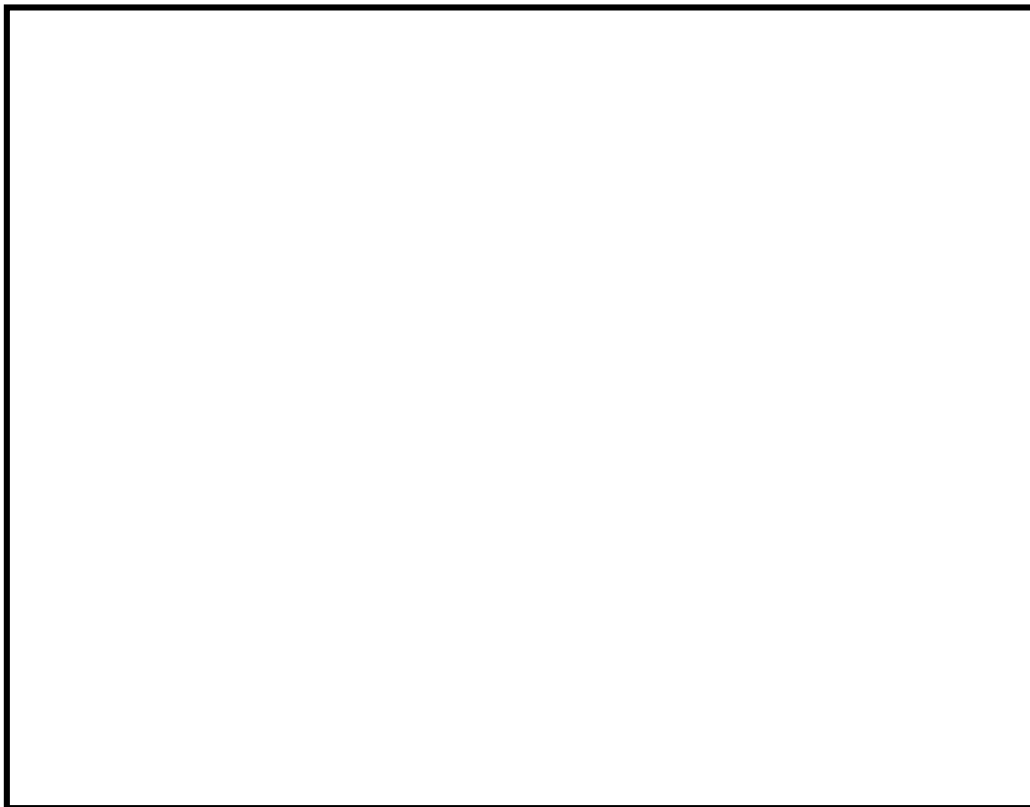
また、プルーム通過中においても、6号及び7号炉に係る重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員としての69名、1～5号炉に係る要員2名及び保安検査官の2名の合計73名が5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)で、現場要員40名と5号炉運転員8名の合計48名が5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)で活動することを想定し、十分な広さと機能を有している。

第1図に示す要員のスペースにて、休憩・仮眠を行う。



(a) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



(b) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

(注)レイアウトについては、1～5号炉対応要員も含めており、訓練等で有効性を確認し適宜見直していく。
自衛消防隊は状況に応じて緊急時対策本部に入る。

第 1 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所レイアウトイメージ

添付 4-4 放射線管理用資機材

○防護具

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に以下の数量を配備する。

品名	配備数※	考え方
不織布カバーオール	1,890 着	180名(1~7号炉対策要員164名+自衛消防隊10名+余裕。以下同様)×7日×1.5(余裕)=1,890
靴下	1,890 足	180名×7日×1.5(余裕)=1,890
帽子	1,890 着	180名×7日×1.5(余裕)=1,890
綿手袋	1,890 双	180名×7日×1.5(余裕)=1,890
ゴム手袋	3,780 双	180名×7日×1.5(余裕)×2=3,780
全面マスク (電動ファン付き全面マスクを含む)	810 個	180名×3日(除染による再使用を考慮)×1.5(余裕)=810
チャコールフィルタ	3,780 個	180名×7日×1.5(余裕)×2=3,780
アノラック	945 着	180名×7日×1.5(余裕)×50%(年間降水日数を考慮)=945
汚染区域用靴	40 足	80名(現場復旧班要員65名+保安班要員15名)×0.5(現場要員の半数)
高線量対応防護服 (タングステンベスト)	14 着	14名(ブルーム通過直後に対応する現場復旧要員14名)
セルフエアセット	4 台	初期対応用3台+予備1台

※予備を含む(今後、訓練等で見直しを行う)

○計測器

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に以下の数量を配備する。

品名		配備数※	考え方
個人線量計	電子式線量計	180台	180名（1～7号炉対策要員164名＋自衛消防隊10名＋余裕）
	ガラスバッチ	180台	180名（1～7号炉対策要員164名＋自衛消防隊10名＋余裕）
GM汚染サーベイメータ		5台	緊急時対策所のモニタリング及びチェンジングエリアにて使用
電離箱サーベイメータ		8台	緊急時対策所のモニタリングに使用
可搬型エリアモニタ		3台	各エリアにて使用。設置のタイミングは、チェンジングエリア設営と同時

※予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）

添付 4-5 チェンジングエリアについて

1. チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営に当たっては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 61 条第 1 項（緊急時対策所）並びに「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈」第 76 条第 1 項（緊急時対策所）に基づき、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

なお、チェンジングエリアは 6 号及び 7 号炉共用とする。

（実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈第 76 条第 1 項（緊急時対策所）抜粋）

緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

2. チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアからなり、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化バウンダリに隣接するとともに、要員の被ばく低減の観点から 5 号炉原子炉建屋内に設営する。概要は第 1 表のとおり。

第 1 表 チェンジングエリアの概要

	項目	理由
設 営 場 所	5号炉原子炉建屋 3階	緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
設 営 形 式	エアーテント	設営の容易さ及び迅速化の観点から、エアーテントを採用する。
手 順 着 手 の 判 断 基 準	原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した後、保安班長が、事象進展の状況（格納容器雰囲気放射線レベル計（CAMS）等により炉心損傷を判断した場合等）、参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。	緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染するようなおそれが発生した場合、チェンジングエリアの設営を行う。
実 施 者	保安班	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている保安班が設営を行う。

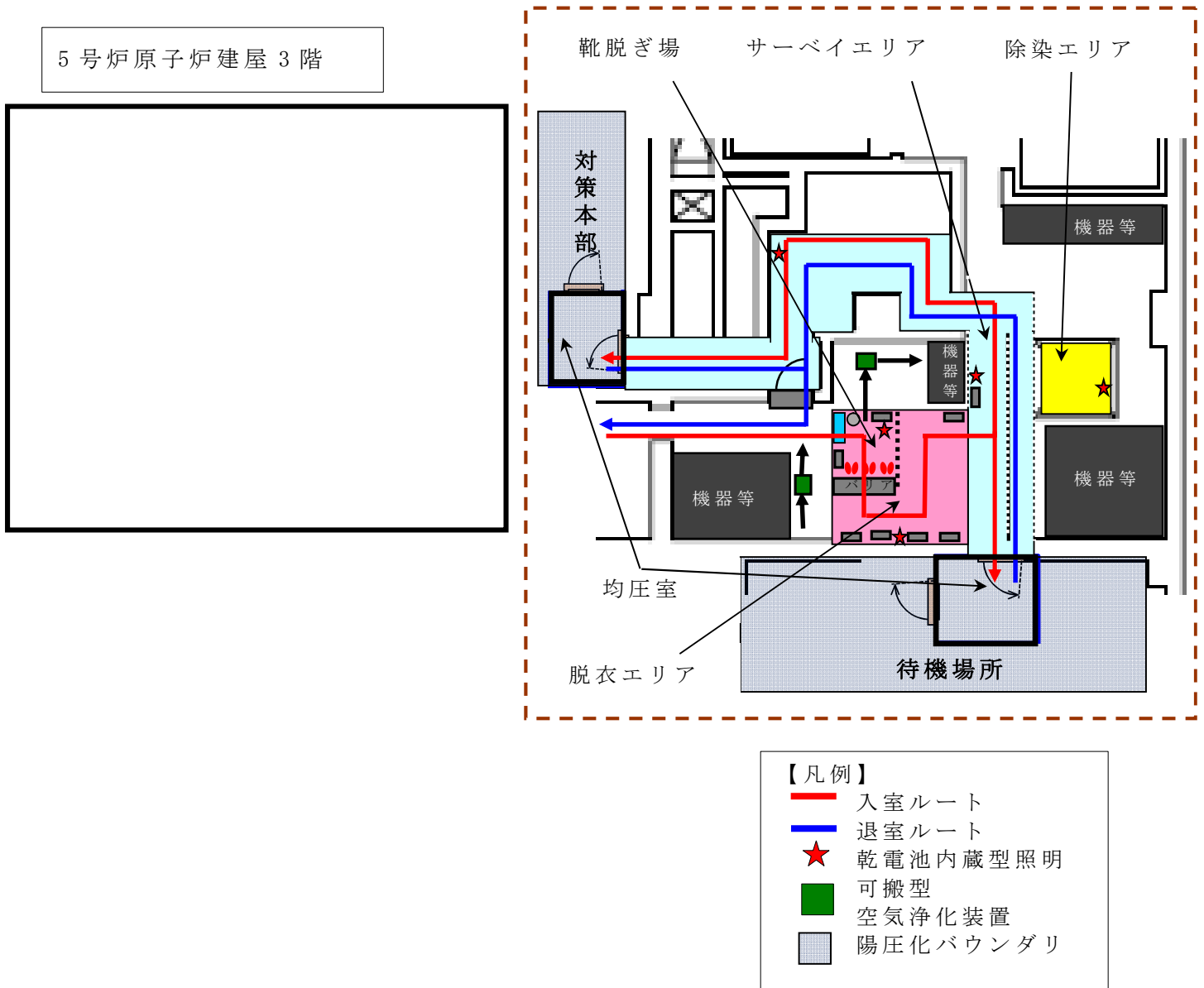
3. チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

チェンジングエリアは、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化バウンダリに隣接した場所に設置する。チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルートは、第1図～第2図のとおり。

なお、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所に入室するアクセスルートは2ルート設けることから、使用するアクセスルートに応じてチェンジングエリアを設営する。

a. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリア

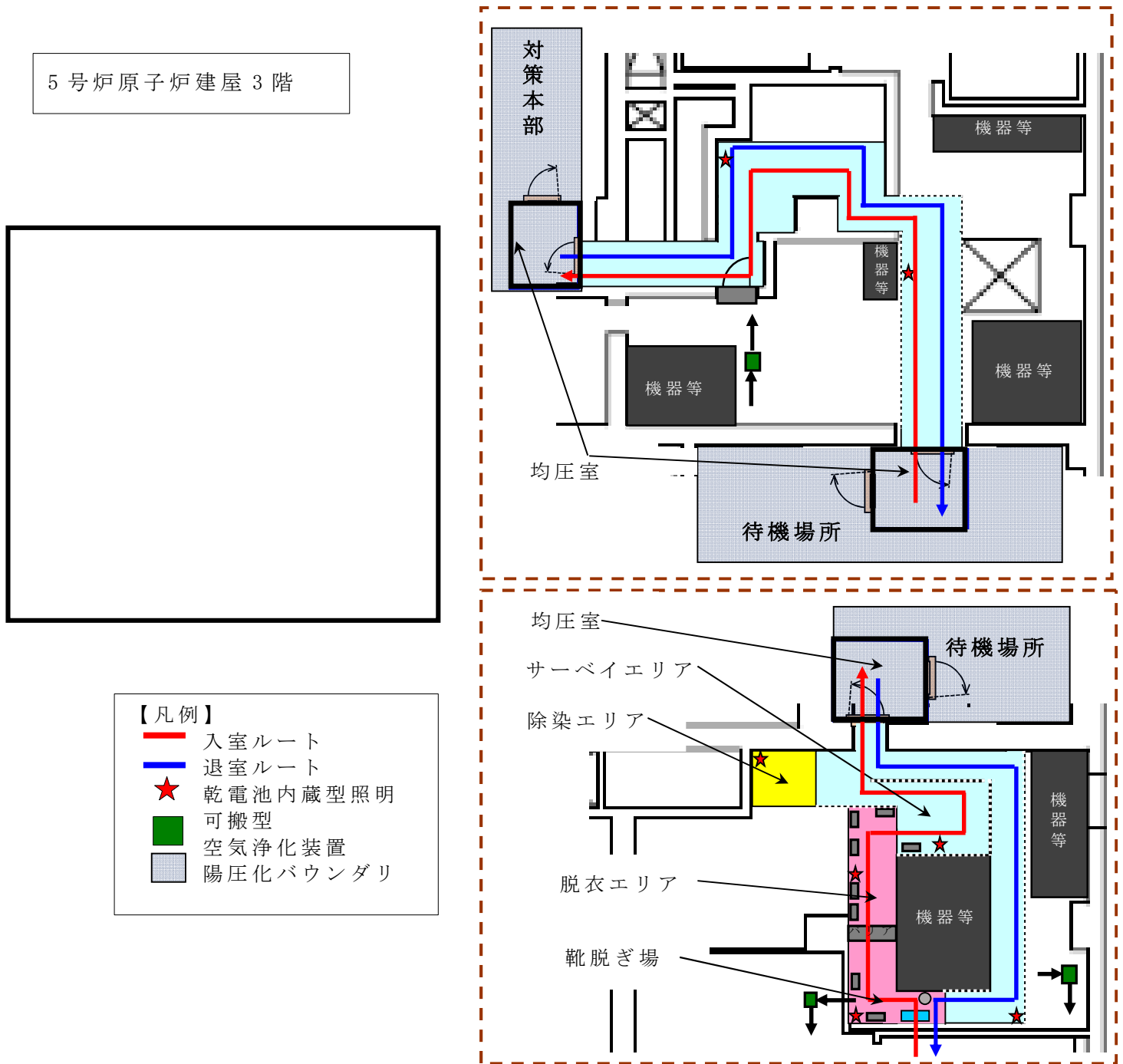
(a) 5号炉原子炉建屋南側アクセスルートを使用する場合



第1図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリアの
 設営場所及び屋内のアクセスルート
 (5号炉原子炉建屋南側アクセスルート)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(b) 5号炉原子炉建屋北東側アクセスルートを使用する場合



第2図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリア
 設営場所及び概略図(5号炉原子炉建屋北東側アクセスルート)

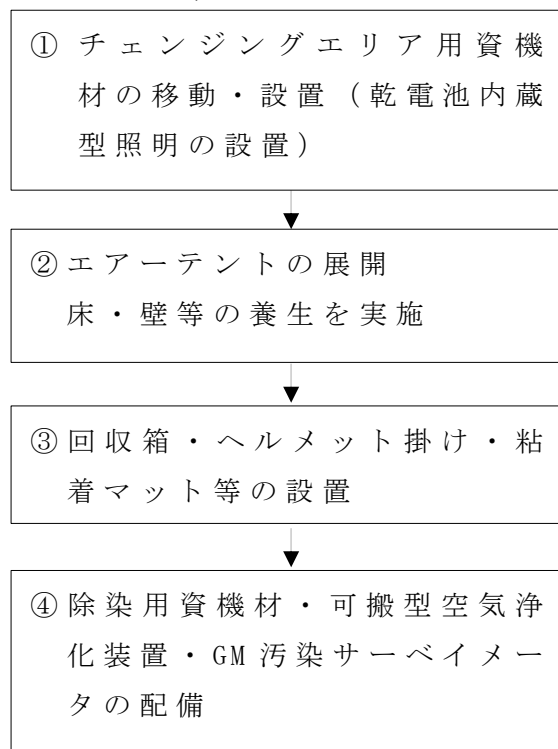
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

4. チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

a. 考え方

緊急時対策所への放射性物質の持ち込みを防止するため、第3図の設営フローに従い、第4図～第5図のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は、保安班員2名で、南側アクセスルートを使用する場合は約60分、北東側アクセスルートを使用する場合は約90分を想定する。なお、チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い、設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

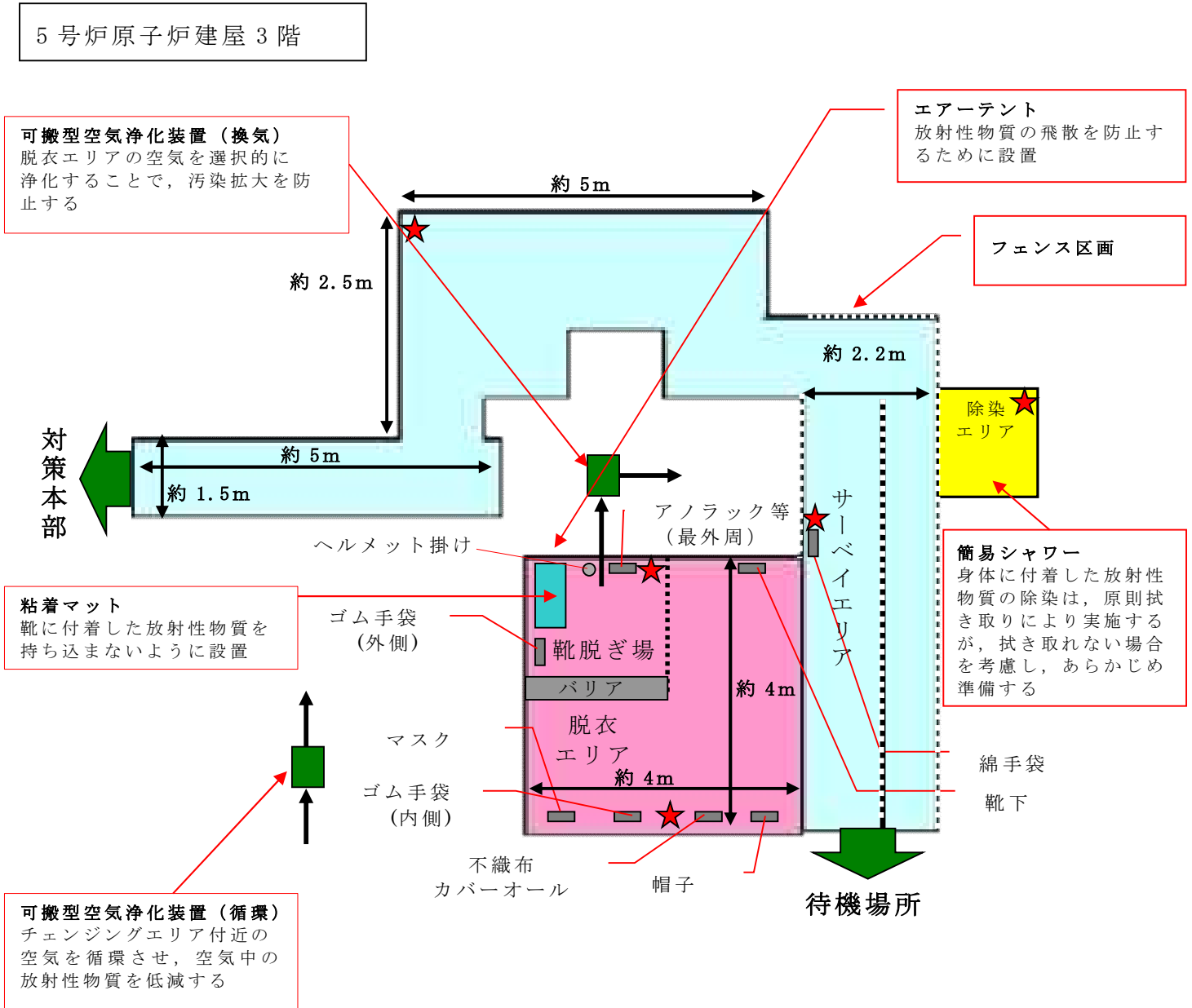
チェンジングエリアの設営は、原子力防災組織の緊急時対策要員（夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外））の保安班2名、又は参集要員（10時間後までに参集）のうち、チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は、保安班長が、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した後、事象進展の状況（格納容器雰囲気放射線レベル計（CAMS）等により炉心損傷を判断した場合等）、参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して判断し、速やかに実施する。



第3図 チェンジングエリア設営フロー

(a) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

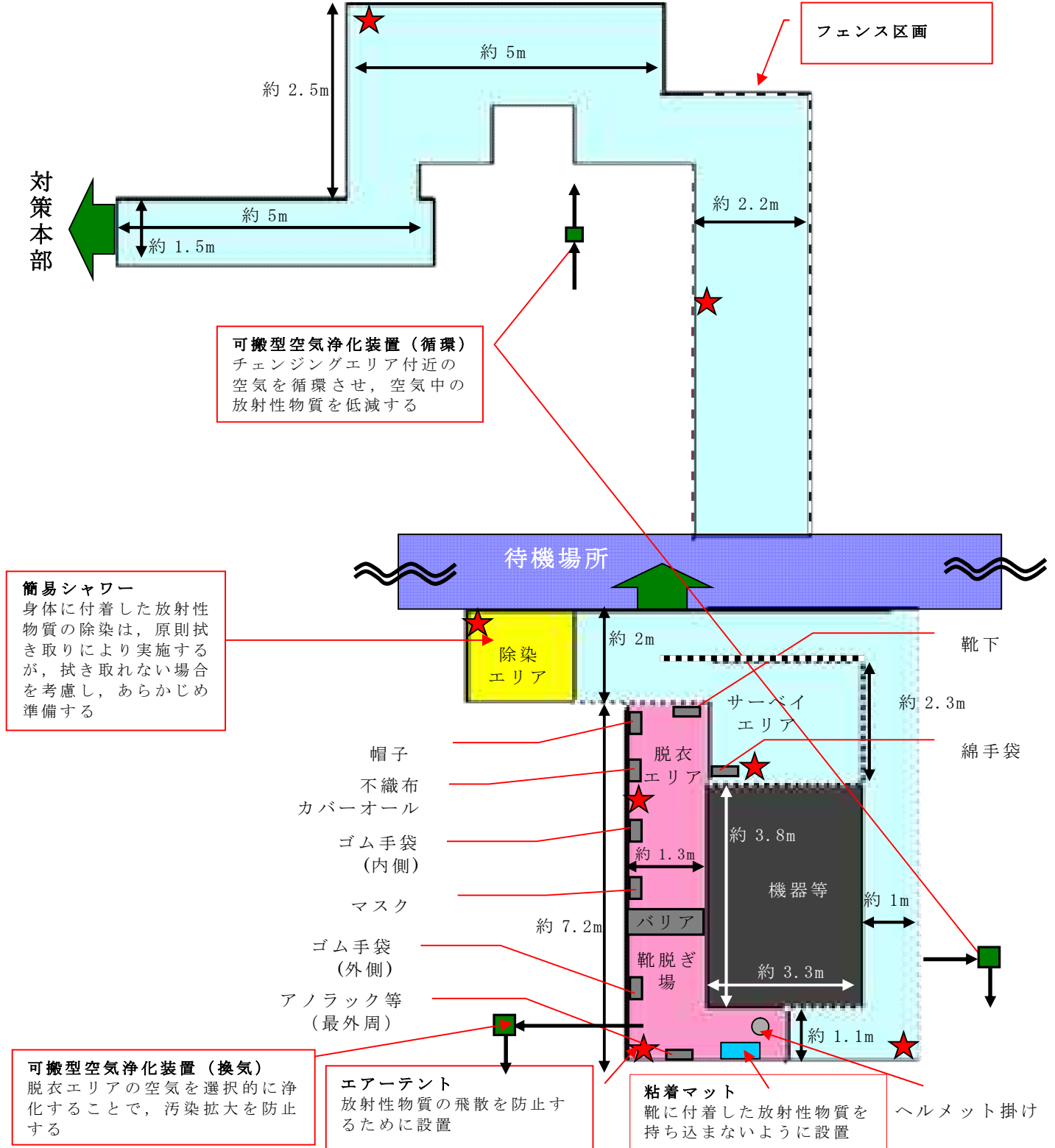
①5号炉原子炉建屋南側アクセスルートを使用する場合



第 4 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリア
(5号炉原子炉建屋南側アクセスルート)

②5号炉原子炉建屋北東側アクセスルートを使用する場合

5号炉原子炉建屋3階 チェンジングエリア



第 5 図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリア (5号炉原子炉建屋北東側アクセスルート)

b. チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して、第2表のとおりとする。チェンジングエリア用資機材は、チェンジングエリア付近に保管する。なお、アクセスルートに応じてチェンジングエリアを設営するため、チェンジングエリア用資機材は南側アクセスルート又は北東側アクセスルートのチェンジングエリア設営に必要な最大数を保管する。

第2表 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリア用資機材

名称	数量(6号及び7号炉共用)	根拠
エアーテント(南側ルート)	1式	チェンジングエリア 設営に必要な数量
エアーテント(北東側ルート)	1式	
養生シート	3巻	
バリア	4個	
フェンス	28枚	
粘着マット	2枚	
ヘルメット掛け	1式	
ポリ袋	25枚	
テープ	5巻	
ウエス	2箱	
ウェットティッシュ	10巻	
はさみ	6個	
マジック	2本	
簡易シャワー	1台	
簡易タンク	1台	
トレイ	1個	
バケツ	2個	
可搬型空気浄化装置	3台(予備1台)	
乾電池内蔵型照明	7台(予備1台)	

5. チェンジングエリアの運用

(出入管理, 脱衣, 汚染検査, 除染, 着衣, 要員に汚染が確認された場合の対応, 廃棄物管理, チェンジングエリアの維持管理)

a. 出入管理

チェンジングエリアは, 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において, 緊急時対策所に待機していた要員が, 緊急時対策所外で作業を行った後, 再度, 緊急時対策所に入室する際等に利用する。緊急時対策所外は, 放射性物質により汚染しているおそれがあることから, 緊急時対策所外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは第5図～第7図のとおりであり, チェンジングエリアには下記の①から③のエリアを設けることで緊急時対策所内への放射性物質の持ち込みを防止する。

① 脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア

② サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品のサーベイを行うエリア。
汚染が確認されなければ緊急時対策所内へ移動する。

③ 除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア

b. 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴脱ぎ場で、汚染区域用靴、ヘルメット、ゴム手袋外側、アノラック等を脱衣する。
- ・脱衣エリアで、不織布カバーオール、ゴム手袋内側、マスク、帽子、靴下、綿手袋を脱衣する。

なお、チェンジングエリアでは、保安班員が要員の脱衣状況を適宜確認し、指導、助言、防護具の脱衣の補助を行う。

c. 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

- ・脱衣後、サーベイエリアに移動する。
- ・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。
- ・汚染基準を満足する場合は、緊急時対策所へ入室する。汚染基準を超える場合は、除染エリアに移動する。

なお、保安班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また、保安班員は汚染検査の状況について、適宜確認し、指導、助言をする。

d. 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

- ・汚染検査にて汚染基準を超える場合は、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を超える場合は、簡易シャワーで除染する。(簡易シャワーでも汚染基準を超える場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。)

e. 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所内で、綿手袋、靴下、帽子、不織布カバーオール、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・ チェンジングエリアの靴脱ぎ場で、ヘルメット、汚染区域用靴等を着用する。

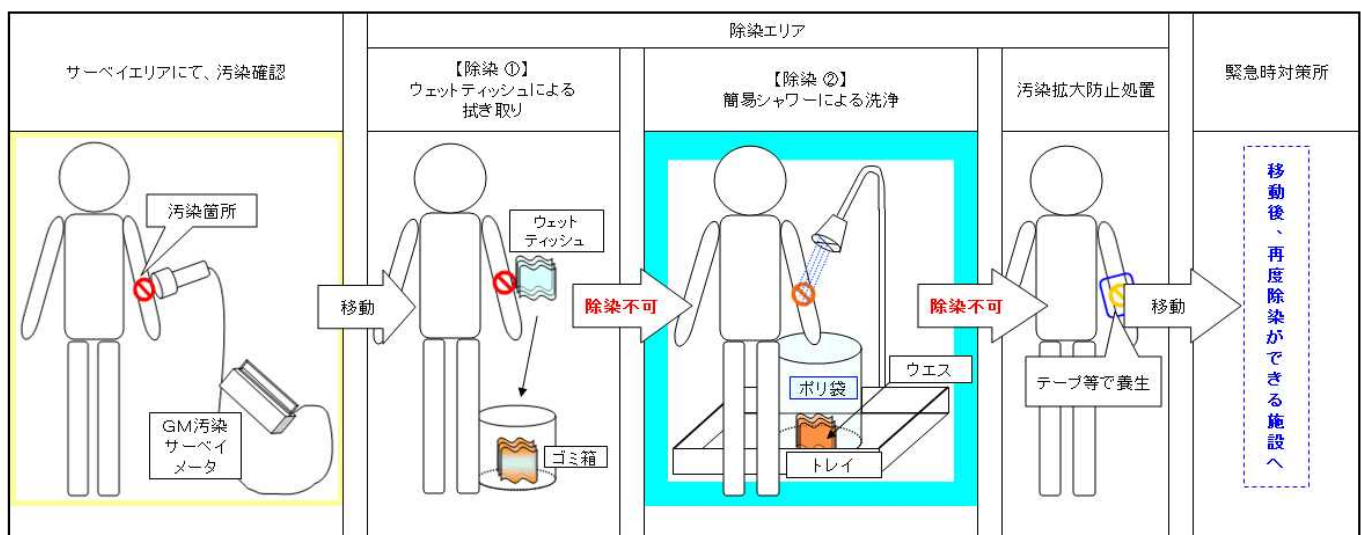
保安班員は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。

f. 要員に汚染が確認された場合の対応

サーベイエリア内で要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については、ウェットティッシュでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染できない場合も想定し、汚染箇所への水洗によって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は、第 6 図のとおり必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。



第 6 図 除染及び汚染水処理イメージ図

g. 廃棄物管理

緊急時対策所外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから、適宜チェンジングエリア外に持ち出しチェンジングエリア内の線量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

h. チェンジングエリアの維持管理

保安班員は、チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量率及び空気中放射性物質濃度を定期的（1回/日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

プルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には、表面汚染密度、線量率及び空気中放射性物質濃度の測定を実施し、必要に応じチェンジングエリアの除染を実施する。なお、測定及び除染を行った要員は、脱衣エリアにて脱衣を行う。

ただし、5号炉原子炉建屋北東側アクセスルートのチェンジングエリアの北西側通路で測定及び除染を行った要員が、北東側の脱衣エリアまで移動できない場合は、北西側通路近傍に汚染拡大防止のための簡易的なエリアを区画し、脱衣を行う。

6. チェンジングエリアに係る補足事項


a. 可搬型空気浄化装置

チェンジングエリアには、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を設置する。可搬型空気浄化装置は、最も汚染が拡大するおそれのある脱衣エリアの空気を吸い込み浄化するように配置し、脱衣エリアを換気することで、緊急時対策所外で活動した要員の脱衣による汚染拡大を防止する。

緊急時対策所内への汚染持込防止を目的とした可搬型空気浄化装置で換気ができていることの確認は、チェンジングエリアのエアータント生地がしぼむ状態になっているかどうかを目視する等により確認する。可搬型空気浄化装置は、脱衣エリアを換気できる風量とし、仕様等を第7図に示す。

なお、緊急時対策所はプルーム通過時には、原則出入りしない運用とすることから、チェンジングエリアについてもプルーム通過時は、原則利用しないこととする。したがって、チェンジングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもプルーム通過時には運用しないことから、可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし、可搬型空気浄化装置は長期的に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることも想定し、本体（フィルタ含む）の予備を1台設ける。なお、交換したフィルタ等は、線源とにならないようチェンジングエリアから遠ざけて保管する。

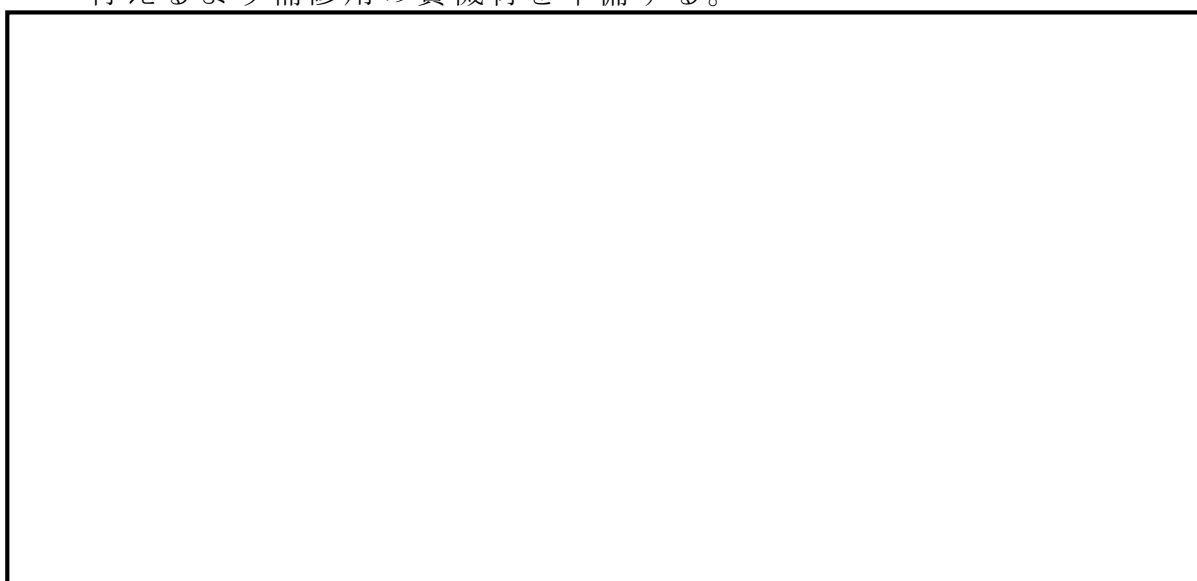
	<p>○外形寸法： 縦 380 × 横 350 × 高 1100mm</p> <p>○風量： 9m³/min (540m³/h)</p> <p>○重量： 約 45kg</p> <p>○フィルタ： 微粒子フィルタ よう素フィルタ</p>
	<p>微粒子フィルタ</p> <p>微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり、微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に、微粒子が捕集される。</p> <p>よう素フィルタ</p> <p>よう素フィルタのろ材は、活性炭素繊維であり、よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に、よう素が活性炭素繊維を通ることにより吸着・除去される。</p>

第 7 図 可搬型空気浄化装置の仕様等

b. チェンジングエリアの設営状況

チェンジングエリアは、靴脱ぎ場及び脱衣エリアの空間をエアーテントにより区画する。エアーテントの外観は第 8 図のとおりであり、高圧ポンベにより約 3 分間送風することで、展張することが可能である。なお、展張は手動及びブロワによる送風も可能な設計とする。

チェンジングエリア内面は、必要に応じて汚染の除去の容易さの観点から養生シートを貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮している。また、エアーテントに損傷が生じた際は、速やかに補修が行えるよう補修用の資機材を準備する。



第 8 図 エアーテントの外観

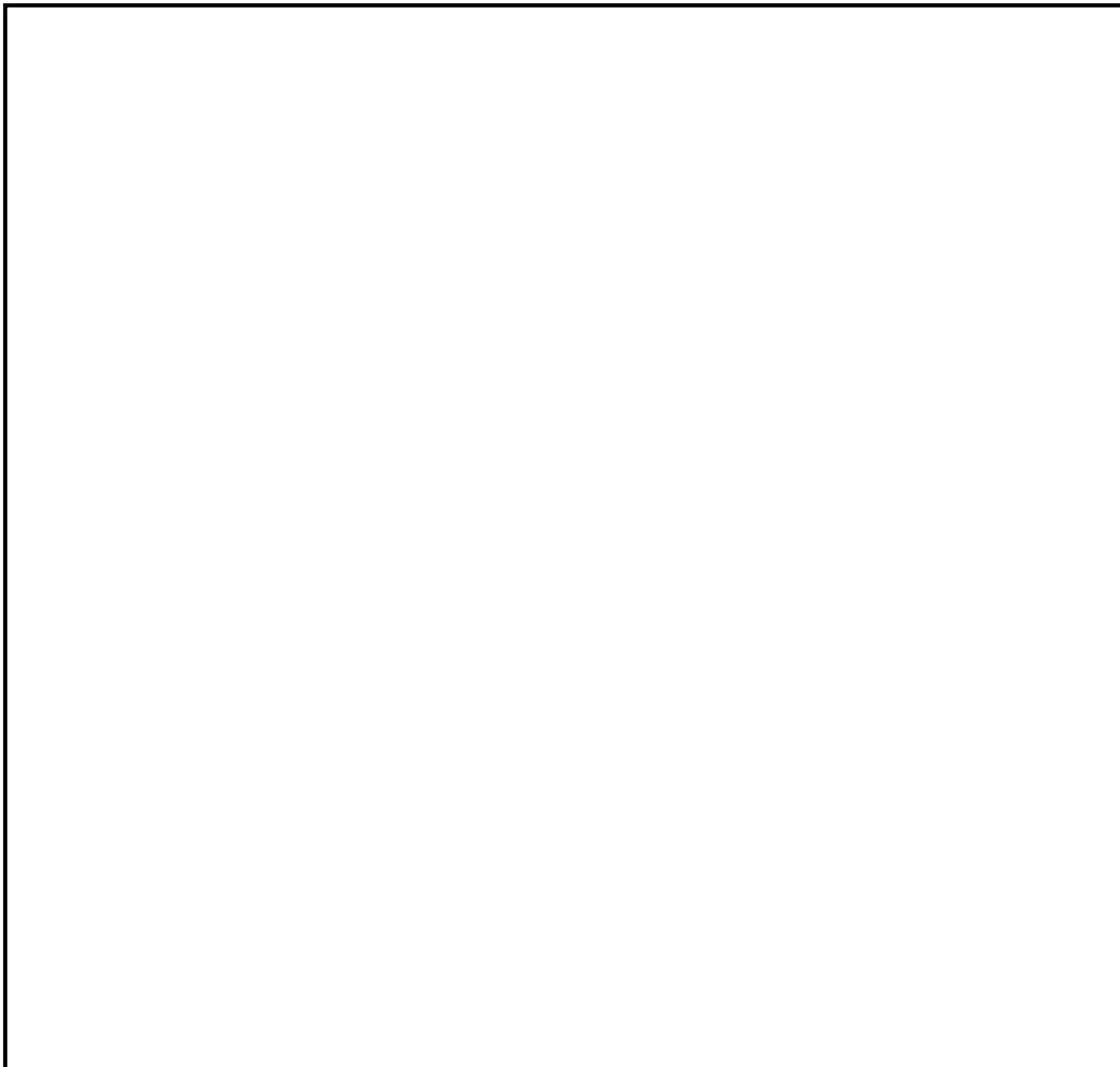
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

c. チェンジングエリアへの空気の流れ

(a) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリア

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリアは、一定の気密性が確保された5号炉原子炉建屋内に設置し、5号炉原子炉建屋南側アクセスルートを使用する場合は第9図、5号炉原子炉建屋北東側アクセスルートを使用する場合は第10図のように、汚染の区分ごとにエリアを区画し、汚染を管理する。

また、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を2台設置する。1台はチェンジングエリア付近を循環運転することによりチェンジングエリア付近全体の放射性物質を低減し、もう1台は、脱衣を行うホットエリアの空気を吸い込み浄化し、チェンジングエリア内に第9図、第10図のように空気の流れをつくることで脱衣による汚染拡大を防止する。



第9図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリアの空気の流れ
(5号炉原子炉建屋南側アクセスルート)



第 10 図 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリアの空気の流れ
(5 号炉原子炉建屋北東側アクセスルート)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

d. チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

緊急時対策所に入室しようとする要員に付着した汚染が、他の要員に伝播することがないようにサーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は、汚染箇所を養生するとともに、サーベイエリア内に汚染が移行していないことを確認する。

サーベイエリア内に汚染が確認された場合は、一時的にチェンジングエリアを閉鎖するが、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに大きな影響は与えないようにする。ただし、緊急時対策所から緊急に現場に行く必要がある場合は、張り替え途中であっても、退室する要員は防護具を着用していることから、退室することは可能である。

また、緊急時対策所への入室の動線と退室の動線を分離することで、脱衣時の接触を防止する。なお、緊急時対策所から退室する要員は、防護具を着用しているため、緊急時対策所に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。

7. 汚染の管理基準

第3表のとおり、状況に応じた汚染の管理基準により運用する。

ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、第3表の管理基準での運用が困難となった場合は、バックグラウンドと識別できる値を設定する。


第3表 汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準	根拠等
状況①	屋外（発電所構内全般）へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1,300cpm (4Bq/cm ²)	法令に定める表面汚染密度限度（アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度）： 40Bq/cm ² の1/10
状況②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40,000cpm (120Bq/cm ²)	原子力災害対策指針における OIL4 に準拠
		13,000cpm (40Bq/cm ²)	原子力災害対策指針における OIL4 【1ヶ月後の値】に準拠

8. 乾電池内蔵型照明

チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に乾電池内蔵型照明を使用する。乾電池内蔵型照明は、脱衣、汚染検査、除染時に必要な照度を確保するために第4表に示す数量及び仕様とする。

第4表 チェンジングエリアの乾電池内蔵型照明

	保管場所	数量	仕様
乾電池内蔵型照明 	5号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	7台（予備1台）	電源：乾電池（単一×3） 点灯可能時間：約72時間 （消灯した場合、予備を点灯させ、乾電池交換を実施する。）

9. チェンジングエリアのスペースについて

緊急時対策所における現場作業を行う要員は、ブルーム通過直後に作業を行うことを想定している要員数 14 名を考慮し、同時に 14 名の要員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に 14 名の要員が来た場合、全ての要員が緊急時対策所に入りきるまで約 30 分であり、全ての要員が汚染している場合でも約 56 分であることを確認している。

また、仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でもチェンジングエリアは建屋内に設置しており、屋外での待機はなく不要な被ばくを防止することができる。

10. 保安班の緊急時対応のケーススタディー

保安班は、チェンジングエリアの設営以外に、緊急時対策所の可搬型陽圧化空調機運転(約 60 分)、可搬型エリアモニタの設置(20 分)、可搬型モニタリングポストの設置(最大 435 分)、可搬型気象観測装置の設置(90 分)を行うことを想定している。これら対応項目の優先順位については、保安班長が状況に応じ判断する。以下にタイムチャートの例を示す。なお、緊急時対策所のチェンジングエリアは、北東側ルートを設営した場合(90 分)を想定する。

例えば、平日の勤務時間帯に事故が発生した場合(ケース①)には、全ての対応を並行して実施することになる。また、夜間・休日(平日の勤務時間帯以外)に事故が発生した場合で、原子力災害対策特別措置法第 10 条発生直後から周辺環境が汚染してしまうような事象が発生した場合(ケース②)は、原子力防災組織の緊急時対策要員の保安班 2 名で、チェンジングエリアの設営を優先し、次に可搬型モニタリングポスト等の設置を行うことになる。

添付 4-6 飲食料とその他の資機材

1. 飲食料

緊急時対策要員が、少なくとも外部からの支援なしに7日間の活動を可能とするために、緊急時対策所に必要な資機材等を配備することとしている。

また、プルーム通過中に緊急時対策所待避室から退出する必要がないように、余裕数を見込んでとどまる要員の1日以上の食料及び飲料水を待避室内に保管する。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に以下の数量を保管する。

	保管数	考え方
食料	3,780食	180名(1～7号炉対応の緊急時対策要員164名+自衛消防隊10名+余裕)×7日×3食
水	2,520本	180名(1～7号炉対応の緊急時対策要員164名+自衛消防隊10名+余裕)×7日×2本(1.5リットル/本)

2. その他資機材

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に以下の数量を保管する。

品名	保管数	考え方
酸素濃度計	3台	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部,待機場所)に設置(予備含む)
二酸化炭素濃度計	3台	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部,待機場所)に設置(予備含む)
一般テレビ(回線,機器)	1式	報道や気象情報等を入手するため
社内パソコン(回線,機器)	1式	社内情報共有に必要な資料・書類等を作成するため
簡易トイレ	1式	プルーム通過中に緊急時対策所から退出する必要がないようにするため
ヨウ素剤	1,440錠	180名(1～7号炉対応の緊急時対策要員164名+自衛消防隊10名+余裕)×(初日2錠+2日目以降1錠/日×6日)

代替電源設備からの給電を確保するための手順等の説明について

添付 5-1 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の起動及び受電操作について

1. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の起動及び受電操作概要

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を起動したのち、負荷変圧器の遮断機操作により、通常時に使用する所内電源設備から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの受電に切り替える。

2. 必要要員数・実施可能時間

- (1) 必要要員数：復旧班 2名（現場要員ではなく、本部要員から選任）
- (2) 実施可能時間：約 25分

3. 系統構成

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の電源構成は第1図のとおり。

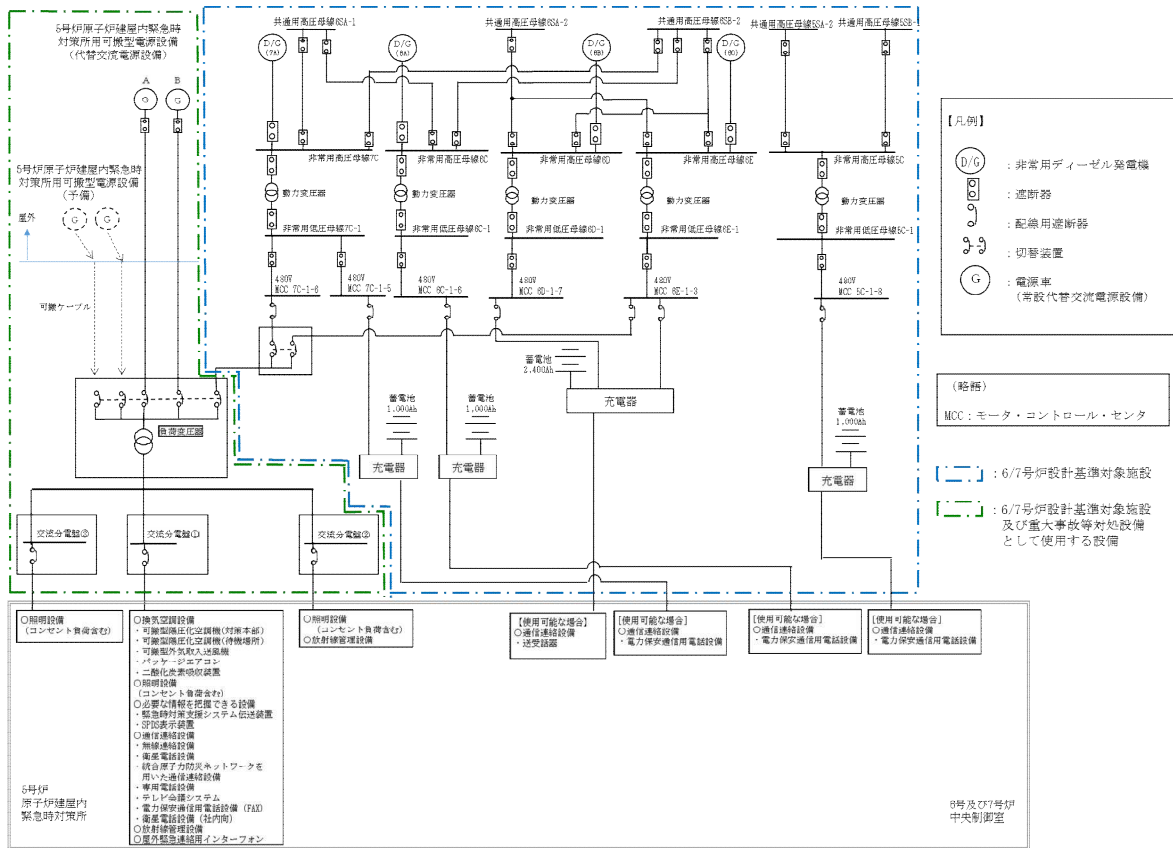
4. 手順

① ケーブルを接続の上、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を起動する。

② 電源設備の出力遮断器を「入」とする。

③ 負荷変圧器配置場所に移動し、受電遮断器を切り替えて給電を開始する。

有効性評価タイムチャート上の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の起動操作のタイミングについて、雰囲気圧力・温度静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の代替循環冷却を使用する場合を代表例として記載したものを第2図に示す。



第1図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 電源構成

5. 連続運転時間および要求される負荷

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の仕様は、第1表のとおり。また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の必要な負荷は第2表のとおり。

第1表 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の仕様

	5号炉原子炉建屋内 緊急時対策所用可搬型電 源設備	(参考) 6号及び7号炉の非常用 ディーゼル発電機
容量	約200kVA	約6,250kVA
電圧	440V	6.9kV
力率	0.8	0.8

第2表 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 必要な負荷

負荷名称	負荷容量(kVA)
換気空調設備	約21kVA
照明設備(コンセント負荷含む)	約12kVA
安全パラメータ表示システム(SPDS)、通信連絡設備*	約13kVA
放射線管理設備	約14kVA
合計	約60kVA

* 電力保安通信用電話設備及び送受話器は除く

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の運用に必要な負荷容量は、最大約60kVAであり、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備(定格200kVA, 1台)により給電可能な設計としている。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源装置はの燃費タンク(990L)を内蔵しており、第2表に示す負荷に対して66時間以上連続給電が可能である。

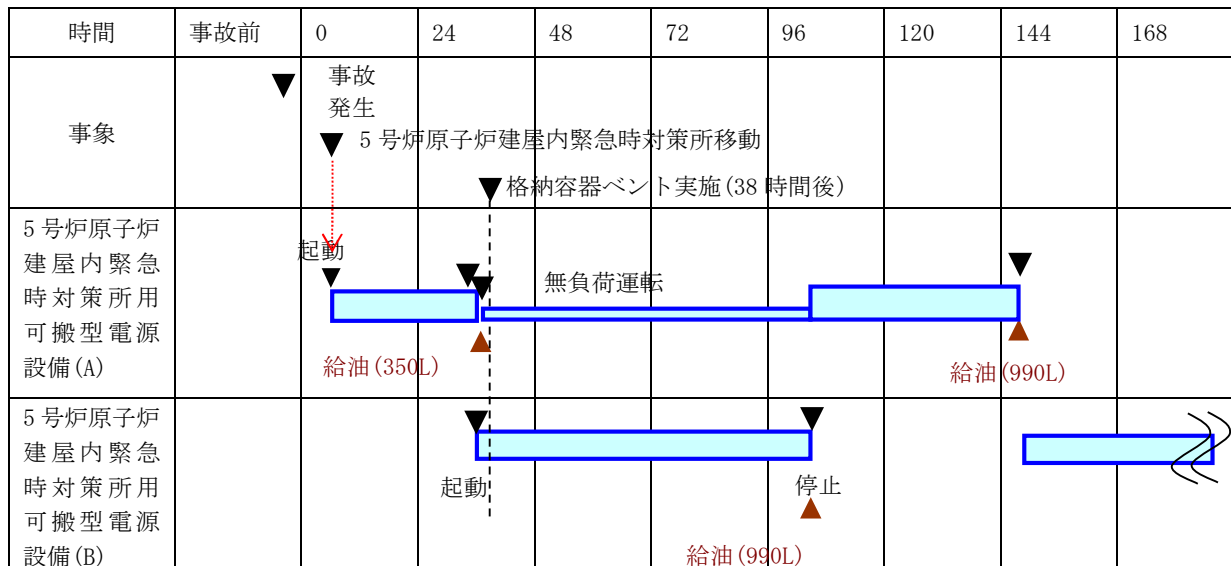
6. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の給油タイミング(格納容器ベント成功の場合)

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は燃料タンク(990L)を内蔵しており、第1表に示す負荷に対して66時間以上連続給電が可能であり、格納容器ベント実施前にあらかじめ給油を行うことにより、格納容器ベント実施後早期に給油が必要となることはない設計とする。

なお、給油については、可搬型モニタリング設備及び格納容器の圧力等を監視し、適切なタイミングで行うこととする。給油作業にかかる被ばく線量は第3表のとおり。

万が一、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備が停止した場合、無負荷運転中の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備へ切り替えることにより10時間以上給電可能な設計とする。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の給油タイミングを第3図に示す。



第3図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の給油時間

<被ばく線量の評価条件>

- ・ 発災プラント：6号及び7号炉
- ・ ソースターム：大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシーケンス
6号炉格納容器ベント実施，7号炉代替循環冷却成功
- ・ 評価点：6号炉可搬型代替注水ポンプ(防火水槽取水)の設置箇所
(給油のために5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備設置場所よりも発災プラントに近い6号及び7号炉軽油タンクエリアに移動することから，保守的に選定。配置見直し等により，今後見直し可能性がある。)
- ・ 大気拡散条件：発災プラント周辺現場作業エリアのうち厳しい評価結果を与える作業場所の相対濃度及び相対線量を参照
- ・ 評価時間：合計29分(作業場所への移動：5分，作業：19分，作業場所からの移動：5分)
(現場作業時間19分(訓練実績，ポンプ性能を用いた机上検討等から算定)に，保守的に移動時間中も同じ線量率で被ばくするものとして往復10分(発電所内移動時間の実績から算定)を加えたもの)

- ・遮蔽：考慮しない
- ・マスクによる防護係数：1000
- ・被ばく経路：以下を考慮

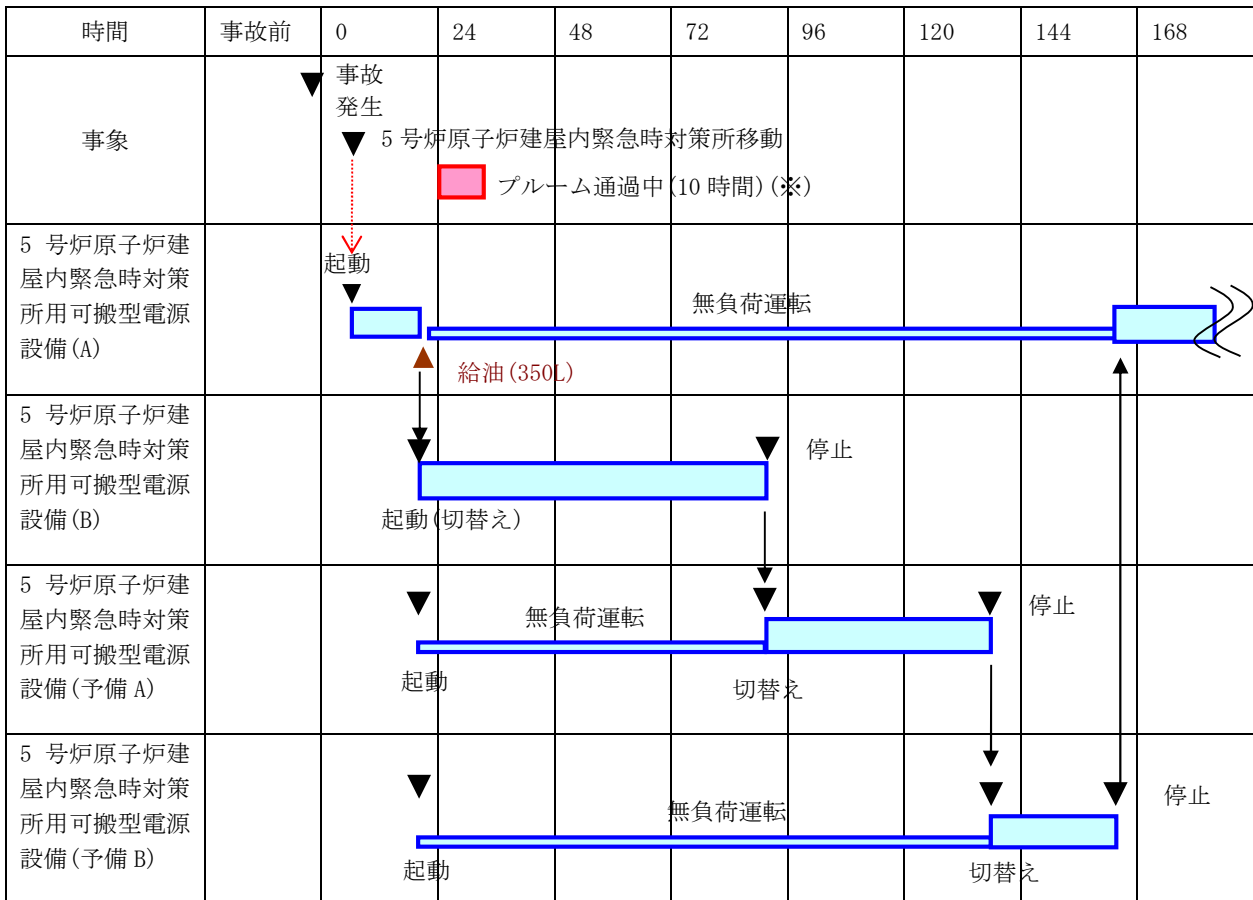
原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく，放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく，放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく，地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく，格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びに素フィルタ内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

第3表 6号炉放出時における燃料給油に伴う被ばく量
(6号炉と7号炉からの寄与の和) (mSv)

作業開始時間 (事故発生後の経過時間) (h)	102	147
作業に係る被ばく線量	約 28	約 23

【補足】格納容器が破損した場合の給電方法について

緊急時対策所の居住性評価で想定する格納容器が破損した場合，給油が不要となるように，大湊側高台保管場所に設置する5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備(予備)を5号炉原子炉建屋南側に移動させ，順次切替え操作を行うこととする。切替えのタイミングについて第4図に示す。



※：「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」に基づく事象進展時間

第4図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の切替え手順
(原子炉格納容器が破損した場合)

プルーム放出前にあらかじめ5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備への給油を行い、また、大湊側高台保管場所に設置する5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備(予備)を2台5号炉原子炉建屋南側に配備し、速やかに切替え操作ができるよう負荷変圧器に接続する設計とする。

原子炉格納容器が破損した場合、事故発生から23時間後、88時間後、133時間後、165時間後に5号炉原子炉建屋地上3階に設置する負荷変圧器の遮断器の切替え操作を行うことにより、プルーム放出後の給油を行うことなく7日間連続して負荷へ給電可能な設計とする。

以上

手順のリンク先について

緊急時対策所の居住性等に関する手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.18.1(2) b. 手順等

- ・ 給電が必要になる設備

<リンク先> 1.19.1(2) c. 手順等 (第1.19.3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備)

2. 1.18.2.1(2)b. その他の手順項目にて考慮する手順

<リンク先> 1.17.2.1(1) モニタリング・ポストによる放射線量の測定
1.17.2.1(2) 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定

3. 1.18.2.2(3) 通信連絡に関する手順等

<リンク先> 1.19.2.1(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等
1.19.2.2(1) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等
1.19.2.3 代替電源設備から給電する手順等

以 上

1.19 通信連絡に関する手順等

< 目 次 >

1.19.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果

1.19.2 重大事故等時の手順等

1.19.2.1 発電所内の通信連絡

- (1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等
- (2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等

1.19.2.2 発電所外（社内外）との通信連絡

- (1) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等
- (2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等

1.19.2.3 代替電源設備から給電する手順等

- 添付資料 1.19.1 重大事故等時に使用する通信連絡設備の対処手段・設備
- 添付資料 1.19.2 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.19.3 重大事故等対処設備における点検頻度
- 添付資料 1.19.4 通信連絡設備の一覧
- 添付資料 1.19.5 通信連絡設備の概要
- 添付資料 1.19.6 多様性を確保した通信回線
- 添付資料 1.19.7 通信連絡設備の電源設備
- 添付資料 1.19.8 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡設備に係る耐震措置について
- 添付資料 1.19.9 機能ごとに必要な通信連絡設備
- 添付資料 1.19.10 携帯型音声呼出電話設備等の使用方法及び使用場所
- 添付資料 1.19.11 各重大事故シーケンスで使用する通信連絡設備の台数
- 添付資料 1.19.12 機能ごとに必要な通信連絡設備の優先順位及び設備種別
- 添付資料 1.19.13 手順のリンク先について

1.19 通信連絡に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。
 - b) 計測等行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、必要な対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.19.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第六十二条及び技術基準規則第七十七条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

（添付資料 1.19.1～1.19.13）

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査基準及び基準規則の要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備、自主対策設備及び整備する手順についての関係を第

1.19.1 表，第 1.19.2 表に示す。

a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

発電所内で，重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し，パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手段がある。

発電所内の通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

- ・ 衛星電話設備（常設）
- ・ 衛星電話設備（可搬型）
- ・ 無線連絡設備（常設）
- ・ 無線連絡設備（可搬型）
- ・ 携帯型音声呼出電話設備
- ・ 安全パラメータ表示システム（SPDS）※²
- ・ 無線連絡設備（屋外アンテナ）
- ・ 衛星電話設備（屋外アンテナ）
- ・ 無線通信装置
- ・ 有線（建屋内）
- ・ 送受話器（警報装置を含む。）
- ・ 電力保安通信用電話設備

※²：安全パラメータ表示システム（SPDS）は，データ伝送装置，

緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置により構成される。

発電所内の通信連絡を行うために必要な設備は、代替電源設備からの給電を可能とする手段がある。

代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 燃料補給設備
- ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備
- ・ 交流分電盤
- ・ 負荷変圧器
- ・ 可搬ケーブル

また、重大事故等時に使用する重大事故等対処設備（設計基準拡張）としては、非常用交流電源設備がある。

(b) 重大事故等対処設備及び自主対策設備

審査基準及び基準規則に要求される発電所内の通信連絡を行うための設備のうち衛星電話設備（常設）、衛星電話設備（可搬型）、無線連絡設備（常設）、無線連絡設備（可搬型）、携帯型音声呼出電話設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）、無線連絡設備（屋外アンテナ）、衛星電話設備（屋外アンテナ）、無線通信装置、有線（建屋内）、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、燃料補給設備、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備、交流分電盤、負荷変圧器

及び可搬ケーブルは、重大事故等対処設備として位置付ける（第 1.19.1 図）。

設計基準事故対処設備である、非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

以上の重大事故等対処設備において、発電所内の通信連絡を行うことが可能であることから、以下の設備は自主対策設備として位置付ける。あわせてその理由を示す。

- ・ 送受話器（警報装置を含む。）
- ・ 電力保安通信用電話設備

上記の設備は、設計基準対象施設であり基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、発電所内の通信連絡を行うための手段として有効である。

b. 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

国の緊急時対策支援システム (ERSS) 等へ必要なデータを伝送し、パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手段がある。

発電所外（社内外）との通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

- ・ 衛星電話設備（常設）
- ・ 衛星電話設備（可搬型）

- ・ 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備
- ・ データ伝送設備^{※3}
- ・ 衛星電話設備（屋外アンテナ）
- ・ 衛星無線通信装置
- ・ 有線（建屋内）
- ・ テレビ会議システム
- ・ 専用電話設備
- ・ 衛星電話設備（社内向）

※3：データ伝送設備は、緊急時対策支援システム伝送装置により構成される。

発電所外（社内外）との通信連絡を行うために必要な設備は、代替電源設備からの給電を可能とする手段がある。

代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 燃料補給設備
- ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備
- ・ 交流分電盤
- ・ 負荷変圧器
- ・ 可搬ケーブル

また、重大事故等時に使用する重大事故等対処設備（設計基準拡張）としては、非常用交流電源設備がある。

(b) 重大事故等対処設備及び自主対策設備

審査基準及び基準規則に要求される発電所外（社内外）との通信連絡を行うための設備のうち衛星電話設備（常設）、衛星電話設備（可搬型）、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、データ伝送設備、衛星電話設備（屋外アンテナ）、衛星無線通信装置、有線（建屋内）、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、燃料補給設備、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備、交流分電盤、負荷変圧器及び可搬ケーブルは、重大事故等対処設備として位置付ける（第1.19.1図）。

設計基準事故対処設備である、非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

以上の重大事故等対処設備において、発電所外（社内外）との通信連絡を行うことが可能であることから、以下の設備は自主対策設備として位置付ける。あわせてその理由を示す。

- ・ テレビ会議システム
- ・ 専用電話設備
- ・ 衛星電話設備（社内向）

上記の設備は、設計基準対象施設であり基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、発電所外の通信連絡を行うための手段として有効である。

c. 手順等

上記 a. 及び b. により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員^{*4}の対応として緊急時対策本部運営要領等に定める（第1.19.1表、第1.19.2表）。

また、給電が必要となる設備についても整備する（第 1.19.3 表）。

※4 緊急時対策要員：重大事故等時において発電所にて原子力災害対策活動を行う要員。

1.19.2 重大事故等時の手順等

1.19.2.1 発電所内の通信連絡

(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所内）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

また、安全パラメータ表示システム（SPDS）により、発電所内の必要な場所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有する。

重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所内）により、運転員及び緊急時対策要員が、中央制御室、中央制御室待避室、屋内外の現場、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）との間で相互に通信連絡を行うために、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備、送受話器（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備を使用する手順を整備する。

また、安全パラメータ表示システム（SPDS）により、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、安全パラメータ表示システム（SPDS）を使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所内）及び安全パラメータ表示システム（SPDS）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合。

b. 操作手順

(a) 衛星電話設備

中央制御室又は中央制御室待避室の運転員及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の緊急時対策要員は、衛星電話設備（常設）を使用する。現場（屋外）の運転員及び緊急時対策要員並びに放射能観測車でモニタリングを行う緊急時対策要員は、衛星電話設備（可搬型）を使用する。これらの衛星電話設備を用いて相互に通信連絡を行うための対応として、以下の手順がある。

i. 衛星電話設備（常設）

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

ii. 衛星電話設備（可搬型）

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、屋外で電源を「入」操作し、電波の受信状態を確認する。

②充電式電池の残量が少ない場合は、ほかの端末と交換する。

③一般の携帯型電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

④使用中に充電式電池の残量が少なくなった場合は、充電を行うとと

もに、ほかの端末を使用する。

⑤使用後は、屋外で電源を「切」操作する。

(b) 無線連絡設備

中央制御室又は中央制御室待避室の運転員及び 5 号炉原子炉建屋内
緊急時対策所の緊急時対策要員は、無線連絡設備（常設）を使用する。
現場（屋外）の運転員及び緊急時対策要員は、無線連絡設備（可搬型）
を使用する。これらの無線連絡設備を用いて相互に通信連絡を行うた
めの対応として、以下の手順がある。

i. 無線連絡設備（常設）

- ①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、電源を「入」
操作し、使用前に取り決めた通話チャンネルに設定した上で通話ボ
タンを押し、連絡する。
- ②中央制御室待避室で使用する場合は、運転員は、切替スイッチによ
り中央制御室待避室側へ切替えを行う。

ii. 無線連絡設備（可搬型）

- ①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、屋外で電源
を「入」操作し、電波の受信状態を確認する。
- ②充電式電池の残量が少ない場合は、ほかの端末と交換する。
- ③使用前に取り決めた通話チャンネルに設定した上で、通話ボタンを
押し、連絡する。
- ④使用中に充電式電池の残量が少なくなった場合は、充電を行うとと
もに、ほかの端末を使用する。

⑤使用後は、屋外で電源を「切」操作する。

(c) 携帯型音声呼出電話設備

中央制御室の運転員，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の緊急時対策要員，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）の運転員及び緊急時対策要員並びに現場（屋内）の運転員及び緊急時対策要員は，携帯型音声呼出電話機を使用する。これらの携帯型音声呼出電話機を用いて相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

i. 携帯型音声呼出電話機

- ①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，使用する携帯型音声呼出電話機とともに予備の乾電池を携行する。
- ②使用場所にて，最寄りの壁面に設置されている専用接続箱より接続ケーブルを引き出し，携帯型音声呼出電話機へ接続する。通信連絡を必要とする場所が専用接続箱と遠い場合は，必要に応じて中継用ケーブルドラムを使用する。
- ③携帯型音声呼出電話機の受話器を持ち上げ，本体又は受話器の呼出ボタンを押しながら音声にて相手先を呼び出し，連絡する。
- ④使用中に乾電池の残量が少なくなった場合は，予備の乾電池と交換する。

(d) 安全パラメータ表示システム（SPDS）

データ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置により，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所のSPDS表示装置へ，必要なデータの伝送を行うための対応として，以下の手順がある。

i. データ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置

常時伝送を行うため、通常操作は必要ない。なお、中央制御室等で警報を常時監視する。

ii. SPDS 表示装置

操作手順は、「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

(e) 送受話器（警報装置を含む。）

中央制御室の運転員，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の緊急時対策要員，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）の運転員及び緊急時対策要員並びに現場（屋内外）の運転員及び緊急時対策要員は，ハンドセットを使用する。これらのハンドセットを用いて，相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

i. ハンドセット

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，受話器を持ち上げ，使用チャンネルを選択し，連絡する。

(f) 電力保安通信用電話設備

中央制御室の運転員，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の緊急時対策要員，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）の運転員及び緊急時対策要員並びに現場（屋内外）の運転員及び緊急時対策要員は，電力保安通信用電話設備である固定電話機，PHS 端末及びFAXを使用する。

これらの固定電話機，PHS 端末及び FAX を用いて相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

i. 固定電話機，PHS 端末及び FAX

- ①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般の電話機，携帯型電話機又は FAX と同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し，連絡する。
- ②PHS 端末の充電式電池の残量がなくなった場合は，充電を行うとともに，ほかの端末を使用する。

c. 操作の成立性

衛星電話設備，無線連絡設備，送受話器（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備は，特別な技量を要することなく，容易に操作が可能であるとともに，必要な個数を設置又は保管することにより，使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

無線連絡設備を中央制御室待避室で使用する場合は，切替スイッチにより容易に切り替えることが可能であり，使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。切替え操作は，1 分程度の切替スイッチ操作のみであり，中央制御室待避室で使用する場合は運転員 1 名での対応が可能である。

携帯型音声呼出電話設備は，使用場所において携帯型音声呼出電話機と中継用ケーブルドラム及び専用接続箱内の端子を容易かつ確実に接続可能とするとともに，必要な個数を設置又は保管することにより，通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能

とする。

d. 重大事故等時の対応手段の選択

運転員及び緊急時対策要員が、中央制御室、中央制御室待避室、屋内外の現場、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）との間で操作・作業等の通信連絡を行う場合は、屋内外で使用が可能であり、通常時から使用する自主対策設備の送受話器（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備、無線連絡設備及び携帯型音声呼出電話設備を使用する。

また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の緊急時対策要員は、重大事故等に対処するために必要なパラメータを共有する場合は、安全パラメータ表示システム（SPDS）を使用する。

なお、優先順位については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等

特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所内の必要な場所で共有するため、通信連絡設備（発電所内）を使用する。

直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ、使用済燃料プール水位、使用済燃料プール周辺線量率、発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信連絡設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合は、現場（屋内）と中央制御室との連絡には送受話器（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備及び携帯型音声呼出電話設備

を使用する。現場（屋外）と 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡には送受話器（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備及び無線連絡設備を使用する。中央制御室と 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡には送受話器（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備及び無線連絡設備を使用する。中央制御室待避室と 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡には衛星電話設備及び無線連絡設備を使用する。5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所と 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）との連絡には送受話器（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備及び携帯型音声呼出電話設備を使用する。また、放射能観測車と 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡には衛星電話設備を使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信連絡設備（発電所内）により、発電所内の必要な場所で共有する場合。

b. 操作手順

操作手順については、「1.19.2.1(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

特に重要なパラメータを計測する手順等は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

c. 操作の成立性

通信連絡設備（発電所内）により、特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有することを可能とする。

d. 重大事故等時の対応手段の選択

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信連絡設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合は、屋内外で使用が可能であり、通常時から使用する自主対策設備の送受信器（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備、無線連絡設備及び携帯型音声呼出電話設備を使用する。

なお、優先順位については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

1.19.2.2 発電所外（社内外）との通信連絡

(1) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所外）により、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

また、データ伝送設備により、国の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有する。

重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所外）により、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の緊急時対策要員が、本社、国、自治体、その他関係機関等及び所外関係箇所（社内向）との間で通信連絡を行うために、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、テレビ会議システム、専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）を使用する手順を整備する。

また、データ伝送設備により、国の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、データ伝送設備を

使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備により、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合。

b. 操作手順

(a) 衛星電話設備

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の緊急時対策要員は、衛星電話設備（常設）を使用し、本社、国、自治体、その他関係機関等及び所外関係箇所（社内向）へ通信連絡を行う。また、所外関係箇所（社内向）の緊急時対策要員は、衛星電話設備（可搬型）を使用し5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ通信連絡を行う。これらの衛星電話設備を用いて相互に通信連絡を行うための対応として、以下の手順がある。

i. 衛星電話設備（常設）

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

ii. 衛星電話設備（可搬型）

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、屋外で電源を「入」操作し、電波の受信状態を確認する。

②充電式電池の残量が少ない場合は、ほかの端末と交換する。

③一般の携帯型電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイ

ヤルし、連絡する。

④使用中に充電式電池の残量が少なくなった場合は、充電を行うとともに、ほかの端末を使用する。

⑤使用後は、屋外で電源を「切」操作する。

(b) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の緊急時対策要員は、統合原子力防災ネットワークを用いたテレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAXを使用し、本社、国及び自治体へ通信連絡を行う。これらの統合原子力防災ネットワークを用いたテレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAXを用いて相互に通信連絡を行うための対応として、以下の手順がある。

i. テレビ会議システム

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、テレビ会議システムとモニタの電源を「入」操作後、テレビ会議システムの待受け画面を確認し、通信が可能な状態とする。

②リモコン操作により、通信先と接続する。

③使用後は、テレビ会議システムとモニタの電源を「切」操作する。

ii. IP-電話機

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

iii. IP-FAX

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般のFAXと同様の操作により、通信先の電話番号等をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。

(c) データ伝送設備

緊急時対策支援システム伝送装置により、国の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ、必要なデータの伝送を行うための対応として、以下の手順がある。

i. 緊急時対策支援システム伝送装置

常時伝送を行うため、通常操作は必要ない。なお、中央制御室等で警報を常時監視する。

(d) テレビ会議システム

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の緊急時対策要員は、テレビ会議システム（社内向）を使用し、本社へ通信連絡を行う。テレビ会議システム（社内向）を用いて、相互に通信連絡を行うための対応として、以下の手順がある。

i. テレビ会議システム（社内向）

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、テレビ会議システムとモニタの電源を「入」操作後、テレビ会議システムの待ち受け画面を確認し、通信が可能な状態とする。

②リモコン操作又は端末操作により、通信先と接続する。

③使用後は、テレビ会議システムとモニタの電源を「切」操作する。

(e) 専用電話設備

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の緊急時対策要員は、専用電話設備（ホットライン）を使用し、自治体、その他関係機関等へ通信連絡を行う。専用電話設備（ホットライン）を用いて、相互に通信連絡を行うための対応として、以下の手順がある。

i. 専用電話設備（ホットライン）

- ①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、電話機横のハンドルを回すことにより通話先電話機のベルを鳴らし、連絡する。

(f) 衛星電話設備（社内向）

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の緊急時対策要員は、衛星電話設備（社内向）を使用し、本社へ通信連絡を行う。衛星電話設備（社内向）を用いて、相互に通信連絡を行うための対応として、以下の手順がある。

i. 衛星社内電話機

- ①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

ii. テレビ会議システム（社内向）

- ①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、テレビ会議システムとモニタの電源を「入」操作後、テレビ会議システムの待ち受け画面を確認し、通信が可能な状態とする。

②リモコン操作又は端末操作により、通信先と接続する。

③使用後は、テレビ会議システムとモニタの電源を「切」操作する。

c. 操作の成立性

衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、テレビ会議システム、専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）は、特別な技量を要することなく、容易に操作が可能であるとともに、必要な個数を設置又は保管することにより、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

d. 重大事故等時の対応手段の選択

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の緊急時対策要員が本社との間で通信連絡を行う場合は、自主対策設備のテレビ会議システム又は衛星電話設備（社内向）を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を使用する。国との間で通信連絡を行う場合は、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備又は衛星電話設備を使用する。自治体、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は、自主対策設備の専用電話設備を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備又は衛星電話設備を使用する。所外関係箇所（社内向）との間で通信連絡を行う場合は、衛星電話設備を使用する。

また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の緊急時対策要員は、国の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送し、パラメータを共有する場合は、データ伝送設備を使用する。

なお、優先順位については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等

特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所外（社内外）の必要な場所で共有するため、通信連絡設備（発電所外）を使用する。

直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ、使用済燃料プール水位、使用済燃料プール周辺線量率、発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信連絡設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と本社との連絡にはテレビ会議システム、衛星電話設備（社内向）、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を使用する。国との連絡には衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を使用する。自治体、その他関係機関等との連絡には専用電話設備、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を使用する。所外関係箇所（社内向）との連絡には衛星電話設備を使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信連絡設備（発電所外）により、発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合。

b. 操作手順

操作手順については、「1.19.2.2(1)発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

特に重要なパラメータを計測する手順等は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

c. 操作の成立性

通信連絡設備（発電所外）により、特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所での共有を可能とする。

d. 重大事故等時の対応手段の選択

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信連絡設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合、本社との間で通信連絡を行う場合は、自主対策設備のテレビ会議システム又は衛星電話設備（社内向）を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を使用する。国との間で通信連絡を行う場合は、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備又は衛星電話設備を使用する。自治体、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は、自主対策設備の専用電話設備を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備又は衛星電話設備を使用する。所外関係箇所（社内向）との間で通信連絡を行う場合は、衛星電話設備を使用する。

なお、優先順位については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

1.19.2.3 代替電源設備から給電する手順等

全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により、衛星電話設備（常設）、無線連絡設備（常設）、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備へ給電する。

給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

衛星電話設備（可搬型）、無線連絡設備（可搬型）及び携帯型音声呼出電話設備は、充電式電池又は乾電池を使用する。

充電式電池を用いるものについては、ほかの端末若しくは予備の充電式電池と交換することにより継続して通話を可能とし、使用後の充電式電池は、中央制御室又は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の電源から充電する。乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより7日間以上継続して通話を可能とする。

第 1.19.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書			
—	—	発電所内の通信連絡	衛星電話設備（常設）※1	重大事故等対処設備	緊急時対策本部運営要領 AM 設備別操作手順書 中央制御室待避室居住性確保		
			無線連絡設備（常設）※1				
			衛星電話設備（可搬型）		緊急時対策本部運営要領		
			無線連絡設備（可搬型）				
			携帯型音声呼出電話設備				
			安全パラメータ表示システム（SPDS）※1				
			無線連絡設備（屋外アンテナ）				
			衛星電話設備（屋外アンテナ）				
			無線通信装置				
			有線（建屋内）				
			送受話器（警報装置を含む。）			策 自主 設 対 備	緊急時対策本部運営要領
			電力保安通信用電話設備				
		全交流動力電源	代替電源設備からの給電の確保	重大事故等対処設備	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備※2	多様なハザード対応手順	
					交流分電盤※2		
負荷変圧器※2							
可搬ケーブル※2							
可搬型代替交流電源設備※2							
燃料補給設備※2							
常設代替交流電源設備※2及び※3	AM 設備別操作手順書 多様なハザード対応手順						

※1：代替電源設備から給電する。

※2：手順は「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.19.2 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(発電所外 (社内外) の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書		
—	—	発電所外 (社内外) の通信連絡	衛星電話設備 (常設) ^{※1}	重大事故等対処設備	緊急時対策本部運営要領 AM 設備別操作手順書 中央制御室待避室居住性確保	
			衛星電話設備 (可搬型)		緊急時対策本部運営要領	
			統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備 ^{※1}		—	
			データ伝送設備 ^{※1}		—	
			衛星電話設備 (屋外アンテナ)		—	
			無線通信装置		—	
			有線 (建屋内)		—	
			衛星電話設備 (社内向)		自主対策設備	緊急時対策本部運営要領
			テレビ会議システム			—
			専用電話設備			—
	全交流動力電源	代替電源設備からの給電の確保	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 ^{※2}	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順	
			交流分電盤 ^{※2}			
			負荷変圧器 ^{※2}			
			可搬ケーブル ^{※2}			
可搬型代替交流電源設備 ^{※2}						
燃料補給設備 ^{※2}						
常設代替交流電源設備 ^{※2} 及び ^{※3}			AM 設備別操作手順書 多様なハザード対応手順			

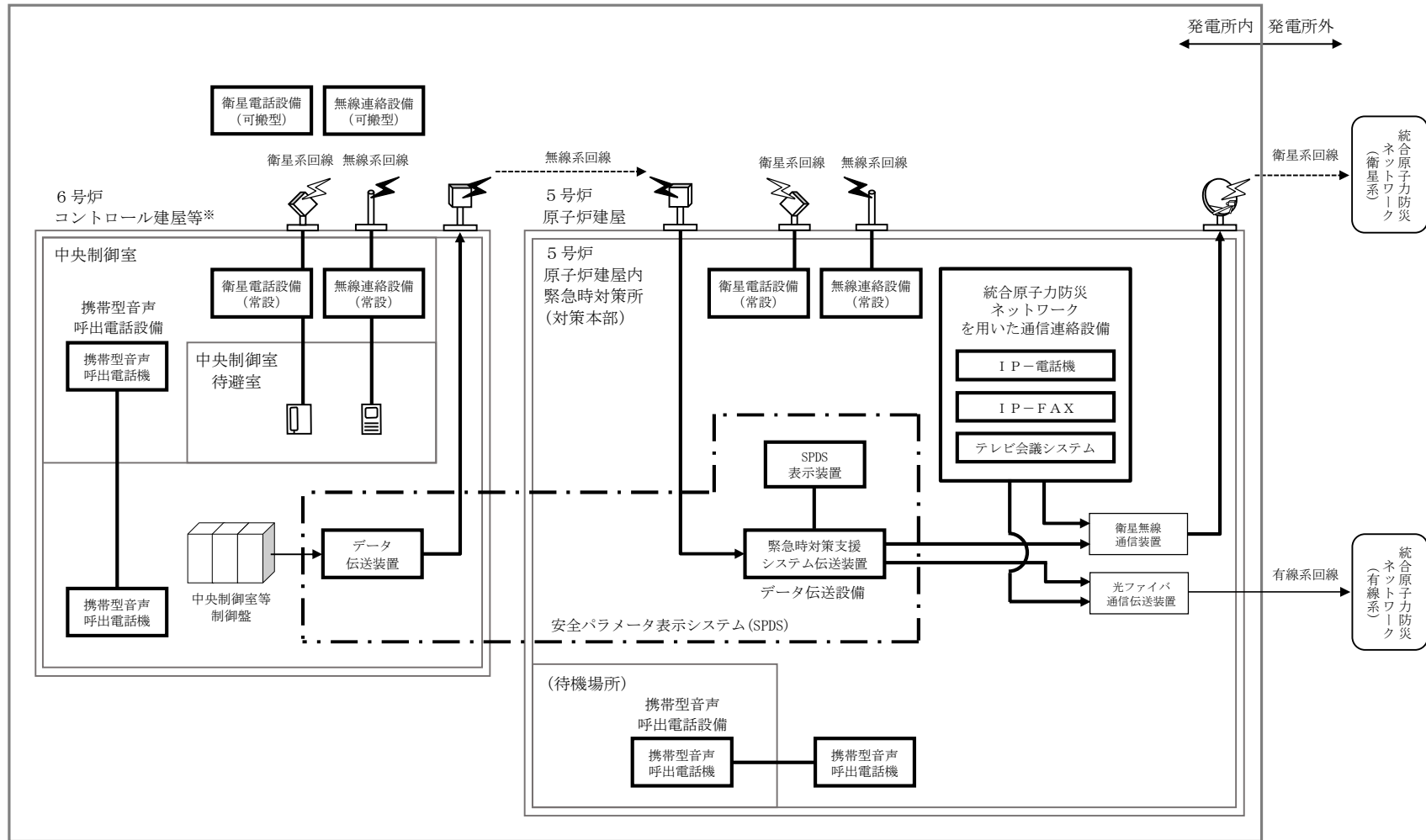
※1: 代替電源設備から給電する。

※2: 手順は「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

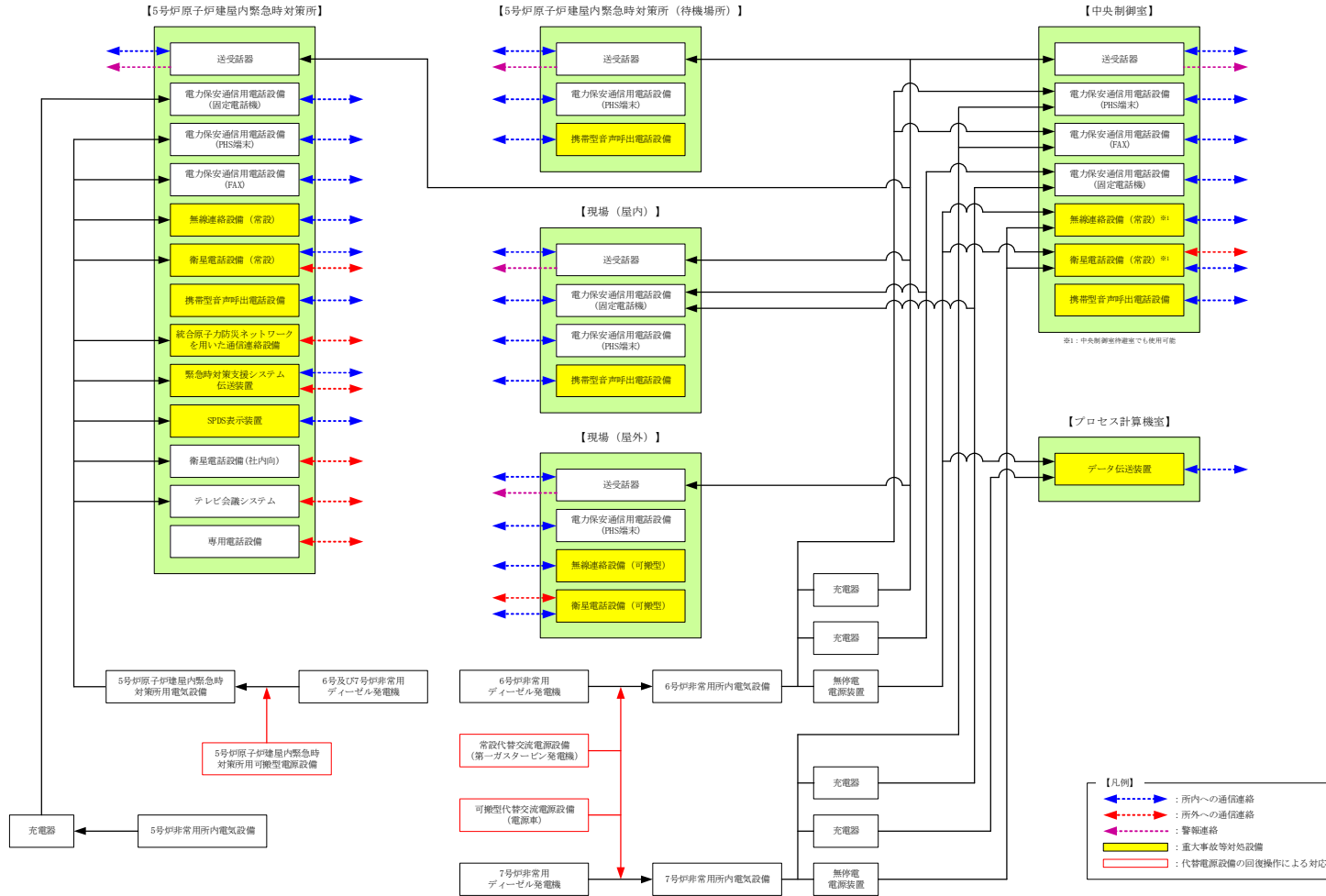
第 1.19.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備		給電元 給電母線	
【1.19】 通信連絡に関する手順等	衛星電話設備（常設）		非常用低圧母線 6C-1	
			非常用低圧母線 6E-1	
			非常用低圧母線 7C-1	
	無線連絡設備（常設）		非常用低圧母線 6C-1	
			非常用低圧母線 6E-1	
			非常用低圧母線 7C-1	
	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備		非常用低圧母線 6E-1	
			非常用低圧母線 7C-1	
	安全パラメータ表示システム (SPDS)		データ伝送装置	非常用低圧母線 6C-1
				非常用低圧母線 7C-1
			SPDS 表示装置	非常用低圧母線 6E-1
				非常用低圧母線 7C-1
			緊急時対策支援システム伝送装置	非常用低圧母線 6E-1
				非常用低圧母線 7C-1
データ伝送設備		緊急時対策支援システム伝送装置	非常用低圧母線 6E-1	
			非常用低圧母線 7C-1	



※: 7号炉も同様

第 1.19.1 図 通信連絡設備の系統概要図



重大事故等時に使用する通信連絡設備の対処手段・設備

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/2)

技術的能力審査基準 (1.19)	番号	設置許可基準規則 (62 条)	技術基準規則 (77 条)	番号
<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を施設しなければならない。</p>	④
<p>【解釈】</p> <p>1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】</p> <p>1 第 62 条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 第 77 条に規定する「当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること</p>	②	<p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p>	<p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること</p>	⑤
<p>b) 計測等行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。</p>	③			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/2）

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策設備						
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考	
通信 連絡 設備	衛星電話設備（常設）	新設	① ③ ④	通信 連絡 設備	送受信器 （警報装置を含む。）	常設	-	-	設計基準対象施設であり基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、通信連絡を行うための手段として使用する。	
	衛星電話設備（可搬型）	新設			電力保安通信用電話設備	常設/ 可搬	-	-		
	無線連絡設備（常設）	新設			テレビ会議システム	常設	-	-		
	無線連絡設備（可搬型）	新設			専用電話設備	常設	-	-		
	携帯型音声呼出電話設備	新設			衛星電話設備（社内向）	常設	-	-		
	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	新設								
	安全パラメータ表示システム（SPDS）	新設								
	データ伝送設備	新設								
	無線連絡設備（屋外アンテナ）	新設					-	-	-	-
	衛星電話設備（屋外アンテナ）	新設								
	無線通信装置	新設								
	衛星無線通信装置	新設								
	有線（建屋内）	既設/ 新設								
	代替 電源 からの 給電の 確保	常設代替交流電源設備			新設	① ② ④ ⑤	-	-	-	-
可搬型代替交流電源設備		新設								
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備		新設								
交流分電盤		新設								
負荷変圧器		新設								
燃料補給設備		新設								
可搬ケーブル		新設								
非常用ディーゼル発電機		既設								

重大事故等対処設備における点検頻度

重大事故等対処設備		点検項目	点検頻度
衛星電話設備	衛星電話設備（常設）	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
	衛星電話設備（可搬型）	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
無線連絡設備	無線連絡設備（常設）	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
	無線連絡設備（可搬型）	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
携帯型音声呼出電話設備	携帯型音声呼出電話機	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	テレビ会議システム	外観点検 通信確認	1回/6ヶ月
	IP-電話機	外観点検 通信確認	
	IP-FAX	外観点検 通信確認	
安全パラメータ表示システム（SPDS）	データ伝送装置	外観点検 機能確認	1回/年
	緊急時対策支援システム伝送装置	外観点検 機能確認	1回/年
	SPDS表示装置	外観点検 機能確認	1回/年
データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置	外観点検 機能確認	1回/年

通信連絡設備（発電所内）の一覧（1/2）

主要設備		台数・保管場所 ^{※1}	電源設備（連続利用時間）
送受話器 （警報装置を含む。）	ハンドセット	合計 約 370 台 ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：4台 ・ 6号及び7号炉中央制御室：各 11台 ・ 6号及び7号炉原子炉建屋ほか：約 330台 屋外：約 20台	・ 6号炉非常用所内電気設備 ・ 非常用ディーゼル発電機 ・ 第一ガスタービン発電機 ・ 電源車 ・ 充電器（蓄電池）（連続約4時間使用可能）
	スピーカ	合計 約 1,000 台 ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：4台 ・ 中央制御室：21台（6号炉），18台（7号炉） ・ 6号及び7号炉原子炉建屋ほか：約 920台 屋外：約 40台	・ 6号炉非常用所内電気設備 ・ 非常用ディーゼル発電機 ・ 第一ガスタービン発電機 ・ 電源車 ・ 充電器（蓄電池）（連続約4時間使用可能）
電力保安通信用電話設備	固定電話機	合計 約 280 台 ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：19台 ・ 6号及び7号炉中央制御室：14台（共用） ・ 事務建屋・原子炉建屋ほか：約 250台	・ 5号，6号及び7号炉非常用所内電気設備 ・ 非常用ディーゼル発電機 ・ 第一ガスタービン発電機 ・ 電源車 ・ 充電器（蓄電池） ^{※2}
	PHS 端末	合計 約 250 台 ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：30台 ・ 6号及び7号炉中央制御室：17台（共用） ・ 発電所員ほか配備分：約 200台	・ 充電式電池（連続約4時間使用可能） ^{※3}
	FAX	合計 4台 ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：2台 ・ 6号及び7号炉中央制御室：各 1台	・ 6号及び7号炉非常用所内電気設備 ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電気設備 ・ 非常用ディーゼル発電機 ・ 第一ガスタービン発電機 ・ 電源車 ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備
携帯型音声呼出電話設備	携帯型音声呼出電話機	合計 26台 ・ 6号及び7号炉中央制御室：各 10台 ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：6台	・ 乾電池（連続約4日間使用可能） ^{※4}
	中継用ケーブルドラム	合計 12台 ・ 6号及び7号炉中央制御室：各 5台 ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所：2台	—

※1 台数については今後訓練等を通して見直しを行う。

※2 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は連続約15時間使用可能。6号及び7号炉中央制御室は連続約12時間使用可能。

※3 ほかの端末若しくは予備の充電式電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電式電池は代替電源設備にて充電可能。

※4 必要な予備の乾電池を保有し、予備の乾電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能。

通信連絡設備（発電所内）の一覧（2/2）

主要設備		台数・保管場所 ^{※1}	電源設備（連続利用時間）
衛星電話設備	衛星電話設備（常設）	合計 11 台 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所：9 台 ・ 6 号及び 7 号炉中央制御室：各 1 台 （待避室用を含む）	・ 6 号及び 7 号炉非常用所内電気設備 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電気設備 ・ 非常用ディーゼル発電機 ・ 第一ガスタービン発電機 ・ 電源車 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 ・ 無停電電源装置（連続約 12 時間使用可能）
	衛星電話設備（可搬型）	合計 39 台 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所：15 台 ・ 参集地点（刈羽寮，柏崎エネルギーホール）：24 台	・ 充電式電池（連続約 4 時間使用可能） ^{※2}
無線連絡設備	無線連絡設備（常設）	合計 6 台 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所：4 台 ・ 6 号及び 7 号炉中央制御室：各 1 台 （待避室用を含む）	・ 6 号及び 7 号炉非常用所内電気設備 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電気設備 ・ 非常用ディーゼル発電機 ・ 第一ガスタービン発電機 ・ 電源車 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 ・ 無停電電源装置（連続約 12 時間使用可能）
	無線連絡設備（可搬型）	合計 180 台 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所：90 台 ・ 事務建屋ほか：90 台	・ 充電式電池（連続約 12 時間使用可能） ^{※2}
安全パラメータ表示システム（SPDS）	データ伝送装置	1 式 ・ 6 号炉 コントロール建屋 プロセス計算機室 ・ 7 号炉 コントロール建屋 プロセス計算機室	・ 6 号及び 7 号炉非常用所内電気設備 ・ 非常用ディーゼル発電機 ・ 第一ガスタービン発電機 ・ 電源車 ・ 充電器（蓄電池）（連続約 12 時間使用可能） ^{※3} ・ 無停電電源装置（連続約 12 時間使用可能） ^{※4}
	緊急時対策支援システム 伝送装置	1 式 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所	・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電気設備 ・ 非常用ディーゼル発電機
	SPDS 表示装置	1 式 ^{※5} ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所	・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備

※1 台数については今後訓練等を通して見直しを行う。

※2 ほかの端末若しくは予備の充電式電池と交換することにより 7 日間以上継続しての通話が可能であり，使用後の充電式電池は代替電源設備にて充電可能。

※3 7 号炉のみ。

※4 6 号炉のみ。

※5 保守点検又は故障時のバックアップ用として，自主的に 1 式を保管する。

通信連絡設備（発電所外）の一覧

主要設備		台数・保管場所 ^{※1}	電源設備（連続利用時間）
テレビ会議システム	テレビ会議システム （社内向）	1 式 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所	・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電気設備 ・ 非常用ディーゼル発電機 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備
専用電話設備	専用電話設備 （ホットライン）	7 台 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所：7 台	・ 乾電池（連続約 10 日間使用可能） ^{※2}
衛星電話設備	衛星電話設備（常設） 衛星電話設備（可搬型）	発電所内と同様	
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	IP-電話機	6 台（有線系：4 台，衛星系 2 台） ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所：4 台（有線系）， 2 台（衛星系）	・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電気設備 ・ 非常用ディーゼル発電機 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備
	IP-FAX	2 台（有線系：1 台，衛星系 1 台） ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所：1 台（有線系）， 1 台（衛星系）	
	テレビ会議システム	1 式（有線系・衛星系 共用） ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所	
衛星電話設備（社内向）	衛星社内電話機	4 台 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所：4 台	・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電気設備 ・ 非常用ディーゼル発電機 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備
	テレビ会議システム （社内向）	1 式 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所	
データ伝送設備	緊急時対策支援システム 伝送装置	1 式 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所	・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電気設備 ・ 非常用ディーゼル発電機 ・ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備

※1 台数については今後訓練等を通して見直しを行う。

※2 手動発電又は予備の乾電池と交換することで通話時間を延長可能。

通信連絡設備の概要

1. 通信連絡設備の概要

発電所内及び発電所外との通信連絡設備として、以下の通信連絡設備を設置する設計とする。通信連絡設備の概要を第1図に示す。

(1) 通信連絡設備（発電所内）

中央制御室等から建屋内外各所の者に対し、必要な操作、作業又は退避の指示等の連絡を行う。

(2) 通信連絡設備（発電所外）

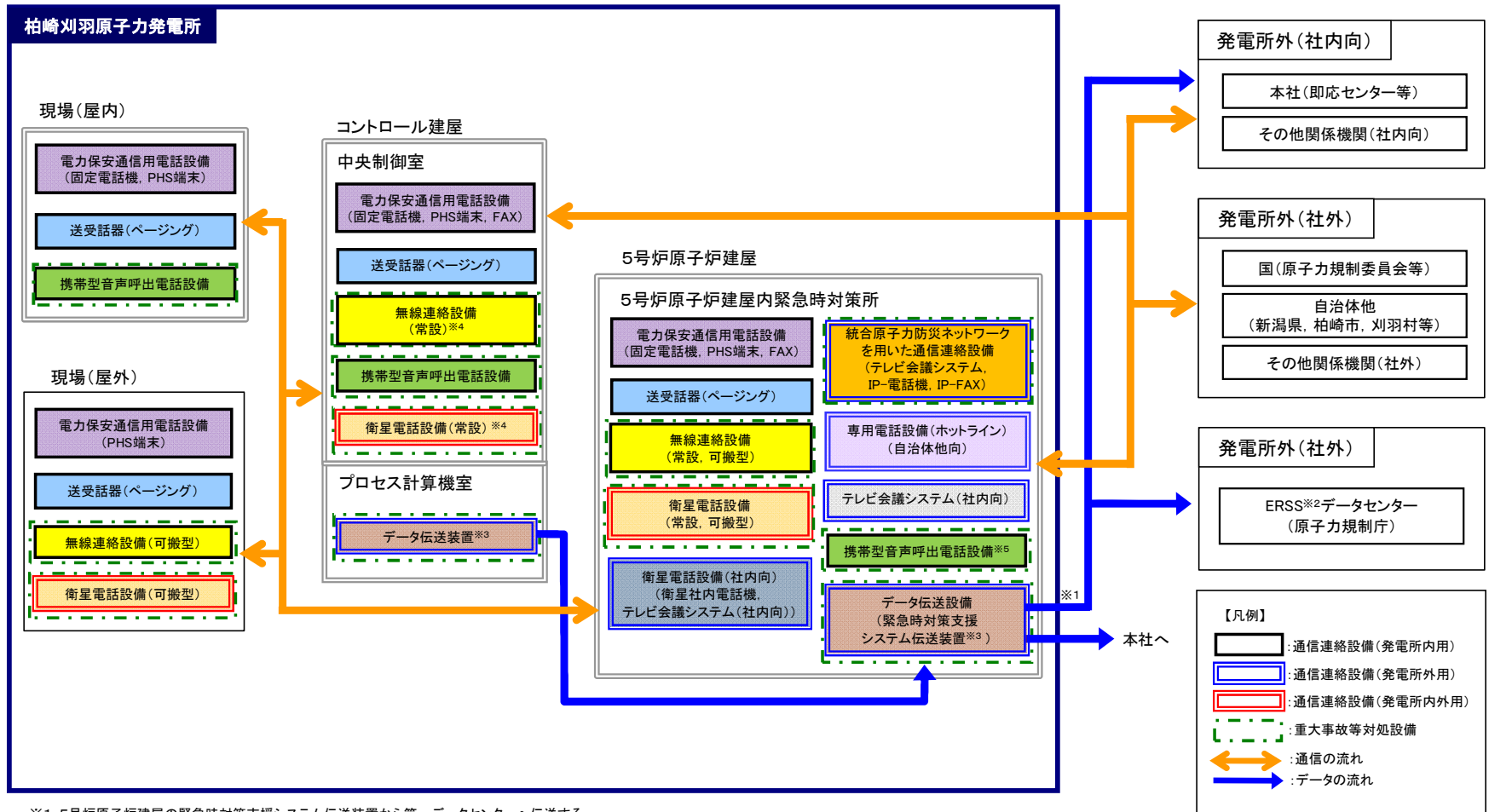
発電所外の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行う。

(3) 安全パラメータ表示システム（SPDS）

重大事故等時に対処するために必要な情報（プラントパラメータ）を把握するため、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へデータを伝送する。

(4) データ伝送設備

発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送する。



※1: 5号炉原子炉建屋の緊急時対策支援システム伝送装置から第一データセンターへ伝送する。
 ※2: 国の緊急時対策支援システム
 ※3: 安全パラメータ表示システム (SPDS)を含む。
 ※4: 中央制御室待避室においても通信連絡が可能である。
 ※5: 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部と待機場所との間において通信連絡が可能である。

第1図 通信連絡設備の概要

2. 通信連絡設備（発電所内）

中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋, タービン建屋等の建屋内外各所の者への必要な操作, 作業又は退避の指示等の連絡を行うことができる設備として, 送受話器（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備, 無線連絡設備及び衛星電話設備の多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。概要を第2図に示す。

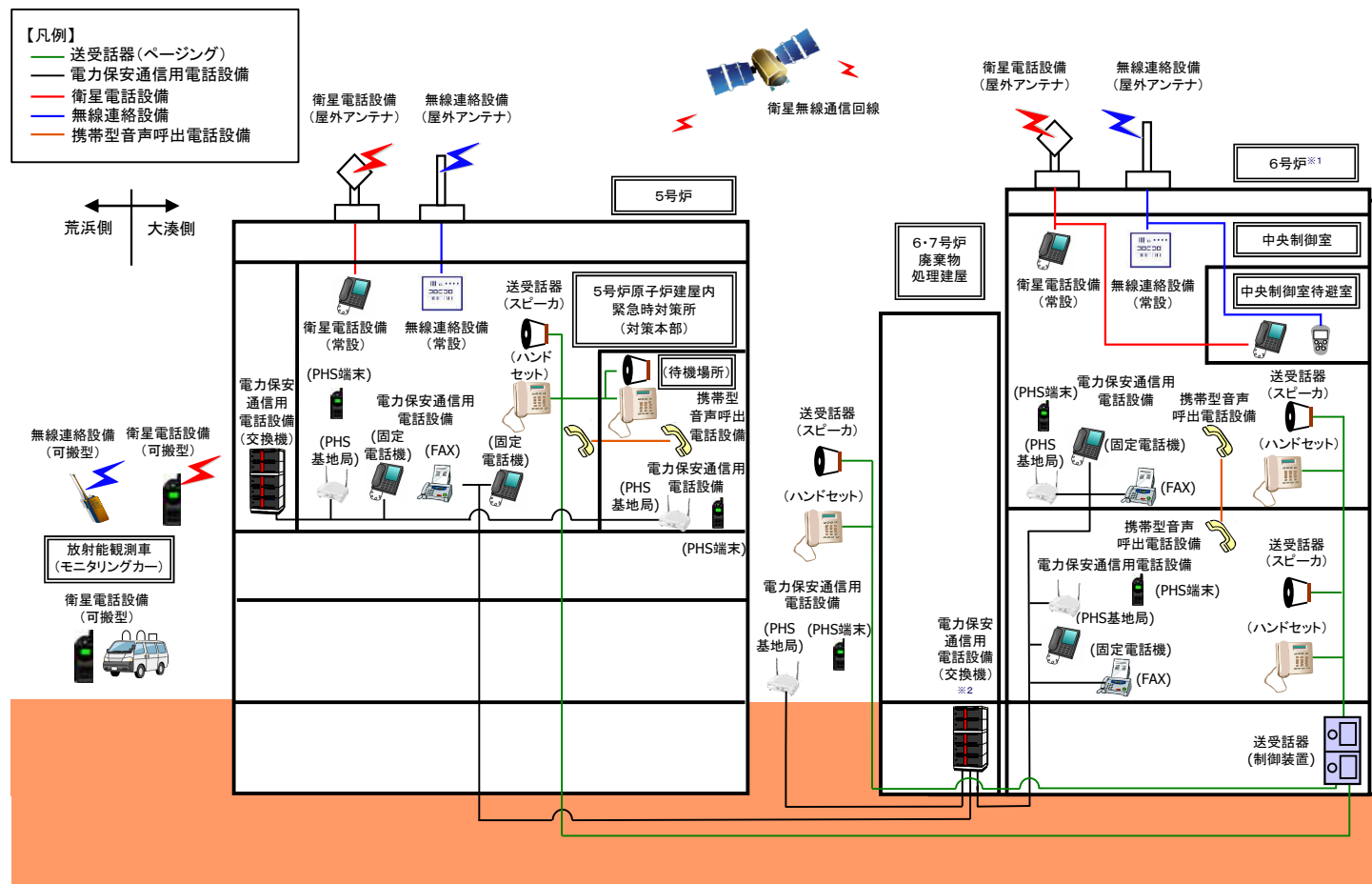
通信連絡設備（発電所内）の多様性を第1表に示す。

また, 通信連絡設備（発電所内）のうち, 重大事故等対処設備である衛星電話設備, 無線連絡設備及び携帯型音声呼出電話設備は, 重大事故等時においても使用し, 重大事故等が発生した場合においても機能維持を図る設計とする。

電力保安通信用電話設備における建屋間の有線系回線の構成は, 6号及び7号炉に設置する電力保安通信用電話設備（交換機）と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する固定電話機を接続する設計とする。

万が一, 有線系回線が損傷し, 電力保安通信用電話設備の機能が喪失した場合, 発電所建屋外は無線連絡設備又は衛星電話設備, 発電所建屋内は携帯型音声呼出電話設備により, 発電所内の必要箇所との通信連絡が可能な設計とする。

通信連絡設備（発電所内）については, 定期的な外観点検及び通信連絡の確認により適切な保守管理を行い, 常時使用できることを確認する。



※1: 7号炉も同様
 ※2: 6号炉用は地下1階、7号炉用は地上1階に設置

第2図 通信連絡設備（発電所内）の概要

第1表 通信連絡設備（発電所内）の多様性

主要設備		機能	通信回線種別	通信連絡の場所 ^{※1}
送受話器 (警報装置を含む。)	ハンドセット・ スピーカ	電話	有線系回線	・緊急時対策所－中央制御室 ・中央制御室－現場（屋内） ・中央制御室－現場（屋外）
電力保安通信用 電話設備	固定電話機	電話	有線系回線	・緊急時対策所－中央制御室 ・中央制御室－現場（屋内）
	PHS 端末	電話	有線系 /無線系回線	・緊急時対策所－中央制御室 ・緊急時対策所－現場（屋外） ・中央制御室－現場（屋内） ・中央制御室－現場（屋外）
	FAX	FAX	有線系回線	・緊急時対策所－中央制御室
衛星電話設備	衛星電話設備（常設）， 衛星電話設備（可搬型）	電話	衛星系回線	・緊急時対策所－中央制御室 ・緊急時対策所－現場（屋外）
無線連絡設備	無線連絡設備（常設）， 無線連絡設備（可搬型）	電話	無線系回線	・緊急時対策所－中央制御室 ・緊急時対策所－現場（屋外）
携帯型音声呼出 電話設備	携帯型音声呼出電話機	電話	有線系回線	・中央制御室－現場（屋内） ・緊急時対策所 ^{※2}

※1 緊急時対策所：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

中央制御室：6号及び7号炉中央制御室

現場（屋内）：コントロール建屋，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋

※2 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の対策本部と待機場所間の通信連絡を行う。

3. 通信連絡設備（発電所外）

発電所外の必要箇所と事故の発生等に係る連絡を行うため、通信連絡設備（発電所外）として、テレビ会議システム、専用電話設備、衛星電話設備（社内向）、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を設置又は保管する設計とし、有線系回線又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。概要を第 3, 4, 5 図に示す。

また、通信連絡設備（発電所外）のうち、重大事故等対処設備である統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び衛星電話設備は、重大事故等が発生した場合においても使用し、重大事故等が発生した場合においても機能維持を図る設計とする。

(1) テレビ会議システム

専用の電力保安通信用回線（有線系）に接続しているテレビ会議システム（社内向）

(2) 専用電話設備

通信事業者が提供する専用通信回線（有線系）に接続する専用電話設備

(3) 衛星電話設備（社内向）

通信事業者が提供する衛星無線通信回線（衛星系）に接続しているテレビ会議システム（社内向）及び衛星社内電話機

(4) 衛星電話設備

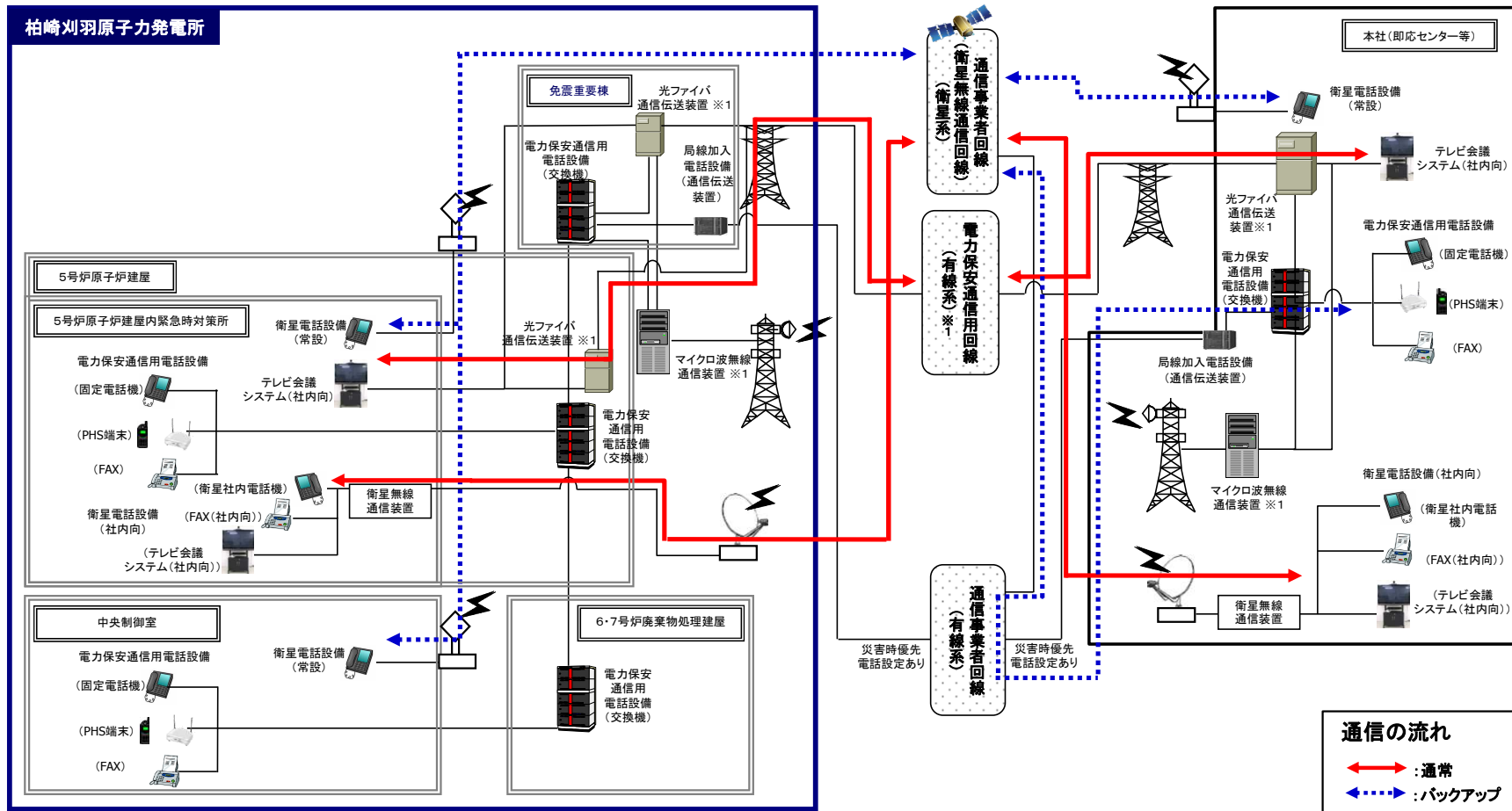
通信事業者が提供する衛星無線通信回線（衛星系）に接続している衛星電話設備（常設）、衛星電話設備（可搬型）

(5) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備

通信事業者が提供する特定顧客専用の統合原子力防災ネットワーク（有線系及び衛星系）を用いた IP-電話機、IP-FAX、テレビ会議システム

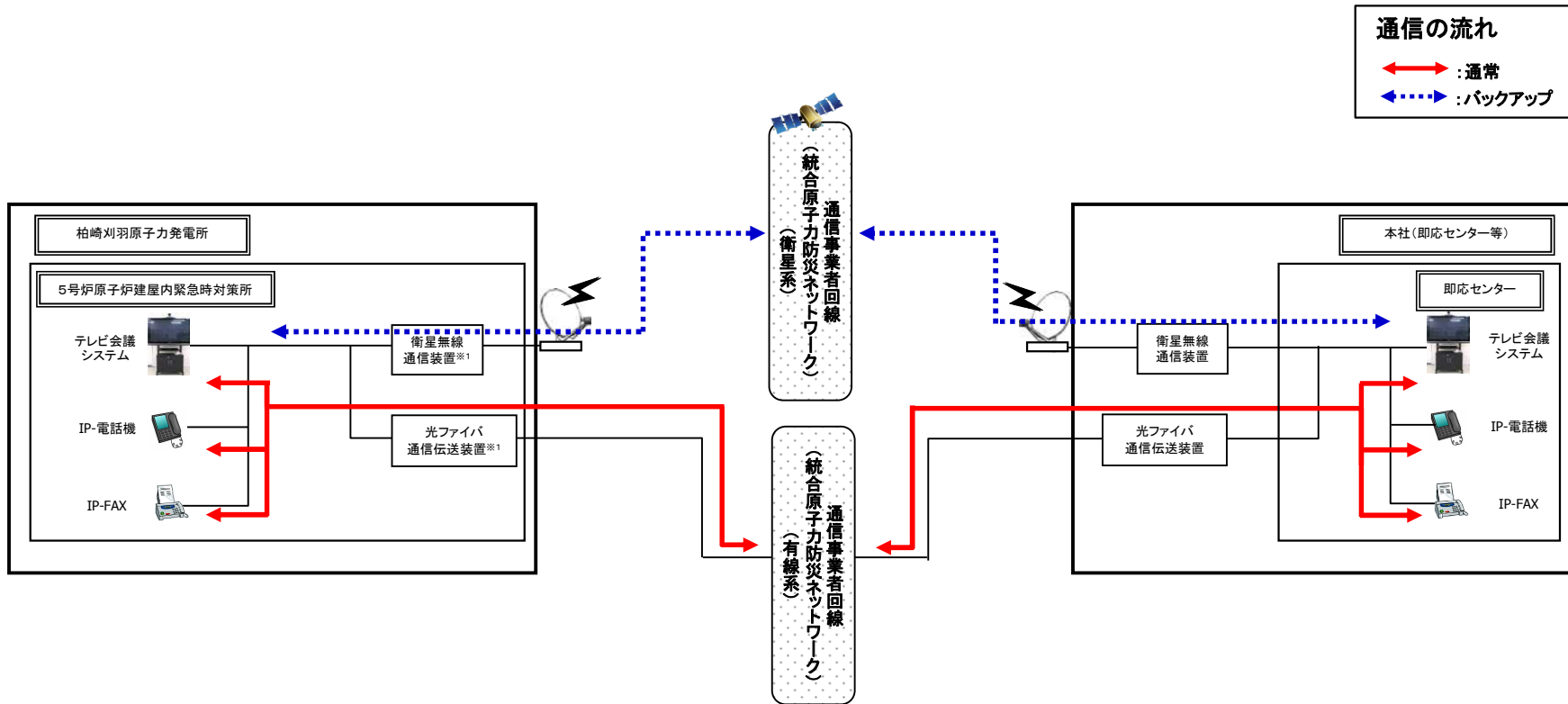
なお、専用の電力保安通信用回線は、送電鉄塔に配備する有線系回線によって構成し、発電所外の必要箇所と通信連絡する設計とする。万が一、電力保安通信用回線による通信連絡の機能が喪失した場合、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等の衛星系回線により、発電所外の必要箇所との通信連絡が可能な設計とする。

通信連絡設備（発電所外）については、定期的な外観点検及び通信連絡の確認により適切な保守管理を行い、常時使用できることを確認する。



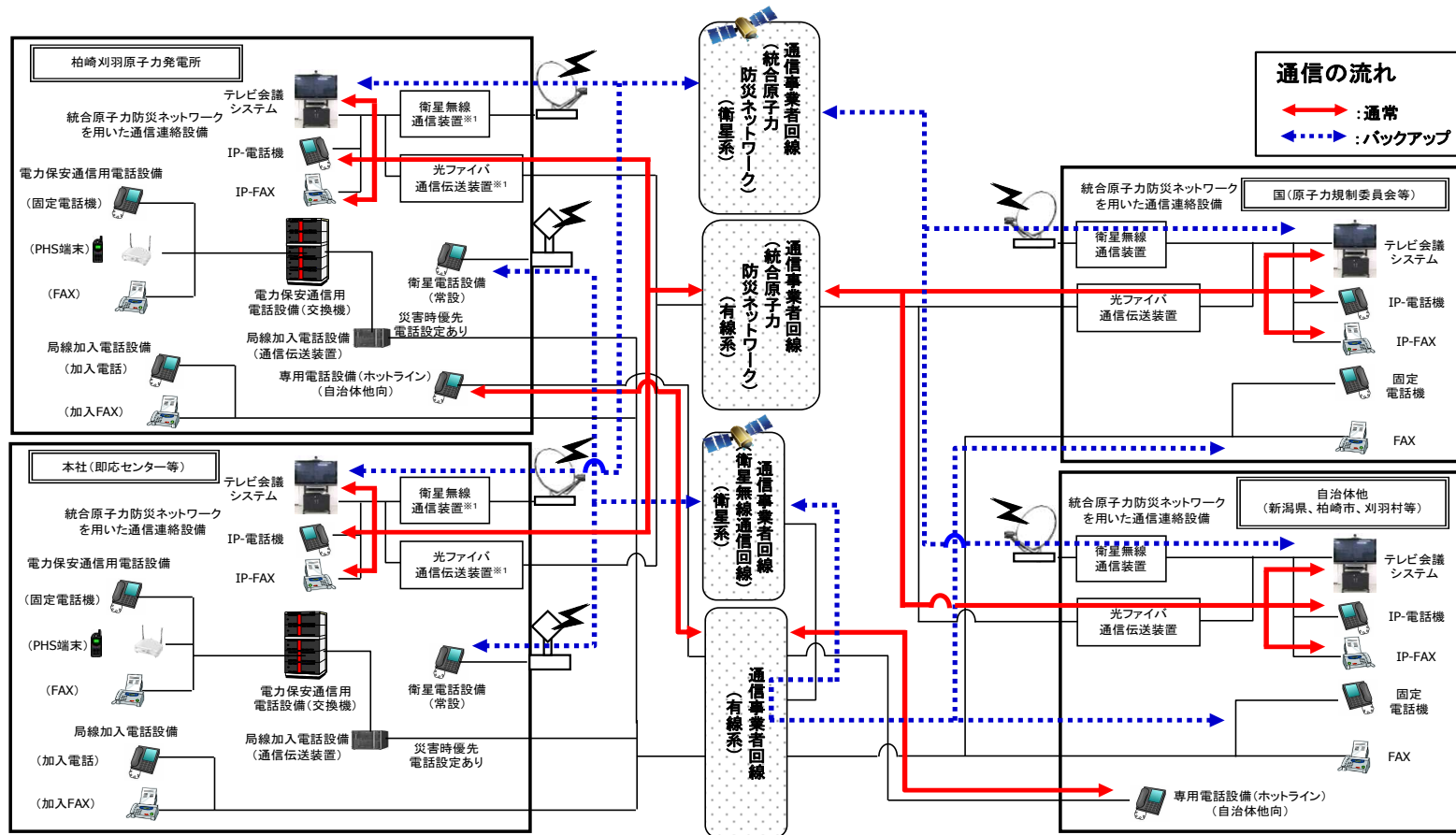
※1: 電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は、一般送配電事業者所掌となる。

第3図 通信連絡設備(発電所外〔社内関係箇所〕)の概要(その1)
(テレビ会議システム(社内向), 衛星電話設備(社内向), 衛星電話設備)



※1: 通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から国、自治体他所掌の通信連絡設備となる。

第4図 通信連絡設備（発電所外〔社内関係箇所〕）の概要（その2）
（統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備）



※1: 通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から国、自治体他所掌の通信連絡設備となる。

第5図 通信連絡設備（発電所外〔社内関係箇所〕）の概要
 （衛星電話設備，専用電話設備（ホットライン），統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備）

4. 安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する設計とする。また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備として、緊急時対策支援システム伝送装置で構成するデータ伝送設備を設置する設計とする。

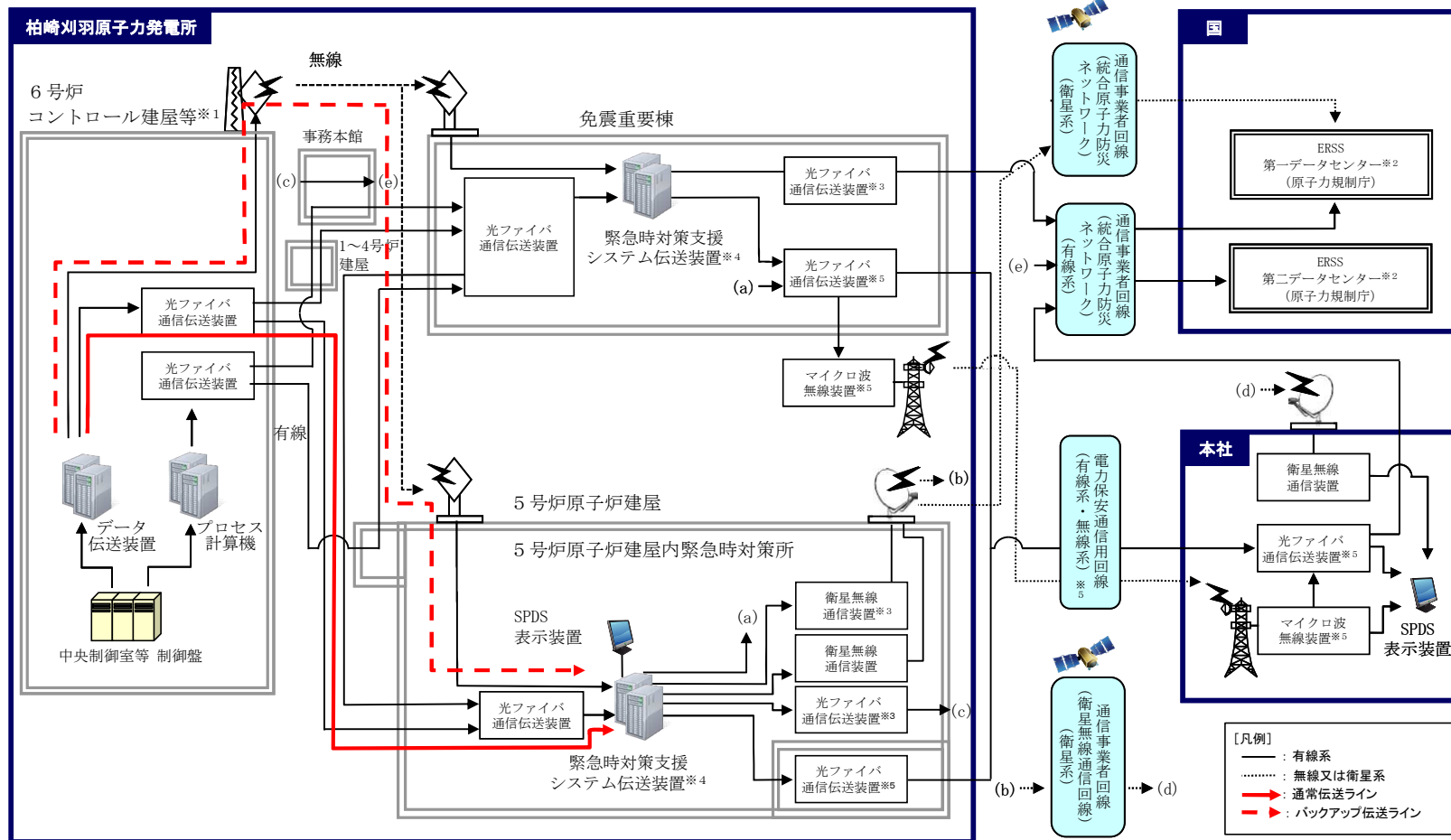
データ伝送設備は、データ伝送装置からデータを収集し、緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送可能な設計とし、常時使用できるよう、通信事業者が提供する特定顧客専用の統合原子力防災ネットワーク（有線系及び衛星系）に接続し多様性を確保するとともに、専用の電力保安通信用回線（有線系）及び通信事業者が提供する専用の衛星無線通信回線（衛星系）にも接続し多様性を確保する設計とする。概要を第6図に示す。

なお、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備のうち、重大事故等対処設備であるデータ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置は、重大事故等時においても使用し、重大事故等が発生した場合においても機能維持を図る設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）における発電所内建屋間の有線系回線の構成は、6号及び7号炉と5号炉間を直接接続する設計とする。

万が一、有線系回線に損傷が発生し有線系回線によるデータ伝送の機能が喪失した場合、無線通信装置により、発電所内建屋間のデータ伝送が継続可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備については、定期的な外観点検及び通信連絡の確認により適切な保守管理を行い、常時使用できることを確認する。



※1：7号炉も同様
 ※2：国の緊急時対策支援システム。
 ※3：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から国所掌のERSSとなる。

※4：免震重要棟の緊急時対策支援システム伝送装置から本社経由で第二データセンターへ、5号炉原子炉建屋の緊急時対策支援システム伝送装置から第一データセンターへ伝送する。
 ※5：電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は、一般送配電事業会社所掌となる。

第6図 安全パラメータ表示システム (SPDS) 及びデータ伝送設備の概要

多様性を確保した通信回線

通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については、有線系回線又は衛星系回線による通信方式の多様性を確保した通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。主要設備ごとに接続する通信回線種別を第2表に記載するとともに、概要を第7図に示す。

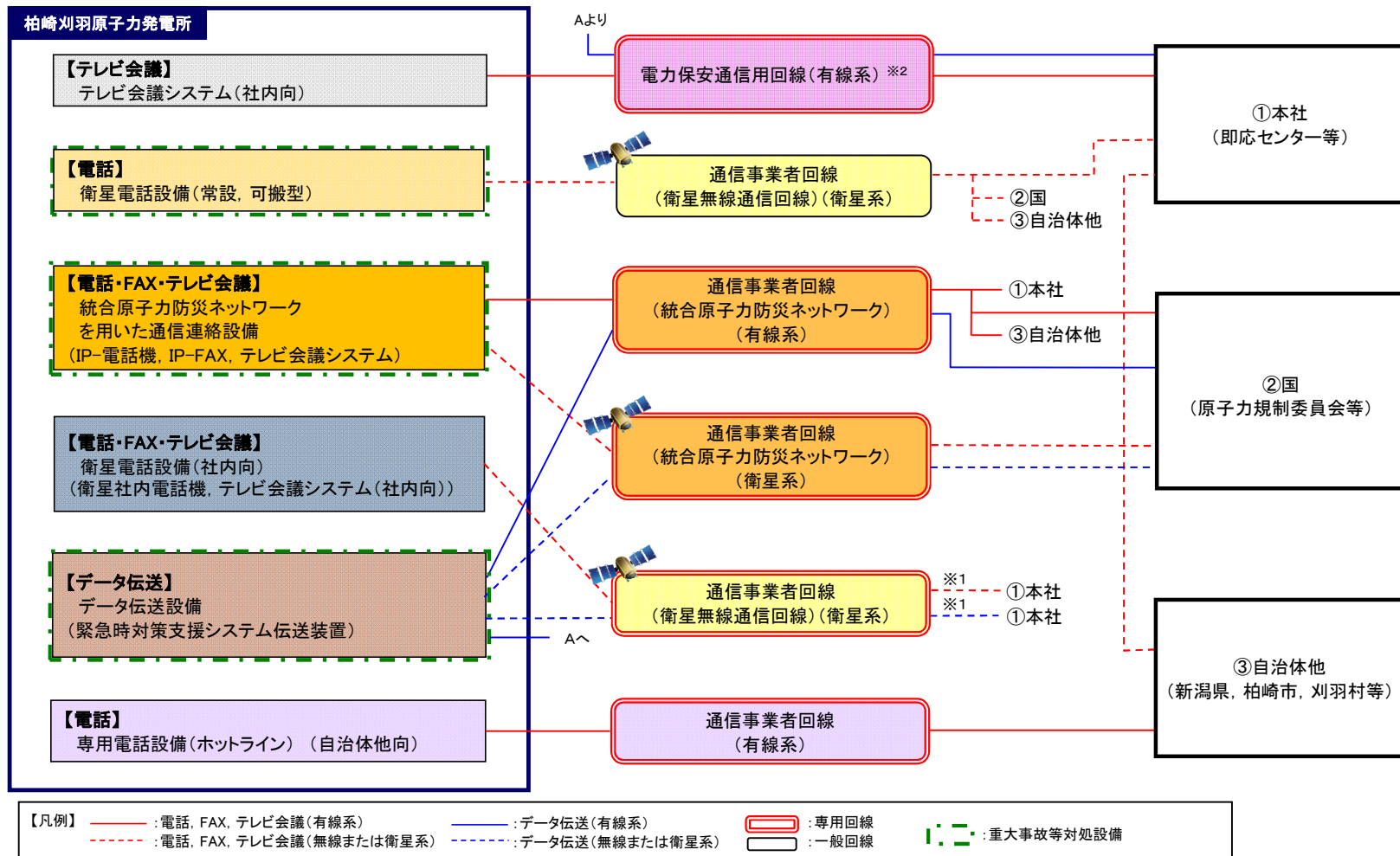
第2表 多様性を確保した通信回線

通信回線種別		主要設備		機能	専用	通信の制限 ^{※1}
電力保安 通信用回線 ^{※2}	有線系回線 (光ファイバ)	テレビ会議システム	テレビ会議システム (社内向)	テレビ会議	○	◎
		データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	データ伝送	○	◎
通信事業者 回線	衛星系回線	衛星電話設備	衛星電話設備 (常設, 可搬型)	電話	-	○
	衛星系回線	データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	データ伝送	○	◎
	衛星系回線	衛星電話設備 (社内向)	テレビ会議システム (社内向)	テレビ会議	○	◎
			衛星社内電話機	電話	○	◎
有線系回線	専用電話設備 (ホットライン) (自治体他向)	専用電話設備	電話	○	◎	
通信事業者 回線 (統合原子力 防災ネット ワーク)	有線系回線 (光ファイバ)	統合原子力防災 ネットワークを用い た通信連絡設備	IP-電話機	電話	○	◎
			IP-FAX	FAX	○	◎
			テレビ会議システム	テレビ会議	○	◎
	衛星系回線		IP-電話機	電話	○	◎
			IP-FAX	FAX	○	◎
			テレビ会議システム	テレビ会議	○	◎
有線系回線 (光ファイバ)	データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	データ伝送	○	◎	
衛星系回線						

※1：通信の制限とは、輻輳のほか、災害発生時の通信事業者による通信規制を想定

※2：電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は、一般送配電事業会社所掌となる。

<p>【凡例】・専用 ○：専用回線 -：非専用回線 ・輻輳 ◎：制限なし ○：制限のおそれが少ない ×：制限のおそれがある</p>



第7図 多様性を確保した通信回線の概要

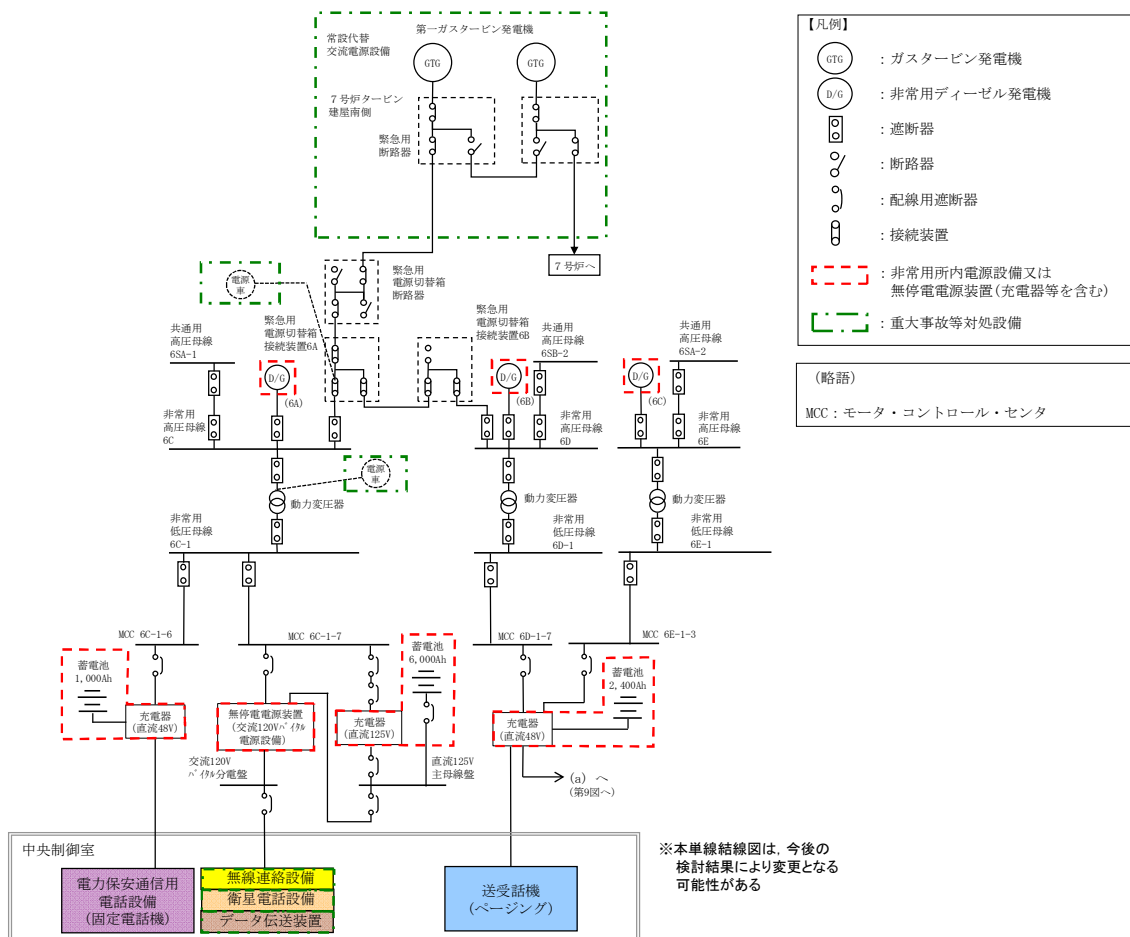
通信連絡設備の電源設備

1. 6号及び7号炉中央制御室

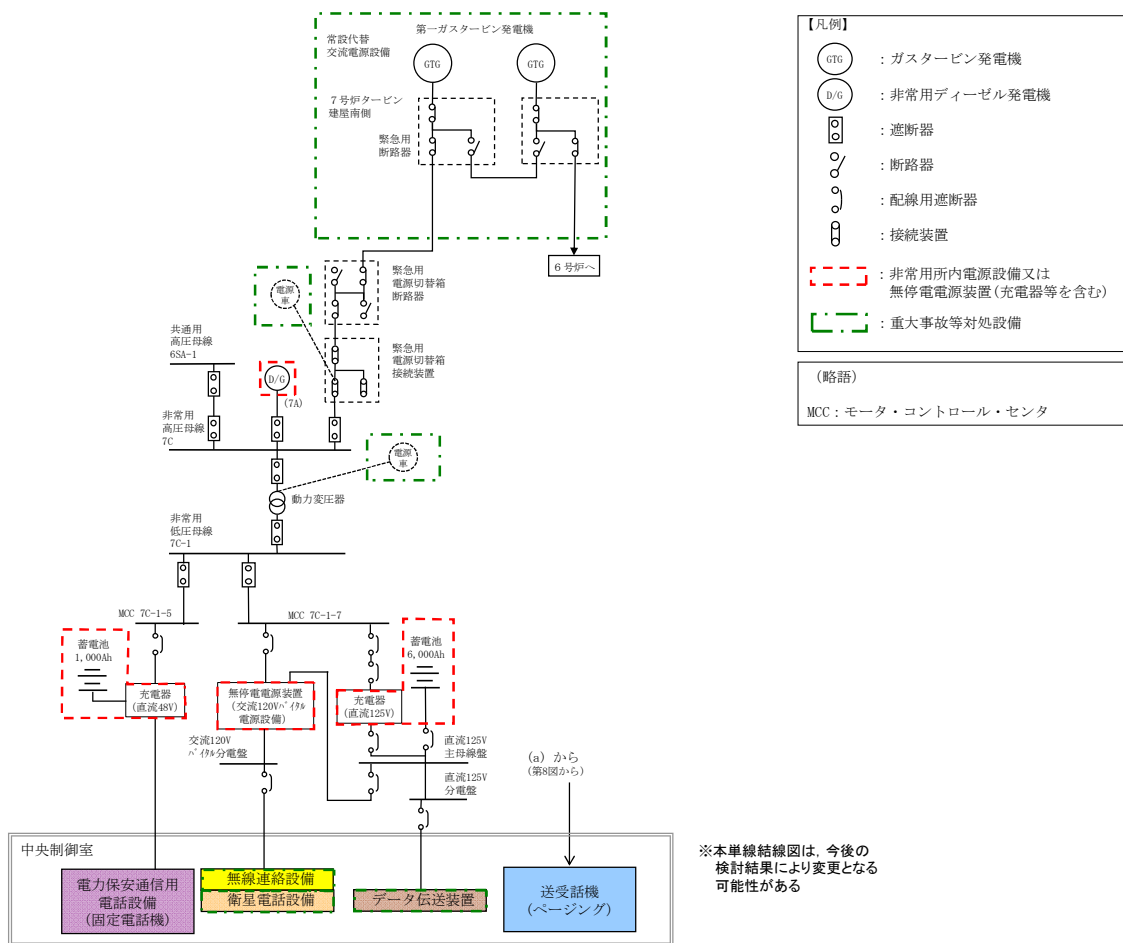
6号及び7号炉中央制御室における通信連絡設備は、外部電源喪失時、非常用所内電源設備である非常用ディーゼル発電機又は無停電電源装置(充電器等を含む。)から受電可能な設計とする。

さらに、6号及び7号炉中央制御室における通信連絡設備は、代替電源設備として常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から受電可能な設計とする。概要を第8図及び第9図に示す。

また、通信連絡設備の電源設備を第3表、第4表及び第5表に示す。



第8図 中央制御室における通信連絡設備の電源構成 (6号炉)



第9図 中央制御室における通信連絡設備の電源構成 (7号炉)

第3表 通信連絡設備（発電所内）の電源設備

通信種別	主要施設		非常用所内電源設備 又は無停電電源装置等	代替電源設備	
発電所内	携帯型音声呼出電話設備	携帯型音声呼出電話機	6号及び7号炉 中央制御室	乾電池※1	(乾電池)
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所		
	送受話器 (警報装置を含む。)	ハンドセット, スピーカー	6号及び7号炉 中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電器 (蓄電池)	第一 GTG※2 (常設代替交流電源設備) 電源車 (可搬型代替交流電源設備)
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所		
	無線連絡設備	無線連絡設備 (常設)	6号及び7号炉 中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	第一 GTG※2 (常設代替交流電源設備) 電源車 (可搬型代替交流電源設備)
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備※3 (代替交流電源設備)
		無線連絡設備 (可搬型)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	充電式電池 (本体内蔵) ※4	可搬型電源設備※3 (代替交流電源設備)
	電力保安通信用電話設備	固定電話機	6号及び7号炉 中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電器 (蓄電池)	第一 GTG※2 (常設代替交流電源設備) 電源車 (可搬型代替交流電源設備)
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	充電器 (蓄電池)	—
		PHS 端末	6号及び7号炉 中央制御室	充電式電池 (本体内蔵) ※5	第一 GTG※2 (常設代替交流電源設備) 電源車 (可搬型代替交流電源設備)
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所		可搬型電源設備※3 (代替交流電源設備)
		FAX	6号及び7号炉 中央制御室	非常用ディーゼル発電機	第一 GTG※2 (常設代替交流電源設備) 電源車 (可搬型代替交流電源設備)
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所			非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備※3 (代替交流電源設備)	

※1 乾電池により約4日間の連続通話が可能。また、必要な予備の乾電池を保有し、予備の乾電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能。

※2 GTG：ガスタービン発電機

※3 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備

※4 充電式電池により約12時間の連続通話が可能。また、ほかの端末若しくは予備の充電式電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電式電池は代替電源設備にて充電可能。

※5 充電式電池により約4時間の通話が可能。また、ほかの端末若しくは予備の充電式電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電式電池は代替電源設備にて充電可能。

 ：重大事故等対処設備

第4表 通信連絡設備（発電所内及び発電所外）の電源設備

通信種別	主要施設		非常用所内電源設備 又は無停電電源装置	代替電源設備	
発電所内外	安全パラメータ表示 システム (SPDS)	データ伝送装置	6号炉 プロセス計算機室	第一GTG ^{※1} （常設代替交流電源設備） 電源車（可搬型代替交流電源設備）	
			7号炉 プロセス計算機室		
	データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	免震重要棟	充電器（蓄電池）	—
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 ^{※2} （常設代替交流電源設備）
		SPDS表示装置	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 ^{※2} （常設代替交流電源設備）
	衛星電話設備	衛星電話設備（常設）	6号及び7号炉 中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	第一GTG ^{※1} （常設代替交流電源設備） 電源車（可搬型代替交流電源設備）
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 ^{※2} （代替交流電源設備）
		衛星電話設備（可搬型）	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	充電式電池（本体内蔵） ^{※3}	可搬型電源設備 ^{※2} （代替交流電源設備）

※1 GTG：ガスタービン発電機。

※2 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備。

※3 充電式電池により約4時間の通話が可能。また、ほかの端末若しくは予備の充電式電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電式電池は代替電源設備にて充電可能。

 ：重大事故等対処設備
ただし、免震重要棟に設置する
緊急時対策支援システム伝送
装置を除く。

第5表 通信連絡設備（発電所外）の電源設備

通信種別	主要施設			非常用所内電源設備 又は無停電電源装置等	代替電源設備
発電所外	統合原子力防災 ネットワークを用いた 通信連絡設備	テレビ会議システム (有線系, 衛星系 共用)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 ^{※2} (代替交流電源設備)
		IP-電話機 (有線系, 衛星系)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所		
		IP-FAX (有線系, 衛星系)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所		
	専用電話設備	専用電話設備 (ホットライン) (自治体他向)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	乾電池 ^{※1}	手動発電, 乾電池 (予備)
	テレビ会議システム	テレビ会議システム (社内向)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 ^{※2} (代替交流電源設備)
	衛星電話設備 (社内向)	テレビ会議システム (社内向)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機	可搬型電源設備 ^{※2} (代替交流電源設備)
	衛星社内電話機	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所			

※1 乾電池により10日間以上の連続通話が可能。また、手動発電又は予備の乾電池と交換することにより通話時間を延長可能。

※2 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備

: 重大事故等対処設備

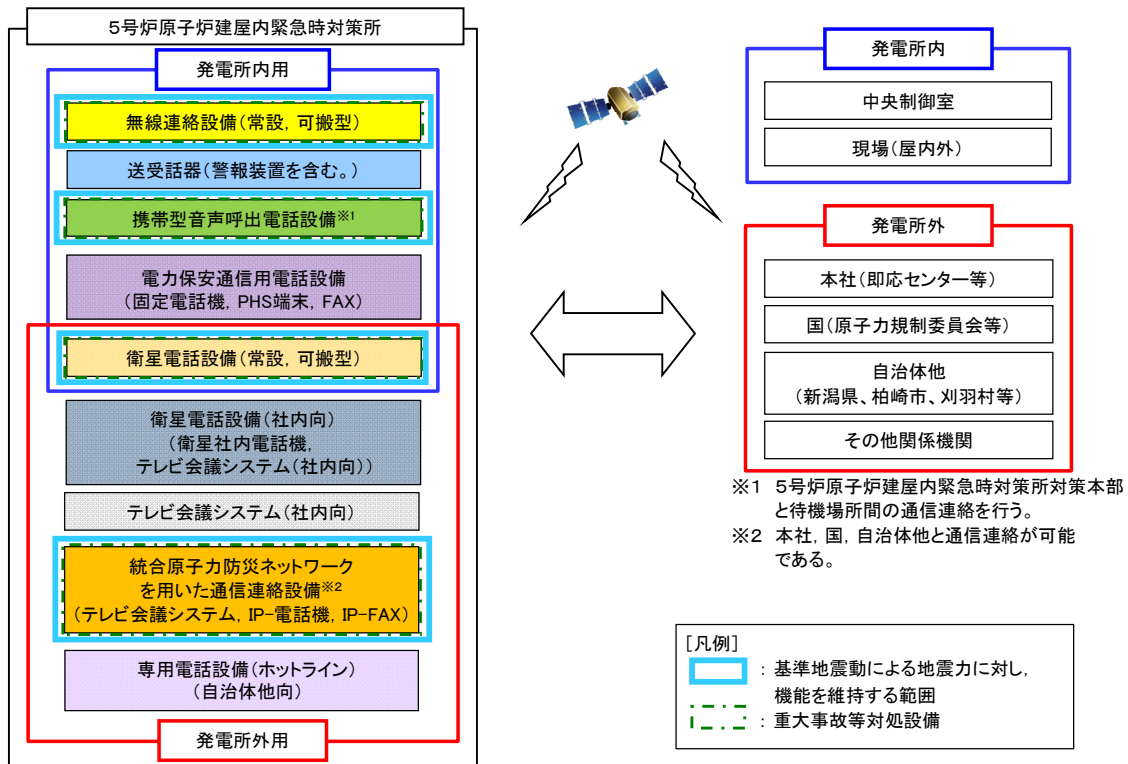
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡設備に係る耐震措置について

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置又は保管する通信連絡設備は、転倒防止措置等を施す設計とする。さらに、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置又は保管する重大事故等対処設備は、転倒防止措置等を施すとともに加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とする。

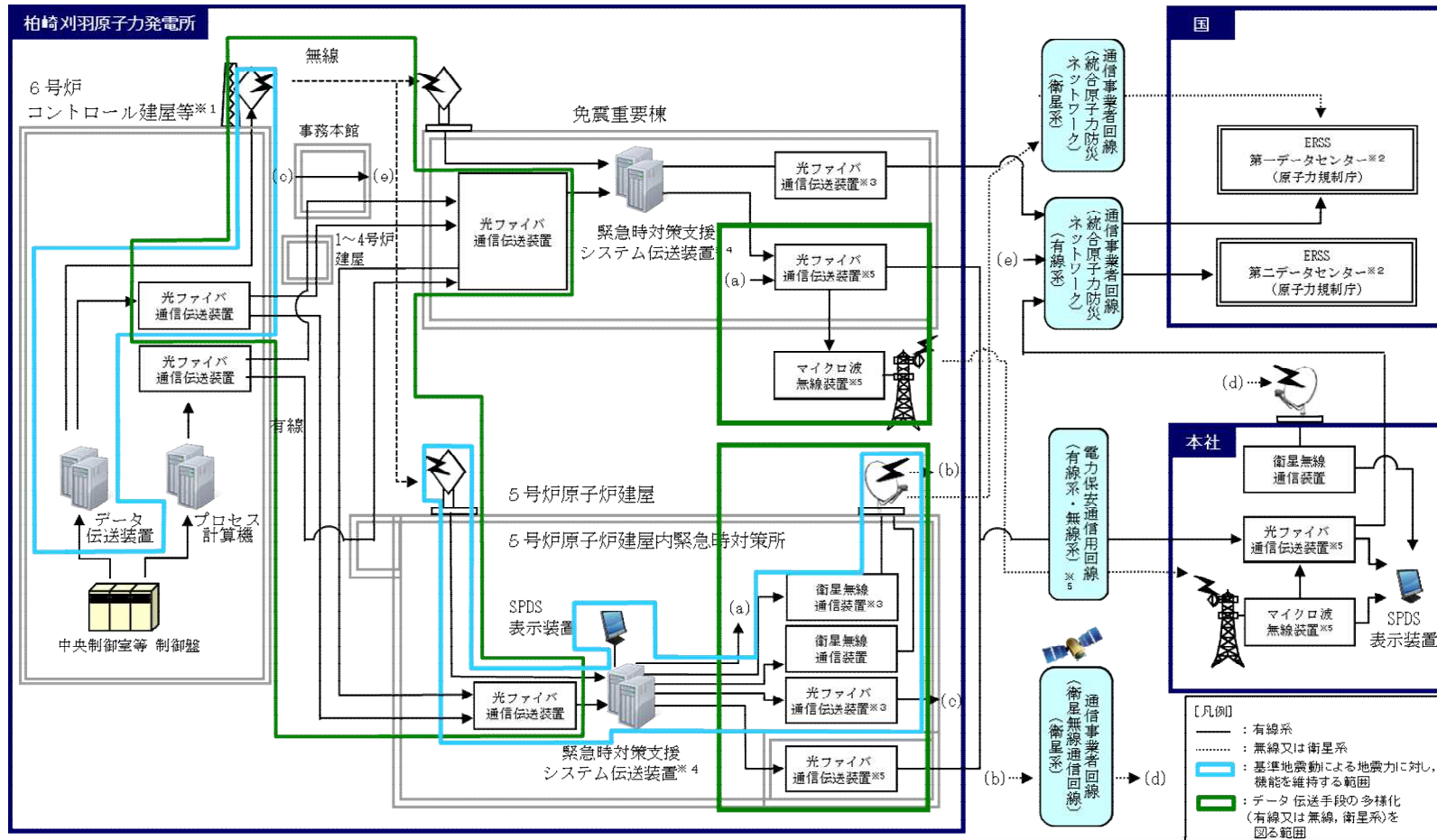
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送するための安全パラメータ表示システム（SPDS）及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内におけるデータ伝送設備については、転倒防止措置等を施すとともに加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とする。

また、建屋間の伝送ルートは、無線系回線により基準地震動による地震力に対する耐震性を確保する設計とし、有線系回線については可とう性を有するとともに、余長を確保することにより、地震力による影響を低減する設計とする。

概要を第11図及び第12図に示す。（SPDS表示装置については、「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整理する。）



第 11 図 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡設備に関わる耐震措置の概要



※1：7号炉も同様

※2：国の緊急時対策支援システム。

※3：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを越えた範囲から国所掌のERSSとなる。

※4：免震重要棟の緊急時対策支援システム伝送装置から本社経由で第二データセンターへ、5号炉原子炉建屋の緊急時対策支援システム伝送装置から第一データセンターへ伝送する。

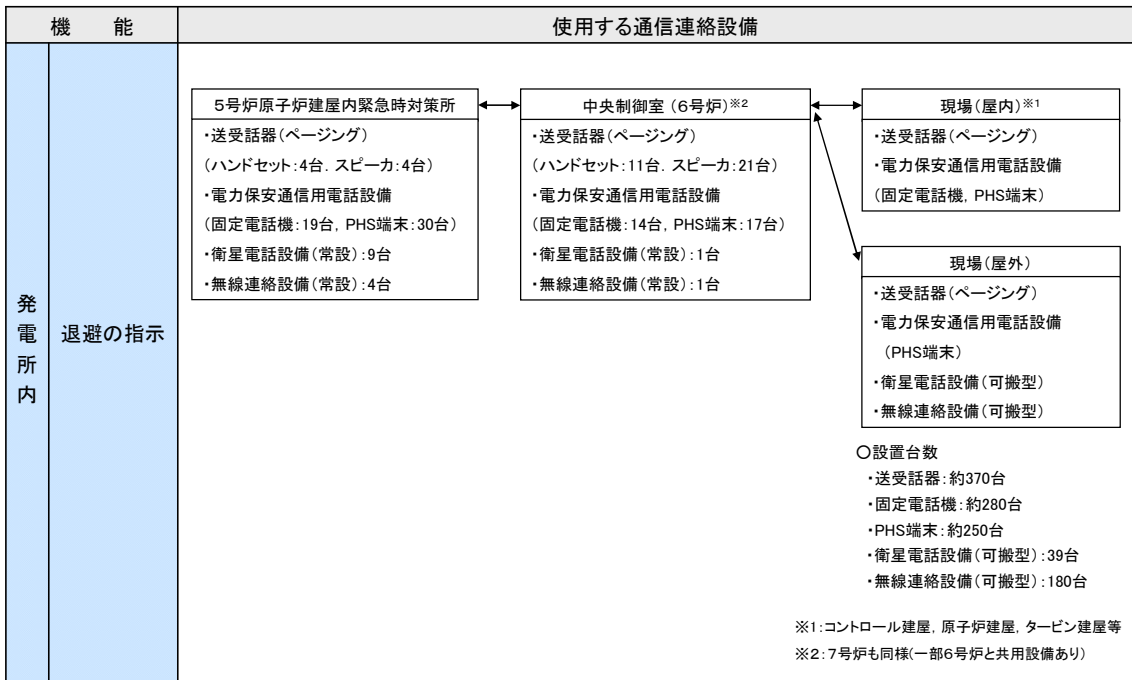
※5：電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は、一般送配電事業会社所掌となる。

第12図 安全パラメータ表示システム (SPDS) 及びデータ伝送設備に関する耐震装置の概要

機能ごとに必要な通信連絡設備

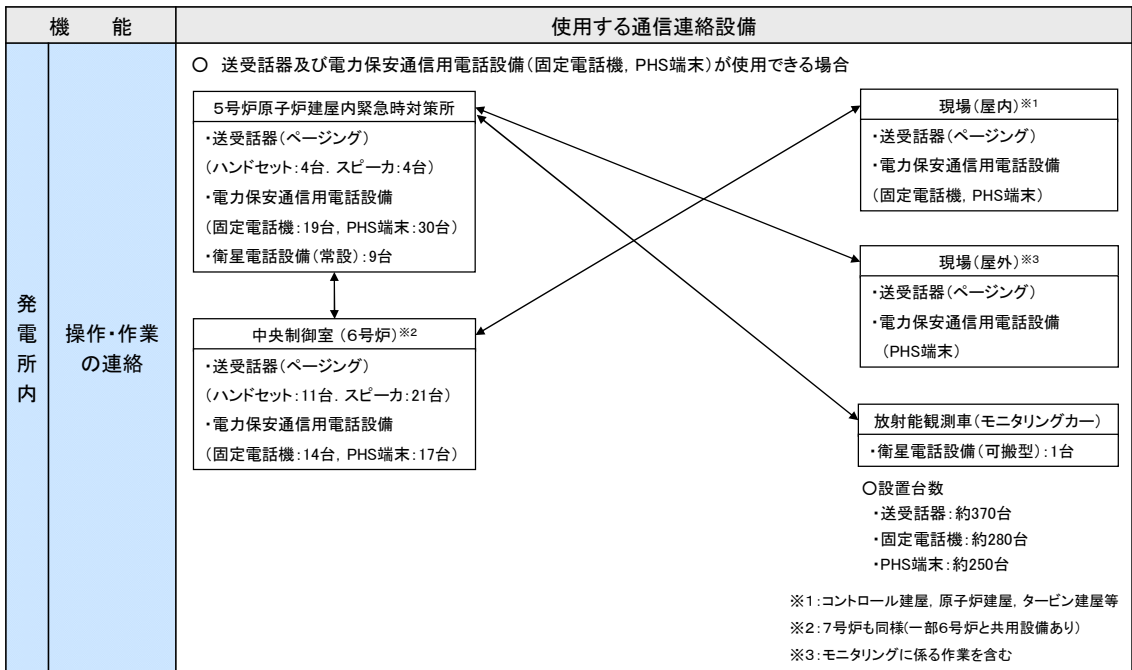
発電所内における「退避の指示」及び「操作・作業の連絡」、発電所外への「連絡・通報等」に必要な通信連絡設備の種類、配備台数等について、通信連絡が必要な箇所ごとに整理した通信連絡の指揮系統を第13図、第14図、第15図、第16図及び第17図に示す。

通信連絡設備は、使用する要員、連絡先（自治体その他関係機関）に、より速やかに連絡が実施できるよう必要な台数を整備する。また、予備品の台数は、これまでの使用実績や新規購入時の納期の実績等を踏まえ、設備が故障した場合も速やかに代替機器を準備できる台数を整備する。



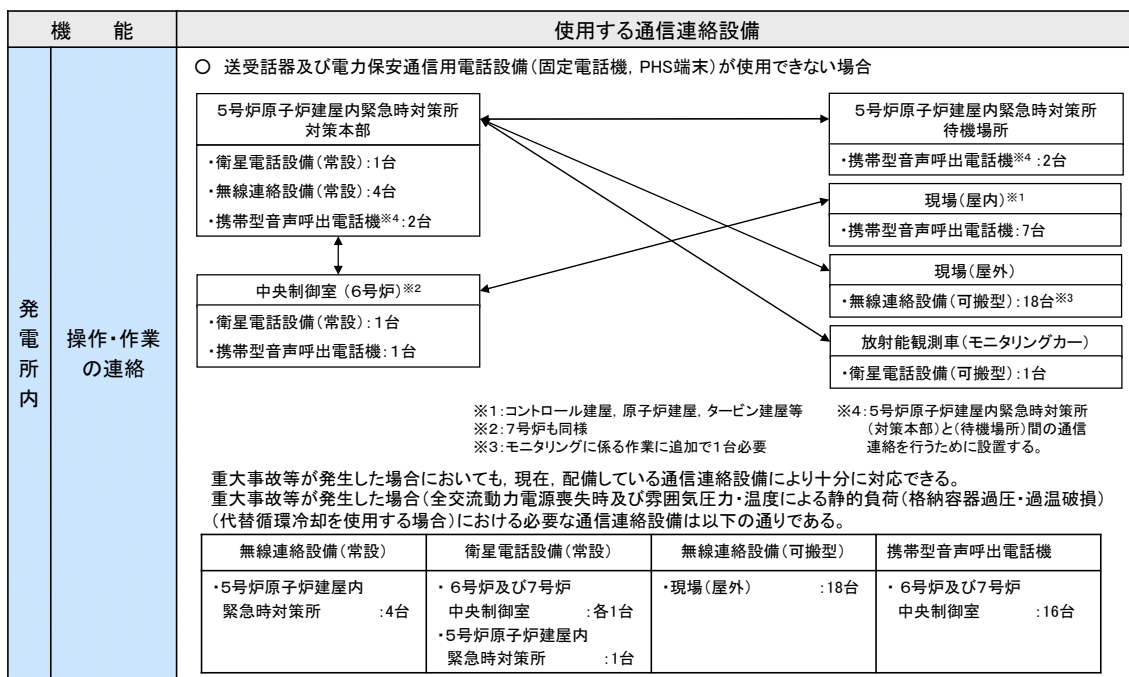
・台数については、配備台数を示す。また、今後、訓練等を通して見直しを行う。

第13図 「避難の指示」における通信連絡の指揮系統図



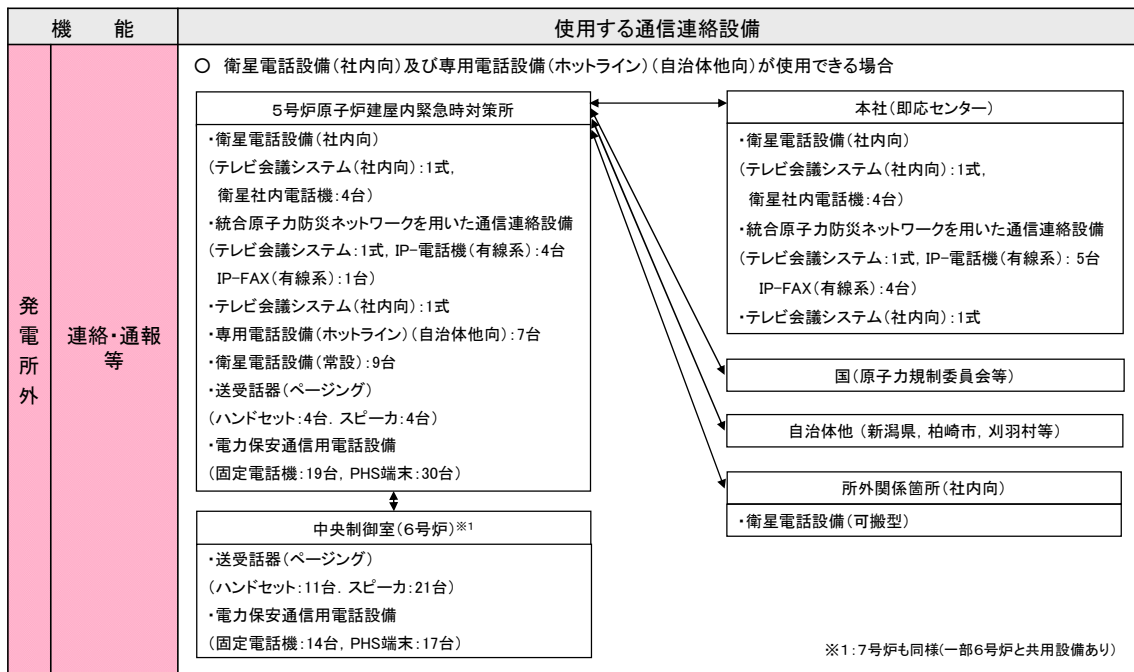
・台数については、配備台数を示す。また、今後、訓練等を通して見直しを行う。

第14図 「操作・作業の連絡」における通信連絡の指揮系統図 (1/2)



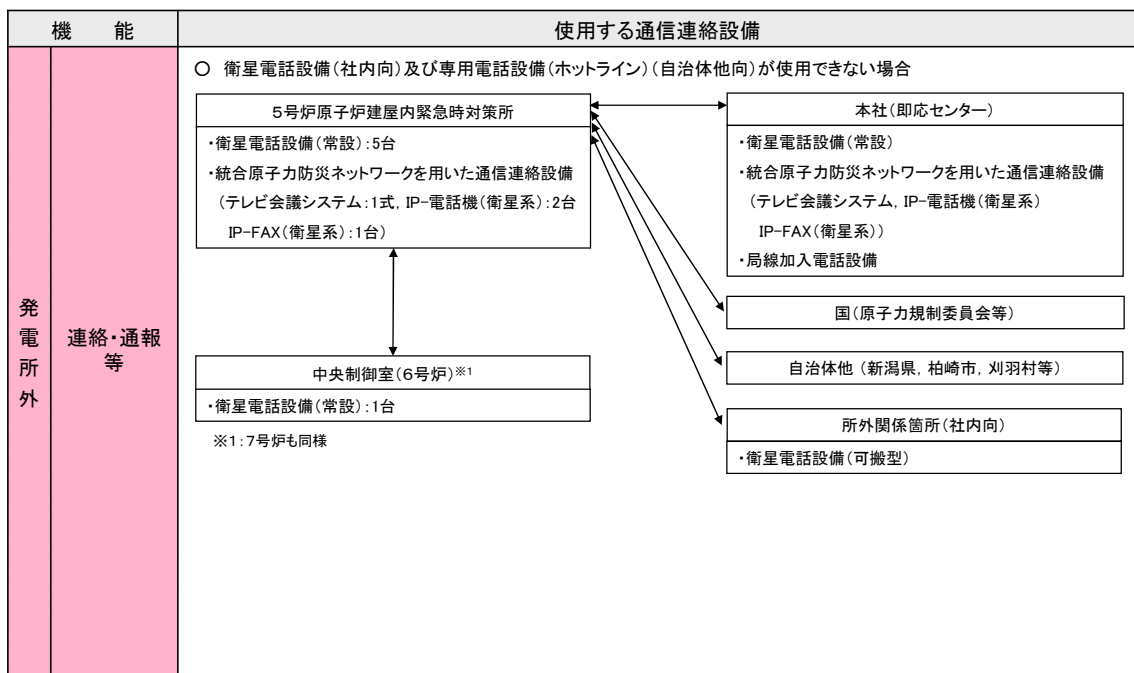
・台数については, 今後, 訓練等を通して見直しを行う。

第 15 図 「操作・作業の連絡」における通信連絡の指揮系統図 (2/2)



・台数については、配備台数を示す。また、今後、訓練等を通して見直しを行う。

第16図 「連絡・通報の連絡」における通信連絡の指揮系統図 (1/2)



・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

第17図 「連絡・通報の連絡」における通信連絡の指揮系統図 (2/2)

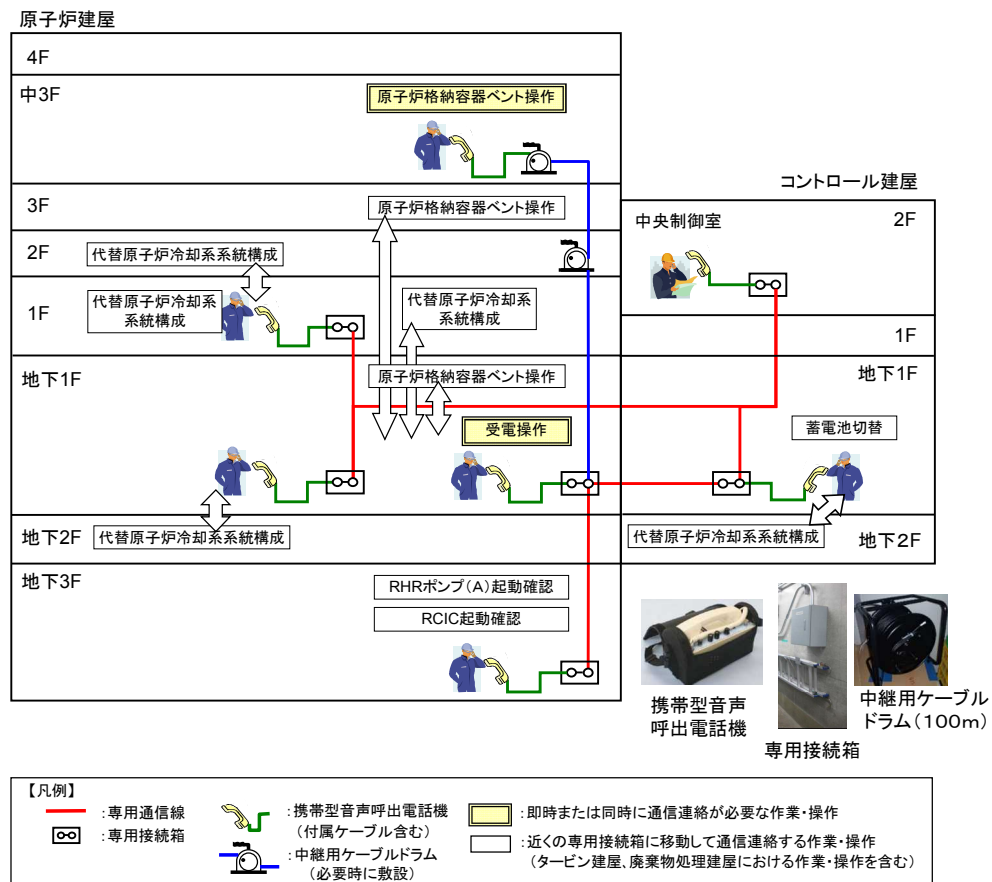
携帯型音声呼出電話設備等の使用方法及び使用場所

中央制御室に保管する携帯型音声呼出電話設備は、通常使用している所内の通信連絡設備が使用できない場合において、6号及び7号炉中央制御室と各現場間に敷設している専用通信線を用い、携帯型音声呼出電話機を専用接続箱に接続するとともに、必要時に中継用ケーブルを敷設することにより必要な通信連絡を行うことが可能な設計とする。

なお、専用接続箱については、地震起因による溢水の影響を受けない箇所に設置し、溢水時においても使用可能な設計とする。

通信連絡設備の必要台数は、有効性評価における各重要事故シーケンスで使用する台数とする。

携帯型音声呼出電話機を用いた中央制御室と現場との通信連絡の概要について、第18図に示す。また、各重大事故シーケンスで使用する携帯型音声呼出電話機を使用する通話場所の例を第6表に示す。



第18図 携帯型音声呼出電話機を用いた通信連絡の概要 (重大事故シーケンス 全交流動力電源喪失時 (7号炉) の例)

第6表 携帯型音声呼出電話機を使用する通話場所の例
 (重大事故シーケンス 全交流動力電源喪失時 (7号炉) の例)

作業・操作内容	作業・操作場所	
蓄電池切替	コントロール建屋 地下1階	計測制御電源盤室
受電操作	原子炉建屋 地下1階	非常用電気品室
MUWC 弁操作	廃棄物処理建屋 地下3階	MUWC ポンプ室
MUWC ポンプ起動確認		
代替原子炉冷却系 系統構成	原子炉建屋 地下2階	通路
	原子炉建屋 1階	通路, 非常用 D/G 室
	原子炉建屋 2階	FPC 熱交換器室近傍
	コントロール建屋 地下2階	HECW 室
	タービン建屋 1階	CWP レイダウンエリア
	タービン建屋 地下1階	RCW 熱交換器室
原子炉格納容器 ベント操作(S/C側)	原子炉建屋 中3階	非常用 D/G(B)送風機室
	原子炉建屋 3階	通路
	原子炉建屋 地下1階	通路
RCIC 起動確認	原子炉建屋 地下3階	RCIC ポンプ室
RHR ポンプ(A) 起動確認		RHR ポンプ(A) 室

第7表 各重大事故シーケンスで使用する通信連絡設備の台数（携帯型音声呼出電話設備）

各重大事故シーケンス	使用場所 号炉	コントロール建屋				廃棄物 処理建屋		タービン 建屋		原子炉 建屋		計	
		中央制御室		6号	7号	6号	7号	6号	7号	6号	7号		
		6号	7号										
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 (炉心損傷防止)	①-1	高圧・低圧注水機能喪失	1*	1	1*	-	-	-	-	-	6*	1	10
	①-2	高圧注水・減圧機能喪失	1*	1	1*	-	-	-	-	-	6*	1	10
	①-3-1	全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）	1*	1	1*	1	-	-	-	-	6*	6	16
	①-3-2	全交流動力電源喪失（（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗）	1*	1	1*	1	-	-	-	-	6*	6	16
	①-3-3	全交流動力電源喪失（（外部電源喪失+DG喪失）+直流電源喪失）	1*	1	1*	1	-	-	-	-	6*	6	16
	①-3-4	全交流動力電源喪失（（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再開失敗）	1*	1	1*	1	-	-	-	-	6*	6	16
	①-4-1	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	1*	1	1*	-	-	-	-	-	6*	3	12
	①-4-2	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	1*	1	1*	1	-	-	-	-	6*	5	15
	①-5	原子炉停止機能喪失	1*	1	1*	-	-	-	-	-	6*	2	11
	①-6	LOCA時注水機能喪失	1*	-	1*	-	-	-	-	-	6*	2	10
①-7	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	1*	-	1*	-	-	-	-	-	6*	-	8	
重大事故 (格納容器破損防止)	②-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 代替循環冷却を使用する場合	1*	1	1*	1	-	-	-	-	6*	2	12
	②-1-2	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 代替循環冷却を使用しない場合	1*	1	1*	-	-	-	-	-	6*	2	11
	②-2	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	1*	-	1*	-	-	-	-	-	6*	-	8
	②-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	1*	1	1*	-	-	-	-	-	6*	1	10
	②-4	水素燃焼	1*	1	1*	-	-	-	-	-	6*	4	13
②-5	溶融炉心・コンクリート相互作用	1*	-	1*	-	-	-	-	-	6*	1	9	
使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故 (SFP破損防止)	③-1	想定事故1 (使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失)	1*	1	1*	-	-	-	-	-	6*	1	10
	③-2	想定事故2 (サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失)	1*	1	1*	-	-	-	-	-	6*	2	11
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 (停止中原子炉の燃料損傷防止)	④-1	崩壊熱除去機能喪失（RHR故障による停止時冷却機能喪失）	1*	1	1*	-	-	-	-	-	6*	2	11
	④-2	全交流動力電源喪失	1*	1	1*	-	-	-	-	-	6*	4	13
	④-3	原子炉冷却材の流出	1*	1	1*	-	-	-	-	-	6*	2	11
	④-4	反応度の誤投入	1*	-	1*	-	-	-	-	-	6*	-	8

・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う。 ・携帯型音声呼出電話機は、6号及び7号炉の中央制御室に計20台を保管している。
 ※：7号炉において事故が発生した場合の6号炉の台数を示す。6号炉においては必要台数の多い運転中に全交流動力電源喪失事故が発生した場合の台数を示す。

第8表 各重大事故シーケンスで使用する通信連絡設備の台数（無線連絡設備等）

各重大事故シーケンス		使用場所 設備	屋内 (緊急時対策所及び 中央制御室 (6号及び7号炉))	屋外
			無線連絡設備等 (常設)	無線連絡設備 (可搬型)
運転中の原子炉における 重大事故に至るおそれがある事故 (炉心損傷防止)	①-1	高圧・低圧注水機能喪失	7	7
	①-2	高圧注水・減圧機能喪失	3	-
	①-3-1	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)	7	14
	①-3-2	全交流動力電源喪失 ((外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗)	7	14
	①-3-3	全交流動力電源喪失 ((外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失)	7	14
	①-3-4	全交流動力電源喪失 ((外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗)	7	14
	①-4-1	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	7	7
	①-4-2	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	7	14
	①-5	原子炉停止機能喪失	3	-
	①-6	LOCA 時注水機能喪失	7	7
①-7	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	3	-	
重大事故 (格納容器破損防止)	②-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却を使用する場合	7	18
	②-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 代替循環冷却を使用しない場合	7	8
	②-2	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	3	-
	②-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	3	-
	②-4	水素燃焼	7	14
②-5	溶融炉心・コンクリート相互作用	3	-	
使用済燃料プールにおける 重大事故に至るおそれがある事故 (SFP破損防止)	③-1	想定事故1 (使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失)	7	11
	③-2	想定事故2 (サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失)	7	11
運転停止中の原子炉に おける重大事故に至る おそれがある事故 (停止中原子炉の 燃料損傷防止)	④-1	崩壊熱除去機能喪失 (RHR 故障による停止時冷却機能喪失)	7	9
	④-2	全交流動力電源喪失	7	12
	④-3	原子炉冷却材の流出	7	9
	④-4	反応度の誤投入	-	-

・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

・無線連絡設備のほか、衛星電話設備も使用可能であり、衛星電話設備も使用する。

機能ごとに必要な通信連絡設備（発電所内）の優先順位及び設備種別

機能	通信実施場所			
	場所	使用する通信連絡設備 (発電所内)	場所	使用する通信連絡設備 (発電所内)
操作・ 作業の 連絡	中央制御室 ^{※1}	① 電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末)	現場 (屋内)	① 電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末)
		① 送受話器 (警報装置を含む。)		① 送受話器 (警報装置を含む。)
		② 携帯型音声呼出電話設備		② 携帯型音声呼出電話設備
	中央制御室 ^{※1}	① 電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末)	緊急時対策所 ^{※2}	① 電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末)
		① 送受話器 (警報装置を含む。)		① 送受話器 (警報装置を含む。)
		② 衛星電話設備 (常設)		② 衛星電話設備 (常設)
	中央制御室待避室 ^{※1}	① 衛星電話設備 (常設)	緊急時対策所 ^{※2}	① 衛星電話設備 (常設)
		② 無線連絡設備 (常設)		② 無線連絡設備 (常設)
	緊急時対策所 ^{※2}	① 電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末)	現場 (屋外)	① 電力保安通信用電話設備 (PHS 端末)
		① 送受話器 (警報装置を含む。)		① 送受話器 (警報装置を含む。)
② 無線連絡設備 (常設)		② 無線連絡設備 (可搬型)		
緊急時対策所 ^{※2} 対策本部	① 電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末)	緊急時対策所 ^{※2} 待機場所	① 電力保安通信用電話設備 (PHS 端末)	
	① 送受話器 (警報装置を含む。)		① 送受話器 (警報装置を含む。)	
	② 携帯型音声呼出電話設備		② 携帯型音声呼出電話設備	
緊急時対策所 ^{※2}	① 衛星電話設備 (常設)	放射能観測車 (モニタリングカー)	① 衛星電話設備 (可搬型)	

※1 : 6号及び7号炉

※2 : 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

・優先順位については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

凡例

丸数字 : 優先順位

■ : 重大事故等対処設備

■ : 自主対策設備

機能ごとに必要な通信連絡設備（発電所外）の優先順位及び設備種別

機能	通信実施場所							
	場所	使用する通信連絡設備（発電所外）		場所	使用する通信連絡設備（発電所外）			
通報・連絡等	緊急時対策所 ^{※1}	テレビ会議	①	テレビ会議システム (テレビ会議システム (社内向))	本社	テレビ会議	①	テレビ会議システム (テレビ会議システム (社内向))
			②	衛星電話設備 (社内向) (テレビ会議システム (社内向))			②	衛星電話設備 (社内向) (テレビ会議システム (社内向))
			③	テレビ会議システム ^{※2}			③	テレビ会議システム ^{※2}
		電話	①	衛星電話設備 (社内向) (衛星社内電話機)		電話	①	衛星電話設備 (社内向) (衛星社内電話機)
			②	衛星電話設備 (常設)			②	局線加入電話設備 衛星電話設備 (常設)
			③	IP-電話機 ^{※2} (有線系)			③	IP-電話機 ^{※2} (有線系)
			④	IP-電話機 ^{※2} (衛星系)			④	IP-電話機 ^{※2} (衛星系)
		FAX	①	IP-FAX ^{※2} (有線系)		FAX	①	IP-FAX ^{※2} (有線系)
	②		IP-FAX ^{※2} (衛星系)	②	IP-FAX ^{※2} (衛星系)			
	緊急時対策所 ^{※1}	テレビ会議	①	テレビ会議システム ^{※2}	テレビ会議	—		
		電話	①	IP-電話機 ^{※2} (有線系)	電話	—		
			②	IP-電話機 ^{※2} (衛星系)		—		
			③	衛星電話設備 (常設)		—		
		FAX	①	IP-FAX ^{※2} (有線系)	FAX	—		
②			IP-FAX ^{※2} (衛星系)	—				
緊急時対策所 ^{※1}	電話	①	専用電話設備	自治体, その他 関係 機関等	電話	—		
		②	IP-電話機 ^{※2} (有線系)			—		
		③	IP-電話機 ^{※2} (衛星系)			—		
		④	衛星電話設備 (常設)			—		
	FAX	①	IP-FAX ^{※2} (有線系)	FAX	—			
		②	IP-FAX ^{※2} (衛星系)		—			
緊急時対策所 ^{※1}	①	衛星電話設備 (常設)	所外関係箇所	①	衛星電話設備 (可搬型)			

※1：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

※2：統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備

・優先順位については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

凡例

丸数字：優先順位

■：重大事故等対処設備

■：自主対策設備

手順のリンク先について

通信連絡に関する手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.19.2.1(1)(d) iii SPDS 表示装置
＜リンク先＞ 1.18.2.2(1) 安全パラメータ表示システム（SPDS）による
プラントパラメータ等の監視手順

2. 1.19.2.1(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な
場所で共有する手順等
＜リンク先＞ 1.15.2.1 監視機能喪失
1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失
1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

3. 1.19.2.2(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）
の必要な場所で共有する手順等
＜リンク先＞ 1.15.2.1 監視機能喪失
1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失
1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

4. 1.19.2.3 代替電源設備から給電する手順等
＜リンク先＞ 1.14.2.1 交流電源喪失時の対応手順
1.18.2.4(1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型
電源設備による給電

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の
衝突その他のテロリズムへの対応について

平成29年6月

東京電力ホールディングス株式会社

2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応

< 目 次 >

2.1 可搬型設備等による対応.....	3
2.1.1 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る基本的な考え方.....	4
2.1.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備.....	4
2.1.1.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備.....	6
2.1.1.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備.....	8
2.1.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項.....	9
2.1.2.1 大規模損壊発生時の手順書の整備.....	10
2.1.2.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備.....	133
2.1.2.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備.....	149
2.1.3 まとめ.....	152

- 添付資料2.1.1 大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然現象の抽出プロセスについて
- 添付資料2.1.2 設計基準を超える積雪事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2.1.3 設計基準を超える低温（凍結）事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2.1.4 設計基準を超える落雷事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2.1.5 設計基準を超える火山事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2.1.6 設計基準を超える風（台風）事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2.1.7 設計基準を超える竜巻事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2.1.8 設計基準を超える降水事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2.1.9 設計基準を超える自然現象の重畳に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2.1.10 PRAで選定しなかった事故シーケンス等への対応について
- 添付資料2.1.11 大規模損壊発生時の対応
- 添付資料2.1.12 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧について
- 添付資料2.1.13 使用済燃料プール大規模漏えい時の対応について
- 添付資料2.1.14 放水砲の設置場所及び使用方法等について
- 添付資料2.1.15 大規模損壊に特化した設備と手順の整備について
- 添付資料2.1.16 米国ガイド(NEI-06-12及びNEI-12-06)で参考とした事項について
- 添付資料2.1.17 大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について
- 添付資料2.1.18 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について
- 添付資料2.1.19 設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊での対応状況
- 添付資料2.1.20 大規模損壊発生時における放射線防護に係る対応について
- 添付資料2.1.21 緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れについて
- 添付資料2.1.22 重大事故等に対処する要員の確保に関する基本的な考え方について
- 添付資料2.1.23 重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練内容について
- 添付資料2.1.24 現場要員の多能化について
- 添付資料2.1.25 初動対応要員の分散配置について

別冊

非公開資料

- I. 具体的対応の共通事項
- II. 大規模な自然災害の想定 of 具体的対応
- III. 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの想定脅威の具体的対応

2.1 可搬型設備等による対応

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し，次の項目に関する手順書を適切に整備し，また，当該手順書にしたがって活動を行うための体制及び資機材を整備する。ここでは，発電用原子炉施設にとって過酷な大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合においても，当該の手順書等を活用した対策によって緩和措置を講じることができることを説明する。

- 1 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 2 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 3 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- 4 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 5 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

2.1.1 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る基本的な考え方

2.1.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備

大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、設計基準を超えるような規模の自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。ただし、特定の事象の発生や検知がなくても、緊急時対応手順の延長で対応可能なよう配慮する。

また、発電用原子炉施設の被災状況を把握するための手順及び被災状況を踏まえた優先実施事項の実行判断を行うための手順を整備する。

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合は、当直副長の指揮の下で事故時運転操作手順書（事象ベース、徴候ベース及びシビアアクシデント）に基づいて対応操作することを基本とする。このことは、自然災害が大規模な場合であっても同様であるが、常設の設備では事故収束が行えない場合は、緊急時対策本部の支援を受け、可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順（以下「多様なハザード対応手順」という）等を使用した対応操作を行う。

また、大規模損壊では、重大事故等に比べてプラントが受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範囲で不確定なものと想定され、あらかじめシナリオを設定して対応することが困難であると考えられることから、緊急時対策本部における情報収集、運転員が実施するプラント操作に対する支援が重要となる。このため、プラントの状態の把握並びに対策及びその優先順位の決定に用いる緊急時対策本部で使用する対応フロー及びチェックシートを整備する。対応フローは、事故時運転操作手順書、多様なハザード対応手順及び緊急時対策本部の各機能班の対応ガイド等の相互関係の概略をまとめ、全体像を把握するツールとして緊急時対策本部の運営を支援するために整備するものであり、具体的な対応操作の手順は個別の手順書等に記載する。

当該号炉に関する対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に事故発生号炉の当直副長が行う。万一、中央制御室の機能喪失時や中央制御室から運転員が撤退する必要性が生じた場合等、当直副長の指揮下で対応できない場合には、緊急時対策本部長は当該号炉の運転員又は号機班の中から当該号炉の対応操作の責任者を定め対応に当たらせる。当直副長又は当該号炉の対応操作の責任者が判断した結果及びそれに基づき実施した監視や操作については、緊急時対策本部に報告し、各機能班の責任者（統括又は班長）は、その時点における他号炉の状況、リソースや対応の優先順位付け等を判断し、必要な支援や対応

を行う。

また、緊急時対策本部は、プラントの影響予測を行い、その結果を基に各機能班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。

緊急時対策本部長は、これらの情報を収集し、発電所全体の対応について総合的な責任を負う。

大規模損壊の対応に当たっては、発電所外への放射性物質放出の防止、抑制を最大の目的とし、次に示す各項目を優先実施事項とする。

<炉心の著しい損傷を緩和するための対策>

- ・炉心の著しい損傷防止のための原子炉停止と原子炉压力容器への注水

<原子炉格納容器の破損を緩和するための対策>

- ・炉心損傷回避、著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避

<使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策>

- ・使用済燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水

<放射性物質の放出を低減するための対策>

- ・水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策
- ・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制

<大規模な火災が発生した場合における消火活動>

- ・消火活動

<その他の対策>

- ・要員（運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊をいう。以下同じ。）の安全確保
- ・対応に必要なアクセスルートの確保
- ・電源及び水源の確保並びに燃料補給
- ・人命救助

なお、これら優先実施事項の考え方は、事故時運転操作手順書と同様である。

2.1.1.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊に至る可能性のある事象は、基準地震動及び基準津波等の設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模の自然災害並びに故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。重大事故等時に比べてプラントが受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範囲で不確定なものとなる。そのため、発電所施設の被害状況から残存する資源等を活用し事故対応を行う。被害を受けた機器の復旧可能性の把握、判断も事故対応の方向性を決める判断要素の一つとする。残存する資源の把握、活用、復旧判断等の活動は、通常時の実務経験を踏まえた技術的能力 1.0 で示す重大事故等時の対応体制で引き続き対応する。

ただし、中央制御室の機能喪失、要員の被災及び重大事故等対処で期待する重大事故等対処設備が使用できない等の状況を想定した場合に対処できるよう、該当する部分の体制の整備、充実を図る。

福島第一原子力発電所事故の対応の際には、複数の発電用原子炉施設での同時被災を想定した備えが十分でなく、発電所緊急時対策本部（以下「発電所対策本部」という。）の情報共有と指揮命令が混乱し、迅速・的確な意思決定ができなかったことから、大規模損壊の発生に備えた発電所対策本部及び本社緊急時対策本部（以下「本社対策本部」という。）の体制は、重大事故等対処のための体制と同様、指揮命令系統、及び各機能班・スタッフの役割を明確にすることを基本とする。また、重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備、充実するために大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊に対する教育及び訓練を付加して実施し体制の整備を図る。

(1) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練

大規模損壊発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊への教育及び訓練については、技術的能力 1.0 で実施する教育及び訓練に加え、過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。また、原子力防災管理者及びその代行者を対象に、通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。さらに、運転員及び緊急時対策要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育及び

訓練の充実を図る。

必要な力量の確保に当たっては、通常時の実務経験を通じて付与される力量を考慮し、事故時対応の知識及び技能について、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより各要員の力量の維持・向上を図る。

(2) 大規模損壊発生時の体制

大規模損壊発生時の体制については、重大事故等対策に係る体制を基本とするが、大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失含む）においても流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。

発電所対策本部は、大規模損壊の緩和措置を実施する実施組織及びその支援組織から構成されており、それぞれの機能ごとに責任者を定め、役割分担を明確にし、効果的な大規模損壊の緩和措置を実施し得る体制とする。また、複数号炉の同時被災の場合においても、重大事故等対処設備を使用して炉心損傷や原子炉格納容器の破損等に対応できる体制とする。6号及び7号炉の原子炉主任技術者は、号炉ごとに独立性を確保して配置する。

また、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても発電所構内に緊急時対策要員50名、運転員40名及び自衛消防隊10名の合計100名を常時確保し、大規模損壊発生時は本部長代行が初動の指揮を執る体制を整備する。

さらに、大規模な自然災害が発生した場合には、上述100名の中に被災者が発生する可能性があることに加え、社員寮、社宅等からの交替要員参集に時間を要する可能性があるが、その場合であっても、運転員及び自衛消防隊を含む発電所構内に常駐する要員により優先する対応手順を必要とする要員数未滿で対応することで交替要員が到着するまでの間も事故対応を行えるよう体制を整備する。

(3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方

大規模損壊発生時には、通常原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、発電所構内に勤務している緊急時対策要員により指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊発生時に対応するための体制を整備する。

(4) 大規模損壊発生時の支援体制の確立

a. 本社緊急時対策本部体制の確立

大規模損壊発生時における本社対策本部の設置による発電所への支援体制は、技術的能力 1.0 で整備する支援体制と同様である。

b. 外部支援体制の確立

大規模損壊発生時における外部支援体制は、技術的能力 1.0 で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。

2.1.1.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を次に示す基本的な考え方に基づき配備する。なお、大規模損壊発生時の対応のために必要となる設備及び資機材については、技術的能力 1.0 で整備するもので対応可能である。

(1) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に配備し、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように保管場所を分散しかつ十分離して配備する。

(2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉建屋及びコントロール建屋から 100m 以上離隔をとった場所に分散して配備する。

2.1.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項

<要求事項>

発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊(以下「大規模損壊」という。)が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目についての手順書が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

- 1 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 2 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 3 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- 4 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 5 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

【解釈】

- 1 発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合において、第1号から第5号までに掲げる活動を実施するために必要な手順書、体制及び資機材等を適切に整備する方針であること。
- 2 第1号に規定する「大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動」について、発電用原子炉設置者は、故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備する方針であること。
- 3 発電用原子炉設置者は、本規程における「1. 重大事故等対策における要求事項」の以下の項目について、大規模な自然災害を想定した手順等を整備する方針であること。

- 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 - 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
 - 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 - 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
 - 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
 - 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
 - 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
 - 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
 - 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
 - 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
 - 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
 - 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等
 - 1.14 電源の確保に関する手順等
- 4 発電用原子炉設置者は、上記3の項目について、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順等を整備する方針であること。

2.1.2.1 大規模損壊発生時の手順書の整備

自然災害については、大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定した上で、整備した対応手順書の有効性を確認する。これに加え、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備する。

(1) 大規模損壊のケーススタディで扱う自然現象の選定について

大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象を網羅的に抽出するため、柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺での発生実績に関わらず、国内で一般に発生し得る事象に加え、国内外の基準で示されている外部事象を抽出した。

各事象（重畳を含む）について、設計基準を超えるような苛酷な状況を想

定した場合のプラントへの影響度を評価し、特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある自然現象を選定し、さらに大規模損壊のケーススタディとして扱う事象をその中から選定した。

検討プロセスをフローで表したものを図2.1.1に示す。また検討内容について以下に示す。

a. 自然現象の網羅的な抽出

国内外の基準を参考に、網羅的に自然現象を抽出・整理し、自然現象44事象を抽出した。(添付資料2.1.1 参照)

b. 特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある自然現象の選定

各自然現象について、設計基準を超えるような非常に苛酷な状況を想定した場合にプラントの安全性が損なわれる可能性について評価を実施し、発生し得るプラント状態（起因事象）を特定した。

プラント状態を特定するに当たっては、イベントツリーによる事象進展評価又は定性的な評価を実施した。

主要な事象（検討した結果、特にプラントの安全性に影響を与える可能性があるとして整理された事象）の影響を整理した結果を表2.1.1、表2.1.2及び図2.1.2にそれぞれ示す。その他の事象を含む全事象に対する検討内容については添付資料2.1.1に示す。検討した結果、特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある自然現象として選定されたものは次のとおり。

- ・地震
- ・津波
- ・地震と津波の重畳
- ・風（台風）
- ・竜巻
- ・低温（凍結）
- ・降水
- ・積雪
- ・落雷
- ・火山
- ・隕石

c. ケーススタディの対象シナリオ選定

上記で選定された自然現象について、それぞれで特定した起因事象・シナリオを基に、大規模損壊のケーススタディとして想定することが適切な事象を選定する。

上記b.での整理から、プラントの最終状態は次の3項目に類型化することができ、表2.1.3に事象ごとに整理した結果を示す。

- ・ 重大事故対策で想定していない事故シーケンス（大規模損壊）
- ・ 重大事故対策で想定している事故シーケンス
- ・ 設計基準事故で想定している事故シーケンス

表2.1.3に示すとおり、発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象は、地震、津波、地震と津波の重畳、降水、積雪、落雷、火山及び隕石の8事象となる。

また、大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象のうち、以下の事象については、他の事象のシナリオに代表させることができる。

・ 降水

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋計測・制御系機能喪失＋直流電源喪失となる。津波のシナリオに代表させる事象として整理した。

・ 積雪

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋計測・制御系機能喪失＋注水機能喪失となる。積雪については大型航空機の衝突と異なり事象進展がある程度遅いことから、事前に除雪等の対応が可能となる。非常に苛酷な状況を考慮した場合にも、除雪の対象を限定し最小限必要な設備（原子炉建屋やアクセスルート等）について健全性を維持させるといった対応により損傷範囲を抑制することが可能であることから、大型航空機の衝突や津波のシナリオに代表させる事象として整理した。

・ 落雷

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋直流電源喪失＋注水機能喪失＋計測・制御系喪失となるが、地震と津波の重畳のシナリオ又は大型航空機の衝突に代表させることができる。

・ 火山

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋計測・制御系機能喪失

+注水機能喪失となるが、大型航空機の原子炉建屋東側とコントロール建屋への衝突のシナリオに代表させることができる。また、大量の降灰がある場合には、積雪時と同様、灰を除去することで、影響範囲を抑制することが可能である。

・隕石

隕石衝突に伴う建屋・屋外設備の損傷については、大型航空機の衝突のシナリオに代表させることができる。

発電所敷地への隕石落下に伴う振動の発生については、地震のシナリオに代表させることができる。

また、隕石の発電所近海への落下に伴う津波については、津波のシナリオに代表させることができる。

以上より、自然現象として、地震、津波及び地震と津波の重畳3事象をケーススタディとして選定する。

(2) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮について

テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突をケーススタディとして選定する。

なお、爆発等の人為事象による発電用原子炉施設への影響については、故意による大型航空機の衝突に代表させることができる。

以上より、大規模損壊発生時の対応手順書の整備に当たっては、(1)及び(2)において整理した大規模損壊の発生によって、多量の放射性物質が環境中に放出されるような万一の事態に至る可能性も想定し、発電用原子炉施設において使える可能性のある設備、資機材及び要員を最大限に活用した多様性及び柔軟性を有する手段を構築する。

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (1/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
①地震	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく発生する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送変電設備の碍子等の損傷により、外部電源喪失の可能性がある。 ・原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷の可能性ある。また、これにより、非常用ディーゼル発電機の冷却水が喪失することで、非常用ディーゼル発電機が停止し、外部電源喪失と相まって全交流動力電源喪失の重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉格納容器内の複数の配管が損傷し、原子炉冷却材喪失の可能性ある。大口径配管の破断や破損個所が多い場合、原子炉圧力は急速に減圧し、全交流動力電源喪失時においては、原子炉冷却材喪失分を補う注水が確保できない可能性がある。 ・モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 ・保管している危険物による火災の発生可能性がある。 ・斜面の崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬型放射線測定器により測定及び監視を行う。 ・火災が発生した場合は、化学消防自動車等の消火設備に 	<p>【基準地震動を超える地震を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器内配管 ・残留熱除去系の配管サポート及び弁駆動部 ・残留熱除去系ポンプ（停止時冷却モード）隔離弁 ・主蒸気系の配管サポート ・原子炉補機冷却系熱交換器の耐震強化サポート ・原子炉補機冷却系配管 ・外部電源設備全般の碍子 ・ほう酸水注入系貯蔵タンク基礎ボルト ・復水貯蔵槽周りの配管サポート ・高圧炉心注水系弁駆動部 ・高圧窒素ガス供給系の配管サポート ・モニタリング・ポスト 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器バイパス ・原子炉冷却材喪失と注水機能喪失の同時発生 ・計測・制御系喪失 ・直流電源喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (2/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
	よる消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。		
②津波	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電所近海での震源による地震を考え、地震発生後、10分程度で津波が襲来すると想定する。 ・基準津波を超える規模として、防潮堤の高さ(15m)を上回る高さの津波を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・屋外の低起動変圧器が津波により冠水し、外部電源が喪失する可能性がある。 ・原子炉建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋の防護扉が波力又は没水により損傷の可能性はある。 ・コントロール建屋内への津波による溢水により、直流125V主母線盤が冠水し、直流電源が喪失する可能性がある。 ・原子炉建屋内への津波による溢水により、原子炉隔離時冷却系制御盤が冠水し、制御不能に至る可能性がある(運転状態であった場合は、その状態のまま継続)。また、非常用高圧母線の冠水により、外部電源が喪失している場合には全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・廃棄物処理建屋内への津波による溢水により、復水補給水系ポンプが冠水し、復水補給水系が機能喪失に至る可能性がある。 ・タービン建屋内への津波による溢水により、原子炉補機冷却系ポンプが冠水し、原子炉補機冷却系が機能喪失に 	<p>【防潮堤を超える高さの津波を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低起動変圧器 ・125V直流電源 ・原子炉隔離時冷却系 ・非常用高圧母線 ・復水補給水系 ・原子炉補機冷却系 ・軽油タンク ・モニタリング・ポスト 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失 ・全交流動力電源喪失 ・直流電源喪失 ・高圧炉心冷却機能喪失 ・最終ヒートシンク喪失

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (3/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
	<p>至る可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・モニタリング・ポストの津波による冠水により、監視機能が喪失する可能性がある。 ・がれき等によりアクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬型放射線測定器により測定及び監視を行う。 ・火災が発生した場合は、化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 		

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (4/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
③風(台風含む)	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 予報等により事前の予測が可能であることから、プラントの安全機能に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して対策（飛散防止措置の確認等）を実施する。 ・ 基準風速40.1m/s(地上高10m, 10分間平均)を超える強風を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 風荷重によりタービン建屋が損傷し、タービン及び発電機に影響が及んでタービントリップに至る可能性がある。 ・ 風荷重による送変電設備の損傷により外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、軽油タンク等が損傷し、非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで全交流動力電源が喪失する可能性がある。 ・ 台風による漂流物により取水口が閉塞し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 ・ 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 	<p>【設計基準を超える最大風速を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ タービン建屋 ・ 送変電設備 ・ 軽油タンク ・ 取水口 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 最終ヒートシンク喪失
④竜巻	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 竜巻注意情報が発表された場合は、屋外でのクレーン転倒防止等の最低限の対応を行った上で作業を中断し、屋内の安全な場所に退避する。 ・ 発電所敷地内又は周辺で著しく大きな竜巻が目撃された 	<p>【設計基準を超える最大風速を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ タービン建屋 ・ 送変電設備 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 最終ヒートシンク喪失

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (5/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
2.1-18	<p>場合あるいはその情報を入手した場合は、対応可能であれば襲来前にプラント停止の措置を取る。</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計竜巻を超える規模の竜巻を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 風荷重によりタービン建屋が損傷し、タービン及び発電機に影響が及んでタービントリップに至る可能性がある。 風荷重による送変電設備の損傷により外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、軽油タンク等が損傷し、非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで全交流動力電源が喪失する可能性がある。 竜巻による資機材又は車両等が飛散して、取水口周辺の海に入り、取水口が閉塞し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 軽油タンク 電気品室換気空調系 取水口 原子炉建屋ブローアウトパネル 	

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (6/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
⑤ 低温 (凍結)	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 予報等により事前の予測が可能であることから、プラントの安全機能に影響を与えることがないよう、事前に保温、電熱線ヒータによる加温等の凍結防止対策を実施することができる。 ・ 低温における基準温度-15.2℃を超える規模の低温を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 送電線や碍子に着氷することによって相间短絡を起し外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、軽油タンク等内の軽油が凍結することで非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇し、全交流動力電源が喪失する可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 事前の凍結防止対策（連続ブロー、循環運転等）を行う。 ・ 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 	<p>【設計基準を超える低温を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 送変電設備 ・ 軽油タンク 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失 ・ 全交流動力電源喪失
⑥ 降水	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 基準降水量101.3mm/hを超える規模の降水を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に機能喪失することで、原子炉補機冷却系が喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。また、雨水が下層階へ伝播し、ディーゼル発電設備及び非常用電源盤が没水又は被水により機能喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・ タービン建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合にター 	<p>【設計基準を超える降水を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却系 ・ タービン及び発電機 ・ 中央制御室 ・ 直流電源設備 ・ 送変電設備 ・ 非常用ディーゼル発電設備 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計測・制御系機能喪失 ・ 直流電源喪失 ・ 外部電源喪失 ・ 最終ヒートシンク喪失 ・ 全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (7/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
2.1-20	<p>ビンや発電機に影響が及び、タービントリップに至る可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> タービン建屋熱交換器エリア屋上が雨水荷重により崩落した場合に、没水又は被水により原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至る可能性がある。 コントロール建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に損傷を受けることにより、あるいは没水若しくは被水することにより、計測・制御系機能喪失に至る可能性がある。その後、中央制御室の下階に位置している直流電源設備へ雨水が伝播し直流電源喪失に至る可能性がある。 廃棄物処理建屋の天井が崩落した場合に、冷却材再循環ポンプ M/Gセットや換気空調補機常用冷却水系が没水又は被水により機能喪失し、プラントスクラムに至る可能性がある。 降水の影響により地滑りが発生し、屋外の送変電設備が機能喪失し外部電源喪失が発生している状態で、燃料移送ポンプが没水により機能喪失し、非常用ディーゼル発電設備（燃料ディタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 緩和設備を用いて対応する。 		

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (8/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
⑦積雪	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 予報等により事前の予測が可能であることから、プラントの安全機能に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して対策（除雪）を実施することができる。 ・ 基準積雪量167cmを超える規模の積雪を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが物理的に機能喪失することで、原子炉補機冷却系が喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。また、積雪（雪融け水含む）の影響により、ディーゼル発電設備及び非常用電源盤が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・ タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合、タービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至る可能性がある。 ・ タービン建屋熱交換器エリア屋上が積雪荷重により崩落した場合に、積雪（雪融け水含む）の影響により原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至る可能性がある。 ・ コントロール建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的又は雪融け水により機能喪失し、計測・制御系機能喪失に至る可能性がある。その後、中央制御室下階に位置している直流電源設備へ溢水が伝搬し、機能喪失に至る可能性があ 	<p>【設計基準を超える積雪量を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却系 ・ タービン及び発電機 ・ 中央制御室 ・ 直流電源設備 ・ 送変電設備 ・ 軽油タンク ・ 中央制御室換気空調系 ・ 非常用ディーゼル発電機室空調系 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計測・制御系機能喪失 ・ 直流電源喪失 ・ 外部電源喪失 ・ 最終ヒートシンク喪失 ・ 全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (9/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
2.1-22	<p>る。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 廃棄物処理建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、冷却材再循環ポンプ M/Gセットや換気空調補機常用冷却系が積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、プラントスクラムに至る可能性がある。 ・ 送電線や碍子に雪が着氷することによって相間短絡を起こし外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、軽油タンク天井が積雪荷重により崩落した場合、軽油タンク機能が喪失し、非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで、全交流動力電源が喪失する可能性がある。 ・ 中央制御室換気空調系及び非常用ディーゼル発電機室空調系給気口の閉塞により各空調設備が機能喪失に至る可能性がある。 ・ 非常用ディーゼル発電機室空調系給気口の閉塞により、非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るような場合において、外部電源喪失が同時発生した場合に、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ あらかじめ体制を強化して対策（除雪）を行う。 ・ 可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 ・ 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 		

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (10/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
⑧落雷	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 雷注意報が発表された場合は、状況に応じて屋外での作業を中断し、屋内に退避する。 ・ プラントへの事前対応については実質的に困難であるため想定しない。 ・ 基準電流値200kAを超える雷サージの影響を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 落雷により計測制御機器に発生するノイズの影響により、プラントスクラムに至る可能性がある。 ・ 屋外設備への雷サージの影響により、外部電源喪失及びその他過渡事象に至る可能性がある。さらに、軽油タンクと屋内非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージにより、非常用ディーゼル発電機の機能が喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・ 建屋内外への雷による誘導電流の影響により、原子炉補機冷却系、直流電源又は計測・制御系の機能喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 	<p>【設計基準を超える雷サージを想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源 ・ 非常用交流電源設備 ・ 原子炉補機冷却系 ・ 直流電源設備 ・ 計測・制御系 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計測・制御系機能喪失 ・ 直流電源喪失 ・ 外部電源喪失 ・ 最終ヒートシンク喪失 ・ 全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (11/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
⑨火山	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 予報等により事前の予測が可能であることから、プラントの安全機能に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して対策（除灰）を実施することができる。 ・ 降下火砕物（火山灰）の堆積厚さの基準である35cmを超える規模の堆積厚さを想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが物理的に機能喪失することで、原子炉補機冷却系が喪失し最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 ・ タービン建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合、タービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至る可能性がある。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至る可能性がある。 ・ コントロール建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に機能喪失し、計測・制御系機能喪失に至る可能性がある。 ・ 送電網や変圧器に火山灰が付着することによって相間短絡を起こし外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、軽油タンク天井が火山灰堆積荷重により崩落した場合、軽油タンク機能が喪失し、非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで、全交流動力電源が喪失する可能性がある。 ・ 中央制御室換気空調系及び非常用ディーゼル発電機室空 	<p>【設計基準を超える火山灰堆積厚さを想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却系 ・ タービン及び発電機 ・ 中央制御室 ・ 送変電設備 ・ 軽油タンク ・ 中央制御室換気空調系 ・ 非常用ディーゼル発電機室空調系 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計測・制御系機能喪失 ・ 外部電源喪失 ・ 最終ヒートシンク喪失 ・ 全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (12/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
	<p>調系給気口の閉塞により各空調設備が機能喪失に至る可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・海水中の火山灰が高濃度な場合に、熱交換器の伝熱管の閉塞又は、海水ポンプの軸受摩耗や海水ストレータの閉塞により、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・あらかじめ体制を強化して対策（除灰）を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握，給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。 		
⑩隕石	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事前の予測については，行えないものと想定する。 <p>【影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建屋又は屋外設備に隕石が衝突した場合は，当該建屋又は設備が損傷し，機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所敷地に隕石が落下した場合は，振動により安全機能が損傷し，機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所近海に隕石が落下した場合は，津波により安全機能が冠水し，機能喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建屋に隕石が衝突し，建屋が損傷した場合は，大型航空機衝突と同様に対応する。 ・発電所敷地に隕石が衝突し，振動が発生した場合は，地震発生時と同様に対応する。 ・発電所近海に隕石が衝突し，津波が発生した場合は，津波発生時と同様に対応する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・具体的な喪失する機能は特定しない 	<ul style="list-style-type: none"> ・具体的な喪失する機能は特定しない

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (13/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象が プラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する 可能性のある機器	最終的なプラント状態
	<ul style="list-style-type: none"> 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 		

表 2.1.2 自然現象の重畳が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (1/2)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
①地震と津波の重畳	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく地震が発生する。 ・地震発生後、10分程度で津波が襲来すると想定する。 ・基準地震動又はそれに準じた基準を超える地震を想定する。 ・基準津波を超える規模として、防潮堤の高さ(15m)を上回る高さの津波を想定する。(地震による液状化により、荒浜側防潮堤は損傷しているものとする。) <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送変電設備の碍子等の損傷及び低起動変圧器の冠水により、外部電源喪失の可能性がある。 ・原子炉建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋の防護扉が波力又は没水により損傷の可能性がある。 ・コントロール建屋内への津波による溢水により、直流125V主母線盤が冠水し、直流電源が喪失する可能性がある。 ・地震の揺れにより、原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷の可能性がある。 ・原子炉建屋内への津波による溢水により、原子炉隔離時冷却系制御盤が冠水し、制御不能に至る可能性がある。(運転状態であった場合は、その状態のまま継続)また、非常用高圧母線の冠水により、外部電源が喪失している場合には全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉格納容器内の複数の配管が損傷し、原子炉冷却材喪失の可能性がある。大口径配管の破断や破損箇所 	<p>【地震と津波の重畳により喪失する可能性のある機能】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源設備全般 ・125V直流電源設備 ・非常用高圧母線 ・原子炉格納容器内配管 ・残留熱除去系 ・主蒸気系配管 ・原子炉補機冷却系 ・原子炉隔離時冷却系 ・復水補給水系 ・ほう酸水注入系貯蔵タンク ・復水貯蔵槽周りの配管 ・高圧炉心注水系弁駆動部 ・高圧窒素ガス供給系配管 ・軽油タンク ・モニタリング・ポスト 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器バイパス ・原子炉冷却材喪失と注水機能喪失の同時発生 ・計測・制御系喪失 ・直流電源喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失

表 2.1.2 自然現象の重畳が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (2/2)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
	<p>が多い場合、発電用原子炉の圧力は急速に減圧し、全交流動力電源喪失時においては、原子炉冷却材喪失分を補う注水が確保できない可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・廃棄物処理建屋内への津波による溢水により、復水補給水系ポンプが冠水し、復水補給水系が機能喪失に至る可能性がある。 ・タービン建屋内への津波による溢水により、原子炉補機冷却系ポンプが冠水し、原子炉補機冷却系が機能喪失に至る可能性がある。 ・モニタリング・ポストの地震の揺れ又は津波による冠水により、監視機能が喪失する可能性がある。 ・保管している危険物による火災の発生の可能性がある。 ・斜面の崩壊、地盤の陥没、がれき等によりアクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬型放射線測定器により測定及び監視を行う。 ・化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 		

表 2.1.3 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象 (1/3)

自然現象	重大事故対策で想定していない 事故シーケンス (大規模損壊)	重大事故対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
①地震	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失+LOCA時注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+LOCA+最終ヒートシンク喪失 ・計測・制御系喪失 (確率が相対的に小さい) ・格納容器バイパス (大型航空機衝突シナリオで考慮) ・原子炉格納容器・圧力容器損傷 (確率が相対的に小さい) ・原子炉建屋損傷 (確率が相対的に小さい) ・Excessive LOCA (確率が相対的に小さい) 	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失 ・全交流動力電源喪失+初期注水失敗 ・全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 ・直流電源喪失(確率が相対的に小さい) 	<ul style="list-style-type: none"> ・通常/緊急停止等 ・LOCA+外部電源喪失
②津波	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失+直流電源喪失+計測・制御系喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱除去機能喪失 ・外部電源喪失+高圧炉心冷却失敗 ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失+RCIC機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失
③地震と津波の重畳	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失+直流電源喪失+計測・制御系喪失 ・全交流動力電源喪失+直流電源喪失+Excessive LOCA+計測・制御系喪失 ・格納容器バイパス (大型航空機衝突シナリオで考慮) ・原子炉格納容器・圧力容器損傷 (確率が相対的に小さい) ・原子炉建屋損傷 (確率が相対的に小さい) ・Excessive LOCA (確率が相対的に小さい) 	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失 ・全交流動力電源喪失+初期注水失敗 ・直流電源喪失(確率が相対的に小さい) 	<ul style="list-style-type: none"> ・通常/緊急停止等

表 2.1.3 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象 (2/3)

自然現象	重大事故対策で想定していない 事故シーケンス (大規模損壊)	重大事故対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
④風 (台風含む)	—	・全交流動力電源喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失
⑤竜巻	—	・全交流動力電源喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失
⑥低温 (凍結)	—	・全交流動力電源喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失
⑦降水	・計測・制御系機能喪失 ・直流電源喪失+計測・制御系喪失	・全交流動力電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失
⑧積雪	・高圧・低圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失+高圧・低圧注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+高圧注水・減圧機能喪失 ・計測・制御系機能喪失 ・計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失 ・全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失+ 注水機能喪失	・崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水機能喪失 ・高圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪 失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失
⑨落雷	・全交流動力電源喪失+直流電源喪失 ・全交流動力電源喪失+直流電源喪失+注水機能 喪失 ・計測・制御系機能喪失	・崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・直流電源喪失 ・直流電源喪失+注水機能喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失

表 2.1.3 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象 (3/3)

自然現象	重大事故対策で想定していない 事故シーケンス (大規模損壊)	重大事故対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
⑩火山	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧・低圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+高圧・低圧注水機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+高圧注水・減圧機能喪失 ・ 計測・制御系機能喪失 ・ 計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水機能喪失 ・ 高圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 通常/緊急停止等 ・ 外部電源喪失
⑪隕石	<p>(衝突による荷重の影響)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧・低圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+高圧・低圧注水機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+高圧注水・減圧機能喪失 ・ 計測・制御系機能喪失 ・ 計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 <p>(発電所近海への落下による津波の影響)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流動力電源喪失+直流電源喪失+計測・制御系喪失 	<p>(衝突による荷重の影響)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 ・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水機能喪失 ・ 高圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 <p>(発電所近海への落下による津波の影響)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ (外部電源喪失+高圧炉心冷却失敗) ・ 高圧・低圧注水機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失(初期注水成功) ・ 全交流動力電源喪失+原子炉隔離時冷却系機能喪失 	<p>(衝突による荷重の影響)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 通常/緊急停止等 ・ 外部電源喪失 <p>(発電所近海への落下による津波の影響)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 通常/緊急停止等 ・ 外部電源喪失

① 外部事象の収集

プラントの安全性に影響を与える可能性のある外部事象を網羅的に収集するため、国内外の基準等で示されている外部事象を参考に44事象を収集。



② 個別の事象に対するプラント安全性への影響度評価（起因事象の特定）

収集した各自然現象について、設計基準を超えるような非常に苛酷な状況を想定した場合にプラントの安全性が損なわれる可能性について評価を実施し、発生し得るプラント状態（起因事象）を特定。



③ 特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある自然現象の選定

②の影響度評価により、そもそも柏崎刈羽原子力発電所において発生する可能性があるか、非常に苛酷な状況を想定した場合、プラントの安全性が損なわれる可能性があるか、影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点で、特にプラントの安全性に影響を与える可能性がある事象を下記のとおり選定。

- ・地震
- ・津波
- ・地震と津波の重畳
- ・風（台風）
- ・竜巻
- ・低温（凍結）
- ・降水
- ・積雪
- ・落雷
- ・火山
- ・隕石



④ ケーススタディの対象シナリオ選定

上記で選定された事象のプラントへの影響について、重大事故対策で想定している事故シーケンスに包絡されないものを抽出し、さらに他事象での想定シナリオによる代表性を考慮して、大規模損壊のケーススタディの対象とするシナリオを選定。

- ・地震
- ・津波
- ・地震と津波の重畳

図2.1.1 大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象の検討プロセスの概要

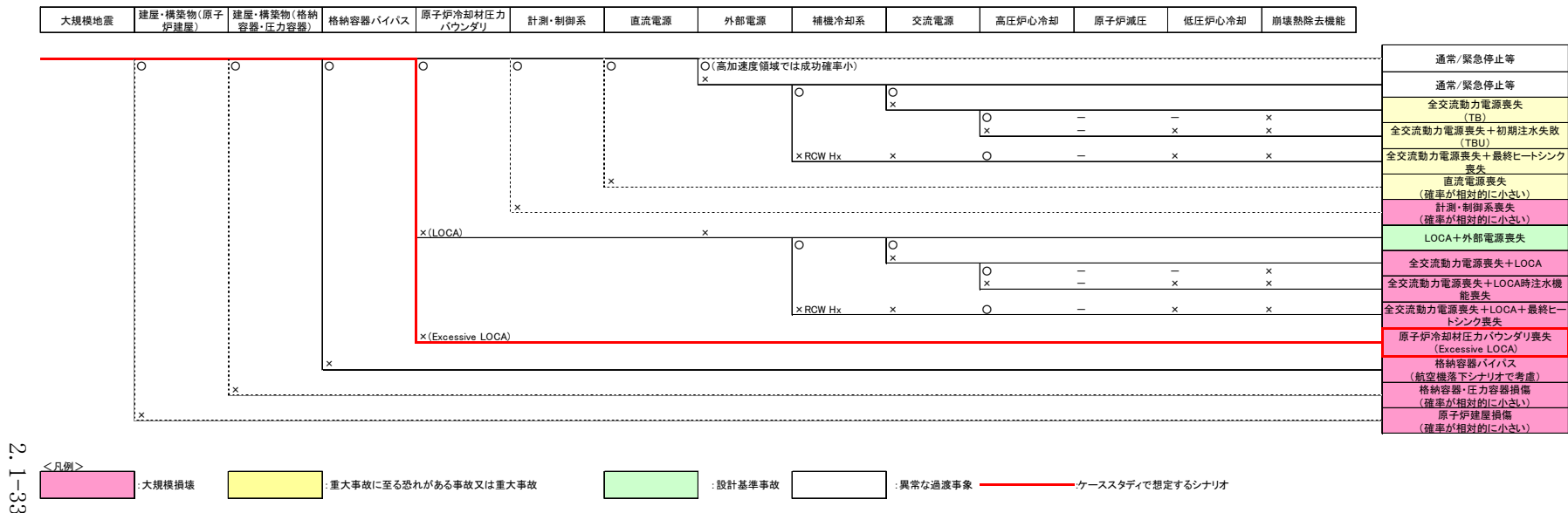


図 2.1.2 大規模な自然災害（地震）により生じ得るプラントの状況(1/3)

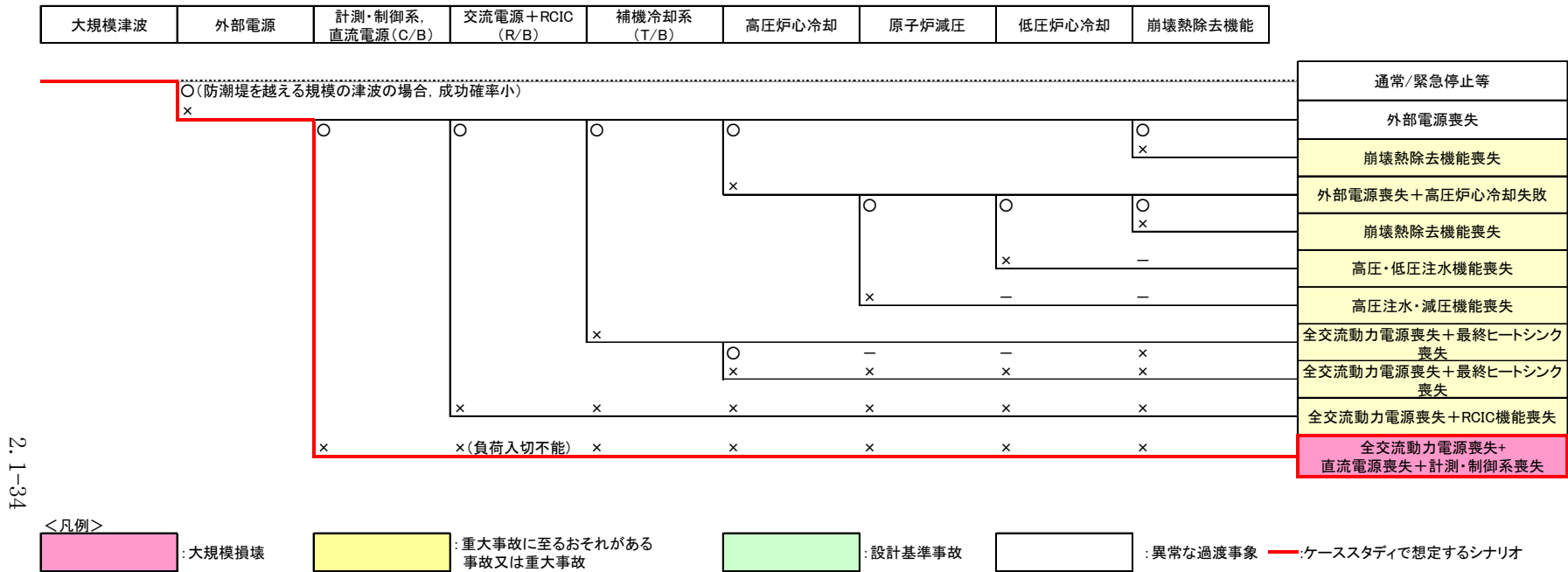


図 2.1.2 大規模な自然災害（津波）により生じ得るプラントの状況 (2/3)

(3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

大規模損壊の対応に当たっては、発電所外への放射性物質放出の防止及び抑制を最優先として、次に示す各項目を優先実施事項とする。技術的能力に係る審査基準の該当項目との関係を表2.1.4に示す。

<炉心の著しい損傷を緩和するための対策>

- ・炉心の著しい損傷防止のための原子炉停止と原子炉圧力容器への注水

<原子炉格納容器の破損を緩和するための対策>

- ・炉心損傷回避、著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避

<使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策>

- ・使用済燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水

<放射性物質の放出を低減するための対策>

- ・水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策
- ・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制

<大規模な火災が発生した場合における消火活動>

- ・消火活動

<その他の対策>

- ・要員の安全確保
- ・対応に必要なアクセスルートの確保
- ・電源及び水源の確保並びに燃料補給
- ・人命救助

a. 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより、発電所における緊急時態勢発令に至る事象が発生した場合は、事故時運転操作手順書（事象ベース、徴候ベース、シビアアクシデント等）に基づいて対応操作することを基本とする。

当該号炉に関する対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に事故

発生号炉の当直副長が行う。

また、緊急時対策本部は、プラントの影響予測を行い、その結果を基に各機能班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。

緊急時対策本部長は、これらの情報を収集し、発電所全体の対応について総括的な責任を負う。

自然災害が大規模になり、常設の設備では事故収束が行えない場合は、緊急時対策本部の支援を受け、多様なハザード対応手順等の技術的能力1.0で判断基準を明確化して整備する手順を使用する。また、非常召集を行った場合、初動対応要員は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動する。ただし、地震発生後防潮堤を超える津波により5号炉原子炉建屋内緊急時対策所も使用できない場合は、屋内外の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。

また、大規模損壊では、重大事故時等に比べてプラントが受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範囲で不確定なものとなることから、緊急時対策本部における情報収集や運転員が実施するプラント操作の支援が重要となる。このため、発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート」及び各号炉における対応操作の優先順位付けや対策決定の判断を行うための緊急時対策本部で使用する対応フローを整備する。この対応フローは、事故時運転操作手順書、多様なハザード対応手順、緊急時対策本部の各機能班の対応ガイド等の相互関係の概略をまとめ、全体像を把握するツールとして緊急時対策本部の運営を支援するために整備するものであり、具体的な操作手順は個別の手順書等に記載する。また、本報告書において技術的能力に係る審査基準1.2から1.14に沿って作成した手順（表2.1.5から表2.1.17）の中で使用することを想定している設備については、チェックシートの項目に盛り込むこととしている。

当該号炉に関する対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に事故発生号炉の当直副長が行う。万一、中央制御室の機能喪失時や中央制御室から運転員が撤退する必要が生じた場合等、当直副長の指揮下で対応できない場合については、次に掲げる(a)、(b)及び(c)項を実施し、それ以外の場合については、次に掲げる(b)及び(c)項を実施する。当直副長又は当該号炉の対応操作の責任者が判断した結果及びそれに基づき実施した監視や操作については、緊急時対策本部に報告し、各機能班の責任者（統括又は班長）は、その時点における他号炉の状況、リソースや対応の優先順位付け等を判断し、必要な支援や対応を行う。

また、パラメータが中央制御室及び緊急時対策所のいずれでも確認できない場合は、放射線測定器、可搬型直流電源設備、テスタ等の代替の監視手

段と無線連絡設備等の通信連絡設備を準備し、アクセスルートが確保され次第、確認できないパラメータを対象にパラメータ監視要員を現場に出動させ、先ず外からの目視による確認を行い、その後代替監視手段を用いて可能な限り継続的なプラント状況の把握に努める。パラメータが中央制御室及び緊急時対策所において部分的に確認できる場合は、確認したパラメータを基に安全機能等の状況把握を行った上で、パラメータが確認できない場合と同様の対応を行う。

初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータが採取できない場合は、判断要素として代替できる他のパラメータを採取する。採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等の使用を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

また、初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータ及び代替できる他のパラメータのいずれも採取できない場合は、先ず外からの目視による確認を行い、目標設定や個別戦略の判断に最も影響を与えるパラメータから優先順位を付けて監視機能を回復させ、使用可能な設備を用いて緩和措置を行う。

(添付資料2.1.11, 2.1.12)

(a) 当直副長の指揮下での対応操作が困難な場合

中央制御室の機能喪失時や中央制御室との連絡が取れない場合等、当直副長の指揮下で対応できない場合には、緊急時対策本部長は当該号炉の運転員又は号機班の中から当該号炉の対応操作の責任者を定め対応に当たらせる。当直副長の指揮下での対応操作不可の判断基準は次のとおりとする。

- ・中央制御室の監視機能又は制御機能が喪失した場合
- ・中央制御室と連絡が取れない場合
- ・運転員による対応操作では限界があり、緊急時対策本部の指揮下で対応操作を行う必要があると当直副長が判断した場合

(b) 当面達成すべき目標の設定

緊急時対策本部は、プラント状況、対応可能な要員数、使用可能な設備、屋外の放射線量率、建屋の損傷状況及び火災発生状況等を把握し、チェックシートに記載した上で、その情報を基に当面達成すべき目標を設定し、優先すべき号炉及び戦略を決定する。

当面達成すべき目標設定の考え方を次に示す。活動に当たっては、緊急時対策要員の安全確保を最優先とする。

- ・第一義的目標は炉心損傷を回避するため、速やかに発電用原子炉を停止し、注水することである。炉心損傷に至った場合においても原子炉压力容器への注水は必要となる。
- ・炉心損傷が回避できない場合は、原子炉格納容器の破損を回避する。
- ・使用済燃料プールの水位が低下している場合は、速やかに補給する。
- ・これらの努力を最大限行った場合においても、炉心損傷かつ原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。

これらの目標は、複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また、プラント状況に応じて、設定する目標も随時見直していくこととする。

(c) 個別戦略を選択するための判断フロー

緊急時対策本部は、(b)項で決定した目標設定に基づき、個別戦略を実施していく。設定目標と実施する個別戦略の考え方を次に示す。

イ. 設定目標：炉心損傷回避

発電用原子炉の「止める」、「冷やす」機能を優先的に実施する。

ロ. 設定目標：原子炉格納容器の破損回避

基本的に炉心損傷が発生した場合においても、原子炉压力容器への注水は継続して必要となるが、使用可能な設備や対応可能要員の観点から、一時的に原子炉格納容器の破損回避の対応を優先せざるを得ない状況になることが想定される。この際に「閉じ込め」機能を維持するための個別戦略を実施する。

原子炉格納容器の損傷が発生し、原子炉建屋内に放射性物質が漏えいする状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

ハ. 設定目標：使用済燃料プール水位確保

使用済燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。使用済燃料プール内の燃料損傷が発生し、原子炉建屋内の放射性物質濃度が上昇する状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

ニ. 設定目標：放射性物質拡散抑制

炉心損傷が発生するとともに原子炉压力容器への注水が行えない場合、使用済燃料プール水位の低下が継続している場合又は原子炉建屋が損傷している場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

表2.1.4 大規模損壊発生時の対応操作一覧(1/7)

対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目	
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	ATWSが発生した場合、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能又は冷却材再循環ポンプ手動停止により、原子炉出力を抑制する。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 第1項 (1.1)
	ほう酸水注入	ATWSが発生した場合、ほう酸水を注入することにより未臨界とする。	
	制御棒挿入	ATWSが発生した場合、原子炉手動スクラム又は代替制御棒挿入機能による制御棒全挿入が確認できない場合、自動による制御棒挿入又は手動操作による制御棒挿入を行う。	
	原子炉水位低下による原子炉出力抑制	ATWSが発生した場合、原子炉水位を低下させることにより原子炉出力を抑制する。	
	現場手動操作による高圧代替注水系起動	高圧注水系が機能喪失した場合において、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 第3項, 4項 (1.2)
	現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により高圧注水系での発電用原子炉の冷却に使用できない場合において、高圧代替注水系が起動できない場合、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。	
	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水	高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による発電用原子炉へのほう酸水注入を実施する。	
	制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水	高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合、	

表2.1.4 大規模損壊発生時の対応操作一覧(2/7)

対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
	原子炉補機冷却系により冷却水を確保し、復水貯蔵槽を水源とした制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水を実施する。	
原子炉減圧操作	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、低圧の注水機能を働かせるために、自動減圧系、原子炉減圧の自動化又は逃がし安全弁若しくはタービンバイパス弁を使用した中央制御室からの手動操作により発電用原子炉を減圧する。	<ul style="list-style-type: none"> ・第3項, 4項 (1.3)
可搬型直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁(自動減圧機能なし)の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁(自動減圧機能なし)を開放して発電用原子炉を減圧する。	
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、現場多重伝送盤にて逃がし安全弁(自動減圧機能付き)の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)を開放して発電用原子炉を減圧する。	
代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合、代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁(自動減圧機能なしD, E, K又はU)の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、逃がし安全弁(自動減圧機能なしD, E, K又はU)を開放して発電用原子炉を減圧する。	
高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保	不活性ガス系からの窒素ガスの供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力低下した場合、供給源を高圧窒素ガスポンベに切り替えることで逃がし安全弁の機能を確保する。	
低圧代替注水	常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合、低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)及び消火系による原子炉圧力容器への注水の3手段について、同時並行で注水	<ul style="list-style-type: none"> ・第3項, 4項 (1.4)

表2.1.4 大規模損壊発生時の対応操作一覧(3/7)

対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
	<p>準備を開始する。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上又は上記手段のうち2系以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した系統のうち、低圧代替注水系(常設)、消火系、低圧代替注水系(可搬型)の順で選択する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え給水系、復水系、残留熱除去系(低圧注水モード)又は高圧炉心注水系を使用し原子炉圧力容器への注水を実施する。</p>	
	給復水系復旧による原子炉冷却	低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)及び消火系が発電用原子炉の冷却に使用できない場合、給復水系を復旧させて発電用原子炉を冷却する。
原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	原子炉格納容器の水素ガス及び酸素ガスの排出	<ul style="list-style-type: none"> 第3項, 4項 (1.9), (1.10)
	代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保	<ul style="list-style-type: none"> 第3項, 4項 (1.5)
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	<ul style="list-style-type: none"> 第3項, 4項 (1.5), (1.7)
	耐圧強化ベント系による原	残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し

表2.1.4 大規模損壊発生時の対応操作一覧(4/7)

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
	子炉格納容器内の減圧及び除熱	た場合、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。	
	代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ	残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、復水貯蔵槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイを行う。	・ 第3項, 4項 (1.6), (1.7), (1.12)
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の過圧破損の防止	炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。	・ 第3項, 4項 (1.5), (1.7)
	代替循環冷却による原子炉格納容器の過圧破損の防止	炉心の著しい損傷が発生した場合、復水補給水系を用いた代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。	
	格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系（常設）により、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却する。	・ 第3項, 4項 (1.8)
	格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系（可搬型）により、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却する。	
	消火系によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、ろ過水タンクを水源とした消火系により、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却する。	
使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための	燃料プールスプレイ	使用済燃料プール内の燃料体等は、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため、未臨界は維持されている。使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、可搬型代替注水ポン	・ 第3項, 4項 (1.11)

表2.1.4 大規模損壊発生時の対応操作一覧(5/7)

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
対策		<p>ブ(A-1級)1台及び(A-2級)2台により、常設スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。また、この場合に、外的要因(航空機衝突又は竜巻等)により、常設スプレイヘッドの機能が喪失した場合には、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)2台により、可搬型スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。</p>	
	<p>復水移送ポンプによる使用済燃料プールへの注水</p>	<p>使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい若しくはその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合、復水移送ポンプの電源復旧が実施可能な場合において、復水貯蔵槽を水源とし、残留熱除去系洗浄水ラインから残留熱除去系最大熱負荷ラインを経由して復水移送ポンプにより使用済燃料プールへ注水する、又はスキーマサージタンクに補給し、逆流(オーバーフロー)させることで使用済燃料プールへ注水する。</p>	
放射性物質の放出を低減するための対策	<p>原子炉ウェル注水</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合、防火水槽又は淡水貯水池を水源として格納容器頂部注水系により原子炉ウェルへ注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 第3項, 4項 (1.10)
	<p>原子炉建屋トップベント</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉建屋の天井付近の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建屋トップベントを開放することにより、原子炉建屋天井部に滞留した水素ガスを原子炉建屋外に排出し、原子炉建屋の水素爆発を防止する。</p>	
	<p>大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散</p>	<p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれにより原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 第3項, 4項 (1.12)

表2.1.4 大規模損壊発生時の対応操作一覧(6/7)

対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目	
	散抑制	の拡散を抑制する。	
	放射性物質吸着材及び汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合、防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより、汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する。また、放射性物質を含む汚染水は構内排水路を通して北放水口から海へ流れ出すため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。	
大規模な火災が発生した場合における消火活動	消火活動	大規模な火災が発生した場合、放水砲、大型化学高所放水車、化学消防自動車又は水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。	・ 第2項 (2.1)
対応に必要なアクセスルートの確保	アクセスルートの確保	大規模損壊発生時に可搬型設備の輸送や要員の移動の妨げとなるアクセスルート上の障害が発生した場合、がれきの撤去、道路段差の解消、堆積土砂の撤去、火災の消火及びその他のアクセスルートの確保の活動を行う。	・ 第1項, 2項 (2.1)
電源確保	非常用交流母線への給電	外部電源及び非常用交流電源設備による給電が見込めない場合、非常用高圧母線D系、C系の順に復旧し、第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機の起動操作を並行で行い、第一ガスタービン発電機で給電する。第一ガスタービン発電機による給電が行えない場合は、第二ガスタービン発電機(緊急用高圧母線経由)による給電を行う。	・ 第3項, 4項 (1.14) ・ 第3項, 4項 (1.15)
	電源車によるパワーセンターへの給電	外部電源、非常用交流電源設備、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機及び電源車(緊急用高圧母線経由)によるパワーセンターC系及びD系への給電が見込めない場合、可搬型代替交流電源設備(電源車)をパワーセンターの動力変圧器の一次側又は緊急用電源切替箱接続装置に接続し、電源を復旧する。	
	号炉間電力融通ケーブルによる電力融通	当該号炉が外部電源、非常用交流電源設備、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機及び電源車による給電が見込めない場合、号炉間電力融通ケー	

表2.1.4 大規模損壊発生時の対応操作一覧(7/7)

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
		ブルを用いて他号炉の緊急用電源切替箱断路器から当該号炉の緊急用高圧母線までの電路を構成し、他号炉から給電する。	
	可搬型直流電源設備による給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に、常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電ができない場合、可搬型直流電源設備（電源車及びAM用直流125V充電器）により直流電源を必要な機器に給電する。	
	直流給電車による給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備による交流電源の復旧ができない場合で、かつ可搬型直流電源設備（電源車及びAM用直流125V充電器）による直流電源の給電ができない場合、直流給電車を直流125V主母線盤Aに接続し、直流電源を給電する。	
	代替所内電気設備による給電	蓄電池及び代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合、可搬型計測器により計測又は監視を行う。非常用所内電気設備の3系統全てが同時に機能を喪失した場合、代替所内電気設備により、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な設備へ給電する。	
水源確保	復水貯蔵槽への補給	復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給を実施する。	・第3項，4項 (1.13)
	防火水槽への補給	防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ（A-1級又はA-2級）により各種注水/補給する場合、防火水槽の水が枯渇する前に淡水貯水池の水を防火水槽に補給する。	
燃料補給	燃料補給	可搬型重大事故等対処設備等への給油を実施する。	・第1項 (2.1)
人命救助	人命救助	負傷者又は要救助者が発生した場合、119番通報するとともに、負傷者又は要救助者を安全なエリアに移動させる。負傷者が多数発生した場合は、トリアージを実施する。	・第1項 (2.1)

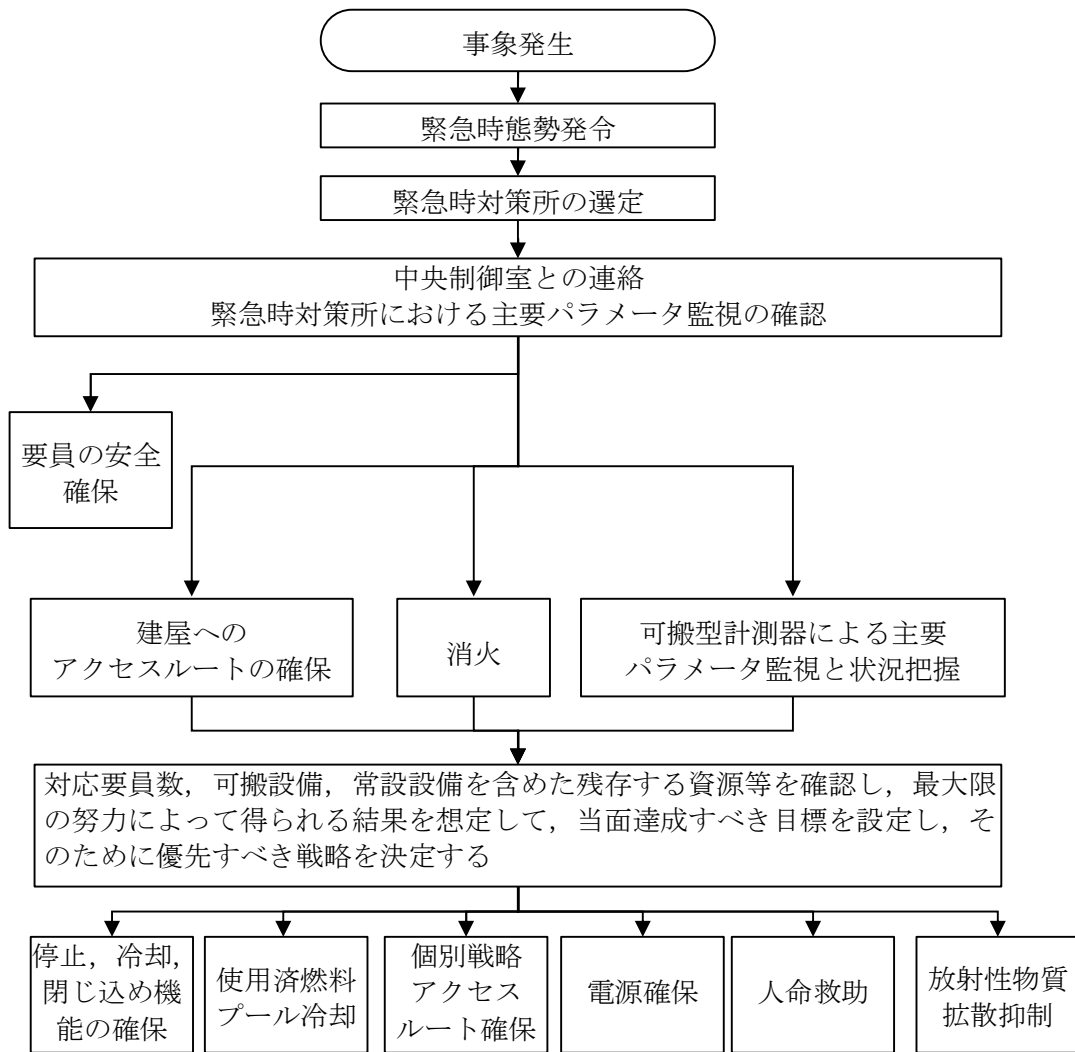


図2.1.3 大規模損壊発生時の対応全体概略フロー
(プラント状況把握が困難な場合)

b. 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合に対応する手順については、(a)項に示す5つの活動を行うための手順を網羅する。

また、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。なお、プラントパラメータの採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等による計測を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

技術的能力に係る審査基準1.2から1.14における重大事故等対処設備と整備する手順を(b)項から(n)項に示す。

(a) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

イ. 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等

大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。

また、地震及び津波のような大規模な自然災害においては、施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合においても、同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。

大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備し、早期に準備が可能な大型化学高所放水車あるいは化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。

地震により建屋内部に火災が発生した場合において、屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため、これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお、当該の対応において事故対応を行うためのアクセスルート若しくは操作箇所での復旧活動に支障となる火災が発生している場合は、消火活動を

速やかに実施し、操作箇所までのアクセスルート等を確保する。具体的には、次の手順で対応を行う。

- ①アクセスルートに障害がない箇所があれば、その箇所を使用する。
- ②複数の操作箇所のいずれもがアクセスルートに障害がある場合、最もアクセスルートを確保しやすい箇所を優先的に確保する。
- ③ ①及び②いずれの場合も、予備としてもう1つの操作箇所へのアクセスルートを確保する。

消火活動を行うに当たっては、火災発見の都度、次に示す(1)～(4)の区分を基本に消火活動の優先度を判定し、優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。

(1) アクセスルート・操作箇所の確保のための消火

- ①アクセスルート確保
- ②車両及びホースルートの設置エリアの確保
(初期消火に用いる化学消防自動車、大型化学高所放水車等)

(2) 原子力安全の確保のための消火

- ③重大事故等対処設備が設置された建屋、放射性物質内包の建屋
- ④可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保
- ⑤大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及びホースルート、放水砲の設置エリアの確保

(3) 火災の波及性が考えられ、事故収束に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火

- ⑥可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所の確保
- ⑦代替熱交換器車の設置エリアの確保

(4) その他火災の消火

- (1)から(3)以外の火災は、対応可能な段階になってから、可能な範囲で消火する。

建屋内外ともに上記の考え方を基本に消火するが、大型航空機衝突による建屋内の大規模な火災時は、入域可能な状態になってから消火活動を実施する。

また、自衛消防隊以外の緊急時対策要員が消火活動の支援を行う場合は、発電所対策本部の火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で活動する。

ロ. 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動スクラム、冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、代替制御棒挿入機能又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に、高圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、常設代替直流電源設備より給電される高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動による発電用原子炉の冷却を試みる。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において、原子炉内低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は、逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）を優先し、全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系による発電用原子炉の冷却を試みる。

ハ. 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等

原子炉格納容器の破損を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）が故障又は全交流動力電源喪失により機能が喪失した場合は、代替格納容器スプレイ冷却系、消火系及び可搬型代替注水ポンプにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、代替原子炉補機冷却系によりサプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。

- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）や熔融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部注水を行う。
- ・原子炉格納容器内に水素ガスが放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためにプラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化状態になっているが、炉心の著しい損傷が発生し、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生によって水素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合は、可燃性ガス濃度制御系による水素ガス又は酸素ガスの濃度を抑制する。さらに、格納容器圧力逃がし装置により水素ガスを原子炉格納容器外に排出する手段を有している。

ニ. 使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

使用済燃料プール内の燃料体等は、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため、未臨界は維持されている。使用済燃料プールの水位を確保するための対応手段及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・使用済燃料プールの状態を監視するため、使用済燃料貯蔵プール水位計、使用済燃料貯蔵プール温度計、燃料取替機エリア放射線モニタ、使用済燃料貯蔵プール監視カメラを使用する。
- ・使用済燃料プールの注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい、その他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合は、燃料プール代替注水系（常設）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び消火系により使用済燃料プールへ注水することにより、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、臨界を防止する。
- ・使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位維持が行えない場合、常設スプレイヘッダ又は可

搬型スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止するとともに、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。

- ・原子炉建屋の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建屋に近づけない場合は、放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。

ホ. 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

放射性物質の放出を低減するための対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、大容量送水車、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。
- ・その際、防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。
- ・放水することで放射性物質を含む汚染水が構内排水路を通過して北放水口から海へ流れ出すため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への拡散範囲を抑制する。
- ・また、汚濁防止膜の設置が困難な状況（大津波警報や津波警報が出ている状況）である場合、大津波警報又は津波警報が解除された後に汚濁防止膜の設置を開始する。

(b) 「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手

順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における発電用原子炉を冷却するための手順の例を次に示す。(表2.1.5参照)

- ・ 高圧注水系が機能喪失した場合において、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。
- ・ 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により高圧注水系での発電用原子炉の冷却に使用できない場合において、高圧代替注水系が起動できない場合、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。
- ・ 高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による発電用原子炉へのほう酸水注入を実施する。
- ・ 高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、原子炉補機冷却系により冷却水を確保し、復水貯蔵槽を水源とした制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

表 2.1.5 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.2) (1/6)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書		
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	原子炉隔離時冷却系による 発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 非常用交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等	
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 直流 125V 蓄電池 A 直流 125V 充電器 A	重大事故等対処設備		
		高圧炉心注水系による 発電用原子炉の冷却	高圧炉心注水系ポンプ 高圧炉心注水系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 復水補給水系配管・弁 原子炉補機冷却系 非常用交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備		

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

表 2.1.5 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.2) (3/6)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書		
サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源系統	原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RCIC 現場起動」 多様なハザード対応手順 「RCIC 現場起動(排水処理)」	
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備		
			水中ポンプ ホース 仮設発電機 燃料補給設備 ※1	自主対策設備		
	全交流動力電源	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		- ※1
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内蓄電式直流電源設備 ※1 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等 対処設備		
			第二代替交流電源設備 ※1	自主対策 設備		
原子炉隔離時冷却系への給電	可搬型直流電源設備による	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)			
		復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内蓄電式直流電源設備 ※1 可搬型直流電源設備 ※1	重大事故等 対処設備			

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

表 2.1.5 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.2) (4/6)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
サポート系故障時	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への給電 直流給電車による	原子炉隔離時冷却系ポンプ 復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 所内蓄電式直流電源設備 ※1 直流給電車及び電源車 ※1	自主対策設備 - ※1

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

表 2.1.5 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.2) (5/6)

(監視及び制御)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
監視及び制御	—	高圧代替注水系（中央制御室起動時） の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 高圧代替注水系系統流量 復水貯蔵槽水位（SA）	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等
			原子炉水位（狭帯域） 復水貯蔵槽水位	自主対策設備	
		高圧代替注水系（現場起動時） の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「HPAC 現場起動」
			原子炉水位（狭帯域） 可搬式原子炉水位計 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	自主対策設備	
		原子炉隔離時冷却系（現場起動時） の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RCIC 現場起動」
			原子炉水位（狭帯域） 可搬式原子炉水位計 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力 可搬型回転計	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

表 2.1.5 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.2) (6/6)

(重大事故等の進展抑制)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
重大事故等の進展抑制	—	ほう酸水注入系による進展抑制(ほう酸水注入)	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパー ジャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「SLC ポンプによる原子炉注水」
			第二代替交流電源設備 ※1	自主対策設備	
		ほう酸水注入系による進展抑制(注水)	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系テストタンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパー ジャ 復水補給水系 消火系 純水補給水系 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 第二代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	自主対策設備	
		制御棒駆動系による進展抑制	制御棒駆動水ポンプ 復水貯蔵槽 制御棒駆動系配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系 常設代替交流電源設備 ※1 第二代替交流電源設備 ※1	自主対策設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「CRD による原子炉注水」
高圧炉心注水系緊急注水による進展抑制	高圧炉心注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧炉心注水系配管・弁・スパー ジャ 復水補給水系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 第二代替交流電源設備 ※1	自主対策設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「HPCF 緊急注水」		

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(c) 「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による減圧機能である。

インターフェイスシステムLOCA発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで原子炉冷却材の漏えいを抑制する。なお、損傷箇所の隔離ができない場合は、逃がし安全弁による原子炉減圧で原子炉冷却材の漏えいを抑制する。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるように、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順の例を次に示す。（表2.1.6参照）

- ・ 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能なし）を開放して発電用原子炉を減圧する。
- ・ 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、現場多重伝送盤にて逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を開放して発電用原子炉を減圧する。
- ・ 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合、代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁（自動減圧機能なしD, E, K又はU）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、逃がし安全弁（自動減圧機能なしD, E, K又はU）を開放して発電用原子

炉を減圧する。

- ・ 不活性ガス系からの窒素ガスの供給が喪失し，逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力低下した場合，供給源を高圧窒素ガスポンペに切り替えることで逃がし安全弁の機能を確保する。

表 2.1.6 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.3) (1/4)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
フロントライン系故障時	自動減圧系	原子炉減圧の自動化	代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能) 自動減圧系の起動阻止スイッチ 逃がし安全弁(自動減圧機能付き C, H, N, T の 4 個) 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	— ※1, ※2	
			非常用交流電源設備		
		手動操作による原子炉減圧 (逃がし安全弁)	逃がし安全弁 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ 所内蓄電式直流電源設備 ※3 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 可搬型直流電源設備 ※3	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「減圧冷却」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」
			第二代替交流電源設備 ※3	自主対策 設備	
手動操作による原子炉減圧 (タービンバイパス弁)	タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策 設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「減圧冷却」等 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」		

※1:代替自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。

※2:自動減圧系の起動阻止スイッチの手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4:想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定している。

※5:原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

表 2.1.6 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.3) (2/4)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型直流電源設備 ※3 AM 用切替装置 (SRV) 常設代替直流電源設備 逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「AM 用切替装置又はバッテリーによる SRV 開放」
		逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	逃がし安全弁用可搬型蓄電池 (自動減圧機能付き) 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「AM 用切替装置又はバッテリーによる SRV 開放」
		代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧	高圧窒素ガス供給系(代替逃がし安全弁駆動装置) 逃がし安全弁 (自動減圧機能なし D, E, K, U の 4 個) 主蒸気系配管・クエンチャ	自主対策設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「代替 SRV 駆動装置による SRV 開放」
	—	高圧窒素ガス供給系(非常用)による作動窒素ガス確保	高圧窒素ガスポンプ 高圧窒素ガス供給系配管・弁 自動減圧機能用アキュムレータ 逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「SRV 駆動源確保」

※1:代替自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。

※2:自動減圧系の起動阻止スイッチの手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4:想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定している。

※5:原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

表 2.1.6 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.3) (3/4)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
サポート系故障時	—	逃がし安全弁の背圧対策	高圧窒素ガスポンベ 高圧窒素ガス供給系配管・弁	重大事故等 対処設備	— ※4
	全交流動力電源 常設直流電源	代替直流電源設備による復旧	可搬型直流電源設備 ※3	重大事故等 対処設備	— ※3
			直流給電車及び電源車 ※3	自主対策 設備	
		代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3	重大事故等 対処設備	
第二代替交流電源設備 ※3	自主対策 設備				

※1:代替自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。

※2:自動減圧系の起動阻止スイッチの手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4:想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定している。

※5:原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

表 2.1.6 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.3) (4/4)

(原子炉格納容器の破損の防止, インターフェイスシステム LOCA 発生時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
原子炉格納容器の破損の防止	—	高圧溶融物放出／格納容器 雰囲気直接加熱の防止	逃がし安全弁 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデン ト) 「RPV 制御」
インターフェイスシステム LOCA発生時	—	発電用原子炉の減圧	逃がし安全弁 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「原子炉建屋制御」等 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデン ト) 「R/B 制御」
			タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策 設備	
		原子炉冷却材の漏えい箇所 の隔離	高圧炉心注水系注入隔離弁	重大事故等 対処設備 (設計基準 拡張)	
		原子炉建屋原子炉区域 内の圧力上昇抑制及び環境改善	原子炉建屋ブローアウトパネル ※5	重大事故等 対処設備	

※1:代替自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。

※2:自動減圧系の起動阻止スイッチの手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4:想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定している。

※5:原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

(d) 「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるように、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における発電用原子炉を冷却するための手順の例を次に示す。（表2.1.7参照）

・常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系による原子炉圧力容器への注水の3手段について、同時並行で注水準備を開始する。原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、上記手段のうちポンプ1台以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上又は上記手段のうち2系以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した系統のうち、低圧代替注水系（常設）、消火系、低圧代替注水系（可搬型）の順で選択する。

なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え給水系、復水系、残留熱除去系（低圧注水モード）又は高圧炉心注水系を使用し原子炉圧力容器

への注水を実施する。

表 2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.4) (1/8)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	-	残留熱除去系(低圧注水モード)による発電用原子炉の冷却	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ ※6 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉補機冷却系 ※3 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備(設計基準拡張)	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等
			サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉の除熱	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・スパーージャ 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉補機冷却系 ※3 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備(設計基準拡張)	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「減圧冷却」等 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」
			原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

※6:残留熱除去系 (低圧注水モード) は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

表 2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.4) (2/8)

(発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障時	残留熱除去系(低圧注水モード)	低圧代替注水系(常設)による 発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉注水」
			非常用交流電源設備 ※2	備(設計基準拡張)	
			残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		低圧代替注水系(可搬型)による 発電用原子炉の冷却	可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(原子炉注水)」 ※1
			非常用交流電源設備 ※2	備(設計基準拡張)	
			防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

表 2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.4) (3/8)

(発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系(低圧注水モード)	消火系による発電用原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 原子炉压力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

表 2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.4) (4/8)

(発電用原子炉運転中のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	代替交流電源設備による残留熱除去系(低圧注水モード)の復旧	サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉注水」 「RHR(B)による原子炉注水」
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系 ※3	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

表 2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.4) (5/8)

(溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	—	低圧代替注水系(常設)による 残存溶融炉心の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 第二代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉注水」
		低圧代替注水系(可搬型)による 残存溶融炉心の冷却	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(原子炉注水)」 ※1
		消火系による 残存溶融炉心の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

表 2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.4) (6/8)

(発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書			
フロントライン系故障時	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉注水」		
			非常用交流電源設備 ※2			備(設計基準拡張)	
			残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 第二代替交流電源設備 ※2			自主対策	
		低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却	可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備		事故時運転操作手順書(停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」	
			非常用交流電源設備 ※2				備(設計基準拡張)
			防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 第二代替交流電源設備 ※2				自主対策
			多様なハザード対応手順 「消防車による送水(原子炉注水)」 ※1				

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

表 2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.4) (7/8)

(発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	消火系による発電用原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 原子炉压力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

表 2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.4) (8/8)

(発電用原子炉停止中のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	代替交流電源設備による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)の復旧	原子炉圧力容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉除熱」 「RHR(B)による原子炉除熱」
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・スパーージャ 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉補機冷却系 ※3	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

(e) 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送するための機能は、残留熱除去系、原子炉補機冷却海水系及び原子炉補機冷却系による冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、サプレッション・チェンバへ蓄積された熱を、最終ヒートシンクへ輸送するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順の例を次に示す。（表2.1.8参照）

- ・原子炉補機冷却系の機能が喪失した場合、原子炉補機冷却系の系統構成を行い、代替原子炉補機冷却系により、補機冷却水を供給する。
- ・残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。
- ・残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

表 2.1.8 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.5) (1/5)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等
		残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) ※2 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」 「PCV 圧力制御」等

※1:手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

表 2.1.8 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.5) (2/5)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	原子炉補機冷却系による除熱	原子炉補機冷却系海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却系配管・弁・海水ストレーナ 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却水系熱交換器 補機冷却用海水取水路 補機冷却用海水取水槽 非常用交流電源設備 ※3	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等
			海水貯留堰 スクリーン室 取水路		

※1:手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

表 2.1.8 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.5) (3/5)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）	格納容器圧力逃がし装置による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱	格納容器圧力逃がし装置	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 （微候ベース） 「PCV 圧力制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベント（フィルタベント使用（S/C）」 「炉心損傷前 PCV ベント（フィルタベント使用（D/W）」
			フィルタ装置スクラバ水補給設備		自主対策設備
		原子炉格納容器内の減圧及び除熱	耐圧強化ベント系(W/W)配管・弁 耐圧強化ベント系(D/W)配管・弁 遠隔手動弁操作設備 遠隔空気駆動弁操作ポンプ 遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁 原子炉格納容器（真空破壊弁を含む） 不活性ガス系配管・弁 非常用ガス処理系配管・弁 主排気筒（内筒） 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 代替所内電気設備 ※3 常設代替直流電源設備 ※3 可搬型直流電源設備 ※3 第二代替交流電源設備 ※3	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 （微候ベース） 「PCV 圧力制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベント（耐圧強化ライン使用（S/C）」 「炉心損傷前 PCV ベント（耐圧強化ライン使用（D/W）」
				策 自主 対 設備	

※1:手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

表 2.1.8 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.5) (4/5)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード） 全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作設備 遠隔空気駆動弁操作作用弁 遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「PCV 圧力制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベント（フィルタベント使用(S/C))」 「炉心損傷前 PCV ベント（フィルタベント使用(D/W))」 「炉心損傷前 PCV ベント（耐圧強化ライン使用(S/C))」 「炉心損傷前 PCV ベント（耐圧強化ライン使用(D/W))」 多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」 「フィルタベント水位調整（水張り）」 「フィルタベント水位調整（水抜き）」 「フィルタベント停止後の N ₂ パージ」 「フィルタ装置スクラバ水 pH 調整」 「ドレン移送ライン N ₂ パージ」 「ドレンタンク水抜き」

※1:手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

表 2.1.8 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.5) (5/5)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
サポート系故障時	原子炉補機冷却系 全交流動力電源	代替原子炉補機冷却系による除熱	熱交換器ユニット 大容量送水車（熱交換器ユニット用） 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ ホース 原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク 残留熱除去系熱交換器 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 燃料補給設備 ※3	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（微候ベース） 「S/P 温度制御」等 AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機冷却水 (A) 確保」 「代替 Hx による補機冷却水 (B) 確保」 多様なハザード対応手順 「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保」
			残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） ※1 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード） ※2 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード） ※2		
			第二代替交流電源設備 ※3	自主対策設備	
サポート系故障時	原子炉補機冷却系 全交流動力電源	大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる除熱	大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプ 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ ホース 原子炉補機冷却系配管・弁 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） ※1 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード） ※2 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード） ※2 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 常設代替交流電源設備 ※3 第二代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 移動式変圧器 燃料補給設備 ※3	自主対策設備	事故時運転操作手順書（微候ベース） 「S/P 温度制御」等 AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機冷却水 (A) 確保」 「代替 Hx による補機冷却水 (B) 確保」 多様なハザード対応手順 「代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保」 「大容量送水車による補機冷却水確保」

※1:手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(f) 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は、残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレー冷却モード）による原子炉格納容器の冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ、また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるように、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器内を冷却するための手順の例を次に示す。（表2.1.9参照）

- ・ 残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレー冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、復水貯蔵槽を水源とした代替格納容器スプレー冷却系による格納容器スプレーを行う。

表 2.1.9 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.6) (1/6)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・ 原子炉補機冷却系 ※1 非常用交流電源設備 ※2	重大事故対処設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等
			サブプレッション・チェンバ 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器	重大事故等対処設備	
		残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) によるサブプレッション・チェンバ・プール水の除熱	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 ※1 非常用交流電源設備 ※2	重大事故対処設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等
			サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器	重大事故等対処設備	

※1: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.9 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.6) (2/6)

(炉心損傷前のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書	
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (格納容器スプレィ冷却モード)	代替格納容器スプレィ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※3 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 格納容器スプレィ・ヘッド 高圧炉心注水系配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC による PCV スプレィ」	
			非常用交流電源設備 ※2	基準(拡張) 処重大事故等対設備(設計)		
			第二代替交流電源設備 ※2	策自主設備対		
		格納容器による原子炉	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※3 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 格納容器スプレィ・ヘッド 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる PCV スプレィ」	
			代替格納容器スプレィ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 格納容器スプレィ・ヘッド 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による PCV スプレィ」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(格納容器スプレィ)」 ※1
				非常用交流電源設備 ※2	備(設計基準拡張) 処重大事故等対設備	
		防火水槽 ※3, ※4 淡水貯水池 ※3, ※4 第二代替交流電源設備 ※2	策自主設備			

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

表 2.1.9 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.6) (3/6)

(炉心損傷前のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	(格納容器スプレイ冷却モード)の復旧 代替交流電源設備による残留熱除去系	サブプレッション・チェンバ 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(B)による PCV スプレイ」
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策 設備	
		代替交流電源設備による残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プールの水冷却モード)の復旧	サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による S/P 除熱」 「RHR(B)による S/P 除熱」
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策 設備	

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.9 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.6) (4/6)

(炉心損傷後のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※3 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド 高圧炉心注水系配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等対処設備 AM 設備別操作手順書 「MUWC による PCV スプレイ」
			非常用交流電源設備 ※2	
		第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		原子炉格納容器内による消火系による	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※3 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる PCV スプレイ」

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

表 2.1.9 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.6) (5/6)

(炉心損傷後のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による PCV スプレイ」
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (格納容器スプレイ)」 ※1
			防火水槽 ※3, ※4 淡水貯水池 ※3, ※4 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		原子炉格納容器内の代替除熱 ドライウエル冷却系による ドライウエル冷却系送風機 ドライウエル冷却系冷却器 原子炉補機冷却系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「DW クーラ代替除熱 (RCW-A 系)」 「DW クーラ代替除熱 (RCW-B 系)」	

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

表 2.1.9 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.6) (6/6)

(炉心損傷後のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	(格納容器スプレイ冷却モード)の復旧	サプレッション・チェンバ 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV制御」「PCV制御」 AM設備別操作手順書 「RHR(B)によるPCVスプレイ」
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
			サプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	
		残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		
		第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備		
		代替交流電源設備による残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)の復旧			

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

(g) 「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順の例を次に示す。(表2.1.10参照)

- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合、復水補給水系を用いた代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

表 2.1.10 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.7) (1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 遠隔空気駆動弁操作作用ポンプ 可搬型窒素供給装置 スクラバ水 pH 制御設備 フィルタベント遮蔽壁 配管遮蔽 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁 ホース・接続口 原子炉格納容器（真空破壊弁を含む） 常設交流代替電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 代替所内電気設備 ※3 常設代替直流電源設備 ※3 可搬型直流電源設備 ※3	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 （シビアアクシデン ト） 「PCV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後 PCV ベン ト（フィルタベント使 用（S/C）」 「炉心損傷後 PCV ベン ト（フィルタベント使 用（D/W）」 多様なハザード対応手 順 「フィルタ装置ドレン 移送ポンプ水張り」 「フィルタベント水位 調整（水張り）」 「フィルタベント水位 調整（水抜き）」 「フィルタベント停止 後の N ₂ パージ」 「フィルタ装置スクラ バ水 pH 調整」 「ドレン移送ライン N ₂ パージ」 「ドレンタンク水抜 き」
			可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） ※ 5 防火水槽 ※5, ※6 淡水貯水池 ※5, ※6 ホース・接続口 第二代替交流電源設備 ※3	自主対策設備	

※1: 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※2: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4: 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。

※5: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※6: 「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

表 2.1.10 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.7) (2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作設備 遠隔空気駆動弁操作ポンペ 遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁	重大事故等 対処設備 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後 PCV ベン ト (フィルタベント使用 (S/C))」 「炉心損傷後 PCV ベン ト (フィルタベント使用 (D/W))」
			可搬型窒素供給装置 ホース・接続口	重大事故等 対処設備 多様なハザード対応手順 「フィルタベント停止後 の N ₂ パージ」
	原子炉格納容器負圧 破損の防止	可搬型大容量窒素供給装置 ホース 可燃性ガス濃度制御系配管・弁	自主 対策設備 多様なハザード対応手順 「可搬型格納容器窒素供 給設備による PCV 窒素 供給」	

- ※1: 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
 ※2: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 ※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※4: 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
 ※5: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。
 ※6: 「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.10 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.7) (3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	復水移送ポンプ 代替原子炉補機冷却系 ※2 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ※5 サプレッション・チェンバ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 高压炉心注水系配管・弁 復水補給水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 格納容器スプレイ・ヘッダ ホース 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 代替所内電気設備 ※3 燃料補給設備 ※3	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV制御」 AM設備別操作手順書 「代替循環冷却系によるPCV内の減圧及び徐熱」
			防火水槽 ※5, ※6 淡水貯水池 ※5, ※6 第二代替交流電源設備 ※3	自主対策設備	
		格納容器内PH制御	代替格納容器スプレイ冷却系(常設) ※1 格納容器下部注水系(常設) ※4 格納容器pH制御設備	自主対策設備 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷後格納容器薬品注入」	

- ※1:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
 ※2:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 ※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※4:手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
 ※5:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
 ※6:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

(h) 「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、MCCIや溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止し、また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心溶融による原子炉格納容器の破損を緩和するため及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるように、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順の例を次に示す。(表2.1.11参照)

- ・炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系（常設）により、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系（可搬型）により、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、ろ過水タンクを水源とした消火系により、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器に注水する。

表 2.1.11 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.8) (1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却		格納容器下部注水系(常設)による 原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 高压炉心注水系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「MUWC による下部 D/W 注水」
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		格納容器下部注水系(可搬型)による 原子炉格納容器下部への注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による下部 D/W 注水」 多様なハザード対応手 順 「消防車による送水(デ ブリ冷却)」
			防火水槽 ※1, ※4 淡水貯水池 ※1, ※4 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		原子炉格納容器下部による 消火系による 原子炉格納容器下部への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる下 部 D/W 注水」

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高压時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

表 2.1.11 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.8) (2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	-	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 高压炉心注水系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 第二代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」, 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉注水」
			可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」, 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(デブリ冷却)」
		低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	防火水槽 ※1, ※4 淡水貯水池 ※1, ※4 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
			ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」, 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

表 2.1.11 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.8) (3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
溶融炉心原子炉格納容器下部への落下遅延・防止		高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 高圧代替注水系(注水系)配管・弁 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁(7号炉のみ) 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 ※2 可搬型直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」, 「R/B 制御」 ※3
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		原子炉圧力容器へのほう酸水注入による注水	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」, 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「SLC ポンプによるほう酸水注入」
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		原子炉圧力容器への注水	制御棒駆動水ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 制御棒駆動系配管・弁 復水補給水系配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」, 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「CRD による原子炉注水」 ※3
原子炉圧力容器への緊急注水	高圧炉心注水系ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 復水補給水系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」, 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「HPCF 緊急注水」 ※3		

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

(i) 「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素ガスが原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順の例を次に示す。(表2.1.12参照)

- ・炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、ジルコニウム-水反応及び水の放射性分解により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、格納容器圧力逃がし装置を使用した原子炉格納容器ベント操作により原子炉格納容器の水素ガス及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。

表 2.1.12 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.9) (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	-	原子炉格納容器内不活性化による 原子炉格納容器水素爆発防止	不活性ガス系 ※1	- ※5	- ※1
			可搬型格納容器窒素供給設備	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「可搬型格納容器窒素供給設備による PCV 窒素供給」
	-	格納容器圧力逃がし装置による 水素ガス及び酸素ガスの排出	格納容器圧力逃がし装置 ※2, ※3 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置水素濃度	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「PCV 水素・酸素ガス放出 (フィルタベント使用 (S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス放出 (フィルタベント使用 (D/W))」 「PCV 水素・酸素ガス放出 (耐圧強化ライン使用 (S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス放出 (耐圧強化ライン使用 (D/W))」
			サブプレッション・チェンバ 耐圧強化ベント系 (W/W) ※3 可搬型窒素供給装置 ホース・接続口 耐圧強化ベント系放射線モニタ フィルタ装置水素濃度	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「耐圧強化ラインの N ₂ ページ」

※1: 発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化している。

※2: 格納容器圧力逃がし装置補機類の手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※3: 原子炉格納容器ベント弁駆動源確保 (予備ポンペ) の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5: 不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

表 2.1.12 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.9) (2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	-	可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合器 ブロワ 可燃性ガス濃度制御系再結合装置 可燃性ガス濃度制御系配管・弁 残留熱除去系	自主対策設備 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「FCS(A)による格納容器水素制御」 「FCS(B)による格納容器水素制御」
	-	水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器内水素濃度 (SA)	重大事故等 対処設備 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」
	-		格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度	重大事故等 対処設備 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機冷却水 (A) 確保」 「代替 Hx による補機冷却水 (B) 確保」
	-	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 ※4 可搬型代替交流電源設備 ※4 常設代替直流電源設備 ※4 可搬型直流電源設備 ※4 代替所内電気設備 ※4	重大事故等 対処設備 - ※4
	-		第二代替交流電源設備 ※4	自主対策設備

※1: 発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化している。

※2: 格納容器圧力逃がし装置補機類の手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※3: 原子炉格納容器ベント弁駆動源確保 (予備ポンペ) の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5: 不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

(j) 「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉建屋等に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手順の例を次に示す。(表2.1.13参照)

- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、淡水貯水池を水源として格納容器頂部注水系により原子炉ウェルへ注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制する。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉建屋の天井付近の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建屋トップベントを開放することにより、原子炉建屋天井部に滞留した水素ガスを原子炉建屋外に排出し、原子炉建屋の水素爆発を防止する。

表 2.1.13 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.10) (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止	-	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器 ※1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	重大事故等対処設備 - ※1
		原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」
		代替電源による必要な設備への給電	常設代替直流電源設備 ※2 可搬型直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 - ※2
			第二代替直流電源設備 ※2	自主対策設備
原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制	-	原子炉ウエルへの注水	格納容器頂部注水系による 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ※3 防火水槽 ※3 淡水貯水池 ※3 ホース・接続口 格納容器頂部注水系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 原子炉ウエル 燃料補給設備 ※2	自主対策設備 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉ウエル注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (原子炉ウエル注水)」
		原子炉ウエル浄化系	サブプレッションプール浄化系ポンプ 復水貯蔵槽 ※3 サブプレッションプール浄化系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 原子炉ウエル 原子炉補機冷却系 (6 号炉のみ)	自主対策設備 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「SPCU による原子炉ウエル注水」

※1: 静的触媒式水素再結合器は、運転員による操作不要の原子炉建屋水素濃度制御設備である。

※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4: 手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

表 2.1.13 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.10) (2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
原子炉建屋等の損傷防止 水素ガス排出による	-	原子炉建屋トップベントによる水素ガスの排出	原子炉建屋トップベント 大容量送水車(原子炉建屋放水設備用) ※4 ホース 放水砲 ※4 燃料供給設備 ※2	自主対策設備 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B 制御」 多様なハザード対応手順 「水素対策(原子炉建屋トップベント)」

※1: 静的触媒式水素再結合器は、運転員による操作不要の原子炉建屋水素濃度制御設備である。

※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4: 手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

(k) 「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための対処設備及び手順を整備する。なお、使用済燃料プール内の燃料体等は、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため、未臨界は維持されている。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するための対応設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に使用済燃料プールを冷却するための手順の例を次に示す。(表2.1.14参照)

- ・使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)2台により、常設スプレイヘッダを使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。また、この場合に、外的要因(航空機衝突又は竜巻等)により、常設スプレイヘッダの機能が喪失した場合には、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)2台により、可搬型スプレイヘッダを使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。

表 2.1.14 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順(1.11) (1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	燃料プール代替注水系に使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ(A-1級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース・接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(微候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書(停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(SFP 常設スプレイ)」
			防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5	自主対策設備 「消防車による SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(SFP 常設スプレイ)」
		燃料プール代替注水系による常設スプレイへの注水	可搬型代替注水ポンプ(A-1級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース・接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 可搬型スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(微候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書(停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書
			防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5	自主対策設備 「消防車による可搬型 SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(SFP 可搬型スプレイ)」
	使用済燃料プールによる消火系への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備 ※2 第二代代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	自主対策設備 事故時運転操作手順書(微候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書(停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる SFP 注水」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	
—	漏えい抑制	サイフォン防止機能 ※4	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(微候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書(停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※4:重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

表 2.1.14 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順(1.11) (2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	-	燃料プール代替注水系に使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水ポンプ(A-1級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース・接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」
			防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5	自主対策設備 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(SFP 常設スプレイ)」
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレイ	可搬型代替注水ポンプ(A-1級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース・接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 可搬型スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B 制御」
		防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5	自主対策設備 AM 設備別操作手順書 「消防車による可搬型 SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(SFP 可搬型スプレイ)」	
-		漏えい緩和	シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ	自主対策設備 事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「SFP 漏えい緩和」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」
-		物質の拡散抑制	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用) ホース 放水砲 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 多様なハザード対応手順 「大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制」 ※3

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※4:重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

表 2.1.14 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順(1.11) (3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書
重大事故等時における使用済燃料プールの監視	—	使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ(使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	重大事故等対処設備 AM 設備別操作手順書 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」
		代替電源による給電	常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内蓄電式直流電源設備 ※2 可搬型直流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 —
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備
重大事故等時における使用済燃料プールの除熱	全交流動力電源	代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ 使用済燃料プール 燃料プール冷却浄化系熱交換器 燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマ サージタンク・ディフューザ 代替原子炉補機冷却系 ※6 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B 制御」
			原子炉補機冷却系 ※6	重大事故等対処設備(設計基準拡張) 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備 AM 設備別操作手順書 「FPCによるSFP除熱」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※4:重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

(1) 「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の損傷又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるように、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための手順の例を次に示す。(表2.1.15参照)

- ・炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれにより原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。
- ・放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合、防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより、汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する。また、放射性物質を含む汚染水は構内排水路を通過して北放水口から海へ流れ込むため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。

表 2.1.15 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.12)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷	—	大気への放射性物質の 拡散抑制	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用） ホース 放水砲 燃料取扱設備 ※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」
			ガンマカメラ サーモカメラ	自主対策設備	
		海洋への放射性物質の 拡散抑制	放射性物質吸着材 汚濁防止膜 小型船舶（汚濁防止膜設置用）	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制」 「汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制」
原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	—	航空機燃料火災への泡消火	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用） ホース 放水砲 泡原液搬送車 泡原液混合装置 燃料取扱設備 ※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「初期対応における延焼防止処置」 「航空機燃料火災への泡消火」
		初期対応における 延焼防止処置	化学消防自動車 水槽付消防ポンプ自動車 泡消火薬剤備蓄車 大型化学高所放水車	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(m) 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

重大事故等が発生した場合において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を複数確保し、これらの水源から注水が必要な場所への供給を行うための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に事故の収束に必要な水の供給手順の例を次に示す。(表2.1.16参照)

- ・復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により防火水槽を水源とした復水貯蔵槽への補給を実施する。
- ・防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ（A-1級又はA-2級）により各種注水/補給する場合、防火水槽の水が枯渇する前に淡水貯水池の水を防火水槽に補給する。

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (1/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書		
復水貯蔵槽を水源とした対応	サブプレッション・チェンバ	(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時)	復水貯蔵槽 高圧代替注水系 (高圧代替注水ポンプ)	重大事故等 対処設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
			原子炉隔離時冷却系 (原子炉隔離時冷却系ポンプ) 高圧炉心注水系 (高圧炉心注水系ポンプ)	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
			制御棒駆動系 (制御棒駆動水ポンプ)	自主対策 設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
			(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時)	復水貯蔵槽 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	重大事故等 対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			原子炉格納容器内の冷却	復水貯蔵槽 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) (復水移送ポンプ)	重大事故等 対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	—		原子炉格納容器下部への注水	復水貯蔵槽 格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	重大事故等 対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			原子炉ウエルへの注水	復水貯蔵槽 サブプレッションプール浄化系 (サブプレッションプール浄化用ポンプ)	自主対策 設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (2/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書	
サブプレッション・チェンバを水源とした対応	復水貯蔵槽	(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時) 原子炉圧力容器への注水	サブプレッション・チェンバ	重大事故等 対処設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
			原子炉隔離時冷却系 (原子炉隔離時冷却系ポンプ) 高圧炉心注水系 (高圧炉心注水系ポンプ)	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)		
		(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時) 原子炉圧力容器への注水	サブプレッション・チェンバ	重大事故等 対処設備		手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
			残留熱除去系 (残留熱除去系ポンプ)	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)		
	原子炉格納容器内の除熱	サブプレッション・チェンバ	重大事故等 対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		
		残留熱除去系 (残留熱除去系ポンプ)	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)			
	—	原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の除熱	サブプレッション・チェンバ 代替循環冷却系 (復水移送ポンプ)	重大事故等 対処設備	手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (3/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
ろ過水タンクを水源とした対応	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	ろ過水タンク 消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	ろ過水タンク 消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	復水貯蔵槽	原子炉圧力容器下部への注水	ろ過水タンク 消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	—	プールの注水	ろ過水タンク 消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (4/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
防火水槽を水源とした対応	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	(A-1級又はA-2級)による送水	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対処設備
			防火水槽 ※2	自主対策 設備
		原子炉圧力容器への注水 (原子炉低圧時)	低圧代替注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	重大事故等 対処設備
			防火水槽 ※2	自主対策 設備
		原子炉格納容器内の冷却	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	重大事故等 対処設備
			防火水槽 ※2	自主対策 設備
			多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (原子炉注水)」 「消防車による送水 (格納容器スプレイ)」 「消防車による送水 (デブリ冷却)」 「消防車による送水 (原子炉ウエル注水)」 「消防車による送水 (SFP 常設スプレイ)」 「消防車による送水 (SFP 可搬型スプレイ)」	
			手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
			手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (5/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
防火水槽を水源とした対応	—	フィルタ装置への補給	防火水槽 ※2 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口	自主対策設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
	復水貯蔵槽	原子炉格納容器下部への注水	格納容器下部注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	重大事故等対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			防火水槽 ※2	自主対策設備	
	—	原子炉ウエルへの注水	防火水槽 ※2 格納容器頂部注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	自主対策設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
			燃料プール代替注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-1 級), 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	重大事故等対処設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
				防火水槽 ※2	
	使用済燃料プールへの注水/スプレイ				

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2: 本条文【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (6/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
淡水貯水池を水源とした対応（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合） 淡水貯水池を水源とした送水	淡水貯水池 ※2 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級） 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） ホース・接続口 燃料補給設備 ※1	自主対策設備 多様なハザード対応手順 「貯水池から消防車への送水」 「消防車による送水（原子炉注水）」 「消防車による送水（格納容器スプレイ）」 「消防車による送水（デブリ冷却）」 「消防車による送水（原子炉ウエル注水）」 「消防車による送水（SFP 常設スプレイ）」 「消防車による送水（SFP 可搬型スプレイ）」
		（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時） 原子炉圧力容器への注水	淡水貯水池 ※2 低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホース・接続口等）	自主対策設備 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	淡水貯水池 ※2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホース・接続口等）	自主対策設備 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (7/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合) 淡水貯水池を水源とした対応	—	フィルタ装置への補給	淡水貯水池 ※2 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口	自主対策設備 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
	復水貯蔵槽	原子炉格納容器下部への注水	淡水貯水池 ※2 格納容器下部注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	自主対策設備 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	—	原子炉ウエルへの注水	淡水貯水池 ※2 格納容器頂部注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	自主対策設備 手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールへの注水/スプレイ	淡水貯水池 ※2 燃料プール代替注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-1 級), 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	自主対策設備 手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (8/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
淡水貯水池を水源とした対応手段（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	可搬型代替注水ポンプ(A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース・接続口 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「消防車による送水（原子炉注水）」 「消防車による送水（格納容器スプレイ）」 「消防車による送水（デブリ冷却）」 「消防車による送水（原子炉ウェル注水）」 「消防車による送水（SFP 常設スプレイ）」 「消防車による送水（SFP 可搬型スプレイ）」
			淡水貯水池 ※2	自主対策設備	
		原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			淡水貯水池 ※2	自主対策設備	
		原子炉格納容器内の冷却	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
			淡水貯水池 ※2	自主対策設備	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (9/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合) 淡水貯水池を水源とした対応	—	フィルタ装置への補給	淡水貯水池 ※2 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口	自主対策設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
	復水貯蔵槽	原子炉格納容器下部への注水	格納容器下部注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	重大事故等対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			淡水貯水池 ※2	自主対策設備	
	—	原子炉ウエルへの注水	淡水貯水池 ※2 格納容器頂部注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	自主対策設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
	—	使用済燃料プールの注水/スプレイ	燃料プール代替注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-1 級), 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	重大事故等対処設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
			淡水貯水池 ※2	自主対策設備	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.13) (10/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
海を利用した対応	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	海を水源とした送水	大容量送水車（海水取水用） 海水貯留堰 スクリーン室 取水路〔海水取水箇所〕 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級） 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） ホース・接続口 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「大容量送水車による消防車への海水送水」 「消防車による送水（原子炉注水）」 「消防車による送水（格納容器スプレイ）」 「消防車による送水（デブリ冷却）」 「消防車による送水（原子炉ウェル注水）」 「消防車による送水（SFP 常設スプレイ）」 「消防車による送水（SFP 可搬型スプレイ）」
		原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	低圧代替注水系（可搬型）（大容量送水車（海水取水用）、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	代替格納容器スプレイ系（可搬型）（大容量送水車（海水取水用）、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	復水貯蔵槽	原子炉格納容器下部への注水	格納容器下部注水系（可搬型）（大容量送水車（海水取水用）、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	原子炉ウェルへの注水	格納容器頂部注水系（大容量送水車（海水取水用）、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールの注水／スプレイ	燃料プール代替注水系（可搬型）（大容量送水車（海水取水用）、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (11/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
海を利用した対応	—	(海) 最終ヒートシンクへの代替熱輸送	代替原子炉補機冷却系 (大容量送水車 (熱交換器ユニット用))	重大事故等対処設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
		大気への放射性物質の拡散抑制	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) 放水砲 ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
		航空機燃料火災への泡消火	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) ホース 放水砲 泡原液搬送車 泡原液混合装置 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応	—	原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系 (ほう酸水注入系ポンプ)	重大事故等対処設備	手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」及び「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (12/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
復水貯蔵槽へ水を補給するための対応	—	防火水槽を水源とした補給 (淡水/海水)	可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース・接続口 CSP 外部補給配管・弁 復水貯蔵槽 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備
			防火水槽 ※2	自主対策設備
		淡水貯水池 ※2 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース・接続口 CSP 外部補給配管・弁 復水貯蔵槽 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (13/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
復水貯蔵槽へ水を補給するための対応	—	淡水貯水池を水源とした補給（淡水／海水） （あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース・接続口 CSP 外部補給配管・弁 復水貯蔵槽 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備
			淡水貯水池 ※2	自主対策設備
		海を水源とした補給（淡水／海水）	大容量送水車（海水取水用） 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース・接続口 CSP 外部補給配管・弁 復水貯蔵槽 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備
		純水補給水系（仮設発電機使用）による補給	純水タンク 純水移送ポンプ 純水補給水系配管・弁 復水貯蔵槽 仮設発電機 燃料補給設備 ※1	自主対策設備

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (14/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
防火水槽へ水を補給するための対応	-	防火水槽への補給 淡水貯水池から	淡水貯水池 ※2 ホース 防火水槽 ※2	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「淡水貯水池から大湊側防火水槽への補給」
		防火水槽への補給 淡水タンクから	ろ過水タンク 純水タンク ホース 防火水槽 ※2	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「大湊側淡水タンクから防火水槽への補給」
		大容量送水車（海水取水用）による防火水槽への海水補給	大容量送水車（海水取水用） 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「大容量送水車による防火水槽への海水補給」
			防火水槽 ※2	自主対策設備	
		代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給	代替原子炉補機冷却海水ポンプ 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 ホース 防火水槽 ※2 可搬型代替交流電源設備 移動式変圧器 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給」
可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による防火水槽への海水補給	可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ホース 防火水槽 ※2 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「消防車による防火水槽への海水補給」		

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (15/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
淡水タンクへ水を補給するための対応	—	淡水貯水池から給水タンクへの補給	淡水貯水池 ※2 ホース ろ過水タンク 純水タンク	自主対策設備 多様なハザード対応手順 「淡水貯水池から大湊側淡水タンクへの補給」	
水源を切り替えるための対応	—	原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系の水源切替え	復水貯蔵槽 サプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等
			原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
		防火水槽へ補給する水源の切替え	大容量送水車（海水取水用） 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「淡水貯水池から大湊側防火水槽への補給」 「大湊側淡水タンクから防火水槽への補給」 「大容量送水車による防火水槽への海水補給」 「代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給」 「消防車による防火水槽への海水補給」
			淡水貯水池 ※2 防火水槽 ※2 淡水タンク 代替原子炉補機冷却海水ポンプ 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) 可搬型代替交流電源設備 移動式変圧器 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	
淡水貯水池から海への水源切替え	大容量送水車（海水取水用） 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 可搬型代替注水ポンプ(A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「大容量送水車による消防車への海水送水」 「消防車による送水（原子炉注水）」 「消防車による送水（格納容器スプレイ）」 「消防車による送水（デブリ冷却）」 「消防車による送水（原子炉ウエル注水）」 「消防車による送水（SFP常設スプレイ）」 「消防車による送水（SFP可搬型スプレイ）」		
	淡水貯水池 ※2	自主対策設備			

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

(n) 「1.14 電源の確保に関する手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため、代替電源から給電するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に電源を確保するための手順の例を次に示す。(表 2.1.17参照)

- ・外部電源及び非常用交流電源設備による給電が見込めない場合、非常用高圧母線D系及びC系の順に復旧し、第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機の起動操作を並行で行い、第一ガスタービン発電機で給電する。第一ガスタービン発電機による給電が行えない場合は、第二ガスタービン発電機（緊急用高圧母線経由）による給電を行う。
- ・外部電源、非常用交流電源設備、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機及び電源車（緊急用高圧母線経由）によるパワーセンターC系及びD系への給電が見込めない場合、可搬型代替交流電源設備（電源車）をパワーセンターの動力変圧器の一次側又は緊急用電源切替箱接続装置に接続し、電源を復旧する。
- ・当該号炉が外部電源、非常用交流電源設備、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機及び電源車による給電が見込めない場合、号炉間電力融通ケーブルを用いて他号炉の緊急用電源切替箱断路器から当該号炉の緊急用高圧母線までの電路を構成し、他号炉から給電する。

- ・外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に，常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電ができない場合，可搬型直流電源設備（電源車及びAM用直流125V充電器）により直流電源を必要な機器に給電する。
- ・外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備による交流電源の復旧ができない場合で，かつ可搬型直流電源設備（電源車及びAM用直流125V充電器）による直流電源の給電ができない場合，直流給電車を直流125V主母線盤Aに接続し，直流電源を給電する。

表 2.1.17 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.14) (1/5)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	-	非常用交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機 燃料デイトンク 非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線電路 原子炉補機冷却系 ※1 燃料移送ポンプ 非常用ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」
			軽油タンク	
		非常用直流電源設備による給電	直流 125V 蓄電池 C ※2 直流 125V 蓄電池 D ※2 直流 125V 充電器 C 直流 125V 充電器 D 直流 125V 蓄電池及び充電器 C～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 D～直流母線電路	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」
			直流 125V 蓄電池 A ※2 直流 125V 蓄電池 A-2 直流 125V 蓄電池 B ※2 直流 125V 充電器 A 直流 125V 充電器 A-2 直流 125V 充電器 B 直流 125V 蓄電池及び充電器 A～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 B～直流母線電路	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:直流 125V 蓄電池 A, B, C 及び D からの給電は、運転員による操作は不要である。

表 2.1.17 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.14) (2/5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失)	常設代替交流電源設備による給電	第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁 第一ガスタービン発電機～非常用高压母線 C 系及び D 系電路 第一ガスタービン発電機～AM 用 MCC 電路 軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁 ホース タンクローリ (16kL)	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「第一ガスタービン発電機起動」 「M/C C・D 受電」 「第一 GTG から AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」
		第一代替交流電源設備による給電	第二ガスタービン発電機 第二ガスタービン発電機用燃料タンク 第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 第二ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁 第二ガスタービン発電機～荒浜側緊急用高压母線～非常用高压母線 C 系及び D 系電路 第二ガスタービン発電機～大湊側緊急用高压母線～非常用高压母線 C 系及び D 系電路 第二ガスタービン発電機～荒浜側緊急用高压母線～AM 用 MCC 電路 第二ガスタービン発電機～大湊側緊急用高压母線～AM 用 MCC 電路 軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁 ホース タンクローリ (16kL)	自主対策設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「緊急用 M/C から M/C C・D への電路構成」 「大湊側緊急用 M/C から M/C C・D への電路構成」 「M/C C・D 受電」 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「大湊側緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「第二 GTG による大湊側緊急用 M/C 受電」 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:直流 125V 蓄電池 A, B, C 及び D からの給電は、運転員による操作は不要である。

表 2.1.17 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.14) (3/5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失)	可搬型代替交流電源設備による給電	電源車 電源車～緊急用電源切替箱接続装置～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 電源車～動力変圧器 C 系～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用 MCC 電路 電源車～AM 用動力変圧器～AM 用 MCC 電路 電源車～代替原子炉補機冷却系電路 ※1 軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁 ホース タンクローリ (4kL)	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「緊急用 M/C から M/C C・D への電路構成」 「電源車による P/C C-1・D-1 への電路構成」 「電源車(緊急用電源切替箱 A 経由)による M/C C・D への電路構成」 「M/C C・D 受電」 「P/C C-1・D-1 受電 (P/C 動力変圧器～M/CC・D 経由)」 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「電源車 (AM 用動力変圧器) による AM 用 MCC への電路構成」 「電源車(緊急用電源切替箱 A 経由)による AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「電源車による給電 (緊急用電源切替箱 A 接続)」 「電源車による給電 (動力変圧器 C-1 接続)」 「電源車による給電 (AM 用動力変圧器接続)」 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」
			自主対策設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「他号炉 D/G による M/C C・D への電路構成 (号炉間電力融通ケーブル使用)」 「DG (A) (B) による他号炉への電力融通」 多様なハザード対応手順 「号炉間電力融通ケーブルによる電力融通」	
代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失)	号炉間電力融通電気設備による給電	号炉間電力融通ケーブル (常設) 号炉間電力融通ケーブル (可搬型) 号炉間電力融通ケーブル (常設) ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 号炉間電力融通ケーブル (可搬型) ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「他号炉 D/G による M/C C・D への電路構成 (号炉間電力融通ケーブル使用)」 「DG (A) (B) による他号炉への電力融通」 多様なハザード対応手順 「号炉間電力融通ケーブルによる電力融通」

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:直流 125V 蓄電池 A, B, C 及び D からの給電は、運転員による操作は不要である。

表 2.1.17 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.14) (4/5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
代替直流電源設備による給電	非常用交流電源設備(全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備(蓄電池枯渇)	電 所内蓄電式直流電源設備による給電	直流 125V 蓄電池 A ※2 直流 125V 蓄電池 A-2 AM 用直流 125V 蓄電池 直流 125V 充電器 A 直流 125V 充電器 A-2 AM 用直流 125V 充電器 直流 125V 蓄電池及び充電器 A～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2～直流母線電路 AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器～直流母線電路	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「直流 125V 蓄電池切替 (A, A-2, AM 用)」 「直流 125V 充電器盤 A 受電」 「直流 125V 充電器盤 B 受電」 「直流 125V 充電器盤 A-2 受電」 「AM 用直流 125V 充電器盤受電」 「中操監視計器類復旧 (C 系)」 「中操監視計器類復旧 (D 系)」
	非常用交流電源設備(全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備(常設直流電源系統喪失)	設備による給電	AM 用直流 125V 蓄電池 AM 用直流 125V 充電器 AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器～直流母線電路	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電」
	非常用交流電源設備(全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備(蓄電池枯渇)	可搬型直流電源設備による給電	電源車 AM 用直流 125V 充電器 電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用直流 125V 充電器～直流母線電路 電源車～AM 用動力変圧器～AM 用直流 125V 充電器～直流母線電路 軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁ホース タンクローリ (4kL) 電源車～荒浜側緊急用高圧母線～AM 用直流 125V 充電器～直流母線電路	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「電源車 (AM 用動力変圧器) による AM 用 MCC への電路構成」 「電源車 (緊急用電源切替箱 A 経由) による AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 「AM 用直流 125V 充電器盤受電」 多様なハザード対応手順 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「電源車による給電(緊急用電源切替箱 A 接続)」 「電源車による給電 (AM 用動力変圧器接続)」 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」
		直流給電車による給電	直流給電車 電源車 電源車～直流給電車～直流母線電路 軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁ホース タンクローリ (4kL)	自主対策設備 事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「直流給電車による直流 125V 主母線盤 A 給電」 多様なハザード対応手順 「直流給電車による直流 125V 主母線盤 A 給電」 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:直流 125V 蓄電池 A, B, C 及び D からの給電は、運転員による操作は不要である。

表 2.1.17 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.14) (5/5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
使用した直流電源確保	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備 (蓄電池枯渇)	号炉間連絡ケーブルを使用	号炉間連絡ケーブル	自主対策設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」
代替所内電気設備による給電	非常用所内電気設備	代替所内電気設備による給電	緊急用断路器 緊急用電源切替箱断路器 緊急用電源切替箱接続装置 AM 用動力変圧器 AM 用 MCC AM 用切替盤 AM 用操作盤 非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「第一ガスタービン発電機起動」 「第一 GTG から AM 用 MCC への電路構成」 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「大湊側緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「他号炉 D/G による AM 用 MCC への電路構成 (号炉間電力融通ケーブル使用)」 「DG (A) (B) による他号炉への電力融通」 「電源車 (AM 用動力変圧器) による AM 用 MCC への電路構成」 「電源車 (緊急用電源切替箱 A 経由) による AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「第二 GTG による大湊側緊急用 M/C 受電」 「号炉間電力融通ケーブルによる電力融通」 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「電源車による給電 (AM 用動力変圧器接続)」 「電源車による給電 (緊急用電源切替箱 A 接続)」
			荒浜側緊急用高圧母線 大湊側緊急用高圧母線	自主対策設備 多様なハザード対応手順 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」
燃料の補給	—	燃料補給設備による給油	軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁 ホース タンクローリ (16kL) タンクローリ (4kL)	重大事故等 対処設備 多様なハザード対応手順 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:直流 125V 蓄電池 A, B, C 及び D からの給電は、運転員による操作は不要である。

- c. b. 項に示す大規模損壊への対応手順書は、万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備する。

- d. b. 項に示す大規模損壊への対応手順書については、地震、津波及び地震と津波の重畳により発生する可能性のある大規模損壊に対して、また、PRAの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故、大規模損壊への対応をも考慮する。加えて、大規模損壊発生時に、同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく、炉心注水、電源確保、放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。

- e. 発電用原子炉施設において整備する大規模損壊発生時の対応する手順については、大規模損壊に関する考慮事項等、米国におけるNEIガイドの考え方も参考とする。また、当該のガイドの要求内容に照らして発電用原子炉施設の対応状況を確認する。

2.1.2.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊に至る可能性のある事象は、基準地震動及び基準津波等の設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模の自然災害並びに故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。重大事故等時に比べてプラントが受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範囲で不確定なものとなる。そのため、発電所施設の被害状況から残存する資源等を活用し事故対応を行う。被害を受けた機器の復旧可能性の把握、判断も事故対応の方向性を決める判断要素の一つとする。残存する資源の把握、活用、復旧判断等の活動は、通常時の実務経験を踏まえた技術的能力 1.0 で示す重大事故等時の対応体制で引き続き対応する。

ただし、中央制御室の機能喪失、要員の被災及び重大事故等対処で期待する重大事故等対処設備が使用できない等の状況を想定した場合に対処できるよう、該当する部分の体制の整備、充実を図る。

大規模損壊発生時は、重大事故等を超えるような状況を想定した 2.1.2.1 項における大規模損壊発生時の対応手順にしたがって活動を行うことを前提とし、中央制御室が機能喪失するような場合にも的確かつ柔軟に対処できるよう、重大事故等対策では考慮されていない大規模損壊に対する脆弱性を補完する手順書を用いた活動を行うための体制を整備する。

また、中長期的な対応が必要となる場合や発電所の複数の発電用原子炉施設で同時被災した場合にも対応できる体制を整備する。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等及び大規模損壊が発生した場合でも速やかに対策を行えるよう、次の体制を整備する。

- 発電所構内に緊急時対策要員、運転員、自衛消防隊合わせて常時 100 名確保し、分散して待機する。また、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室（運転員を含む）が機能しない場合においても、対応できる体制を整備する。
- 火災発生時の初期消火活動に対応するため、自衛消防隊初期消火班についても発電所に常時確保する。
- 重大事故等及び大規模損壊の対応で、高線量下における対応が必要な場合においても、社員で対応できるよう緊急時対策要員を確保する。
- 緊急時対策要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる緊急時対策要員で、安全が確保できる発電用原子炉の運転状態に移行する。

(1) 福島第一原子力発電所事故対応の課題と対策

a. 福島第一原子力発電所事故対応の課題

当社福島第一原子力発電所事故対応では発電所対策本部の指揮命令が混乱し、迅速・的確な意思決定ができなかったが、緊急時活動や体制面における課題及び、それぞれの課題に対する必要要件を表 2.1.18 に示す。

表 2.1.18 福島第一原子力発電所事故対応の課題と必要な要件

課 題	必要な要件 (表 2.1.19 参照)
自然災害と同時に起こり得る複数の発電用原子炉施設の同時被災を想定した備えが十分でなかった。	①複数施設の同時被災, 中長期的な対応を考慮した要員体制を構築する。
事故の状況や進展が個別の号炉ごとに異なるにも関わらず、従前の機能班単位で活動した。	②号機班を設け号炉単位に連絡体制を密にする。
中央制御室と発電所対策本部の間, 発電所対策本部と本社対策本部の間において機器の動作状況等を正しく共有できなかった。	③中央制御室と発電所対策本部間の通信連絡設備を強化する。 ④情報共有ツールの活用により情報共有を図る。
発電所長が全ての班 (12 班) を管理するフラットな体制で緊急時対応を行っていたため, あらゆる情報が発電所対策本部の本部長 (発電所長) に報告され, 情報が輻輳し混乱した。	⑤発電所長が直接監督する人数を減らす。(監督限界の設定) ④情報共有ツールを活用し, 情報共有することにより, 本部における発話を制限する。
発電所長からの権限委譲が適切でなく, ほとんどの判断を発電所長が行う体制となっていた。	⑥発電所長の権限を下部組織に委譲する。
本来復旧活動を最優先で実施しなくてはならない発電所の要員が, 対外的な広報や通報の最終的な確認者となり, 復旧活動と対外情報発信活動の両立を求められた。	⑦対外対応を専属化し, 発電所長の対外発信や広報の権限を委譲する。 ⑧対外対応活動を本社対策本部に一元化する。
公表の遅延, 情報の齟齬, 関係者間での情報共有の不足等が生じ, 事故時の対外公表・情報伝達が不十分だった。	④情報共有ツールの活用により情報共有を図る。 ⑦対外対応を専属化し, 発電所長の対外発信や広報の権限を委譲する。
本社対策本部が, 発電所対策本部に事故対応に対する細かい指示や命令, コメントを出し, 発電所長の判断を超えて外部の意見を優先したことで, 発電所対策本部の指揮命令系統を混乱させた。	⑨現場決定権は発電所対策本部に与え本社対策本部は支援に徹する。 ⑩指揮命令系統を明確化し, それ以外の者からの指示には従わない。
官邸から発電所長へ直接連絡が入り, 発電所対策本部を混乱させた。	⑪外部からの問合せ対応は本社対策本部が行い, 外部からの発電所への直接介入を防止する。
緊急時対応に必要な作業を当社社員が自ら持つべき技術として設定していなかったことから, 作業を自ら迅速に実行できなかった。	⑫外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるように可搬型代替注水ポンプやホイールローダ等をあらかじめ配備し, 運転操作を習得する。

課 題	必要な要件（表 2.1.19 参照）
地震・津波による発電所内外の被害と放射性物質による屋外の汚染により、事故収束対応のための資機材の迅速な輸送、受け渡しができなかった。	⑬ 後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠点を速やかに立ち上げられるよう、拠点を整備し、あらかじめ派遣する人員を決める。 ⑭ 汚染エリアでの輸送にも従事できるよう、輸送部隊に放射線教育を実施する。
本社は、資材の迅速な準備、輸送、受け渡しで十分な支援ができなかった。	⑬ 本社は、災害発生後、発電所が必要としている資機材を迅速に送ることができるよう、調達・輸送面に関する運用を手順化する。
通常の管理区域以上の状態が屋外にまで拡大したため、放射線管理員が不足した。	⑫ 社員に対して放射線計測器の取扱研修を行い、放射線管理補助員を育成する。

※ 当社の社内事故調報告書（福島原子力事故調査報告書）や、「福島原子力事故の総括及び原子力安全改革プラン」以外にも、以下に示すような報告書が公表されており、これらの中には当社が取り組むべき有益な提言が含まれていると認識している。

- ・ 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 最終報告（政府事故調）
- ・ 東京電力福島原子力発電所事故調査委員会報告書（国会事故調）
- ・ 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について（原子力安全・保安院）
- ・ 「福島第一」事故検証プロジェクト最終報告書（大前研一）
- ・ Lessons Learned from the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (INPO)
- ・ 福島原発事故独立検証委員会 調査・検証報告書（民間事故調）

b. 原子力防災組織に必要な要件の整理

柏崎刈羽原子力発電所及び本社の原子力防災組織は、福島第一原子力発電所での課題を踏まえ、発電所の複数の発電用原子炉施設で同時に重大事故等が発生した場合及び重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合でも対応できるようにするため、当社の原子力防災組織へ反映すべき必要要件及び要件適用の考え方を表 2.1.19 に整理した。

表 2.1.19 当社原子力防災組織へ反映すべき必要な要件と要件適用の考え方

必要な要件（対応策）		当社の原子力防災組織への要件適用の考え方
組織構造上の要件	①複数施設同時被災，中長期的な対応ができる体制の構築	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所対策本部要員を増強。 ・交替して中長期的な対応を実施。
	②中央制御室ごとの連絡体制の構築	<ul style="list-style-type: none"> ・号機班の設置。 （プラント状況の様相・規模に応じて縮小・拡張する）
	⑤監督限界の設定	<ul style="list-style-type: none"> ・指示命令が混乱しないよう，現場指揮官を頂点に，直属の部下は最大7名以下に収まる構造を大原則とする。 ・原子力防災組織に必要な機能を以下の5つに定義し，統括を新規に設置。
	⑦対外対応の専属化	<ol style="list-style-type: none"> 1. 意思決定・指揮 2. 対外対応 3. 情報収集と計画立案 4. 現場対応 5. ロジスティック，リソース管理 <ul style="list-style-type: none"> ・対外対応に関する責任者や専属の対応者の配置。
組織運営上の要件	⑨現場決定権を発電所長に与える。	<ul style="list-style-type: none"> ・最終的な対応責任は現場指揮官に与え，現場第一線で活動する者以外は，たとえ上位職位・上位職者であっても現場のサポートに徹する役割とする。 ・必要な役割や対応について，あらかじめ本部長の権限を統括に委譲することで，自発的な対応を行えるようにする。 ・本社から発電所への介入は行わない。
	⑥発電所長の権限を下部組織に委譲	
	⑩指揮命令系統の明確化	
	⑧対外対応活動を本社対策本部に一本化	<ul style="list-style-type: none"> ・本社対策本部に対外対応に関する責任者と専属の対応者を配置し，広報，情報発信を一本化する。 ・外部からの問合せは全て本社が行い，発電所への直接介入を防止する。
	⑪外部からの対応の本社一元化	
	④情報共有ツールの活用	<ul style="list-style-type: none"> ・縦割りの指示命令系統による情報伝達に齟齬がでないよう，全組織で同一の情報を共有するための情報伝達・収集様式（テンプレート）の統一や情報共有のツールを活用する。 ・これに伴い，本部における発話を制限する（情報錯綜の防止）。
	⑫現場力の強化	<ul style="list-style-type: none"> ・外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるように可搬型代替注水ポンプやホイールローダ等をあらかじめ配備し，運転操作を習得する。 ・放射線管理補助員を育成する。
⑬発電所支援体制の構築	<ul style="list-style-type: none"> ・後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠点を速やかに立ち上げられるよう，拠点を整備し，あらかじめ派遣する人員を決める。 ・輸送を行う協力企業に放射線教育を実施する。 ・本社は，災害発生後，発電所が必要としている資機材を迅速に送ることができるよう，調達・輸送面に関する運用を手順化する。 	

※表 2.1.18 における対応策③は設備対策のため，本表には記載せず。

なお、当社の原子力防災組織へ反映すべき必要な要件の整理に当たり、弾力性をもった運用が可能である、米国の消防、警察、軍等の災害現場・事件現場等における標準化された現場指揮に関するマネジメントシステム [ICS¹ (Incident Command System)] を参考にしている。ICS の主な特徴を表 2. 1. 20 に示す。

表 2. 1. 20 ICS の主な特徴

特徴	対応する要件※
<p><u>・災害規模に応じて拡大・縮小可能な組織構造</u></p> <p>基本的な機能として、Command (指揮)、Operation (現場対応)、Planning (情報収集と計画立案)、Logistics (リソース管理)、Finance/Administration (経理、総務) がある。可能であれば現場指揮官が全てを実施しても構わないが、対応規模等、必要に応じ独立した班を組織する。規模の拡大に応じ、組織階層構造を深くする形で組織を拡張する。</p>	① ② ⑤
<p><u>・監督限界の設定 (3～7名程度まで)</u></p> <p>Incident Commander (現場指揮官) を頂点に、直属の部下は3～7名の範囲で収まる構造を大原則とする。本構造の持つ意味は、一人の人間が緊急時に直接指揮命令を下せる範囲は経験的に7名まで (望ましくは5名まで) であることに由来している。</p>	⑤
<p><u>・直属の上司の命令のみに従う指揮命令系統の明確化</u></p> <p>自分の直属の組織長からブリーフィングを受けて各組織のミッションと自分の役割を確実に理解する。善意であっても、誰の指示も受けず勝手に動いてはならない。反対に、指揮命令系統上にいない人物からの指示で動くこともしてはならない。</p>	⑩
<p><u>・決定権を現場指揮官に与える役割分担の明確化</u></p> <p>最終的な対応責任は現場指揮官に与え、たとえ上位組織・上位職者であっても周辺はそのサポートに徹する役割を分担する (米国の場合、たとえ大統領であっても現場指揮官に命令することはできない)。</p>	⑨
<p><u>・全組織レベルでの情報共有を効率的に行うための様式やツールの活用</u></p> <p>縦割りの指揮命令系統による情報伝達の齟齬を補うために、全組織で同一の情報を共有するための情報伝達・収集様式の統一や情報共有のためのツールを活用する。</p>	④
<p><u>・技量や要件の明確化と維持のための教育・訓練の徹底</u></p> <p>日本の組織体制では、役職や年次による役割分担が一般的だが、ICS では各役割のミッションを明確にし、そこにつく者の技量や要件を明示、それを満たすための教育/訓練を課すことで「その職務を果たすことができる者」がその役職に就く運用となっている。</p>	⑫
<p><u>・現場指揮官をサポートする指揮専属スタッフの配置</u></p> <p>現場指揮官の意思決定をサポートする役割を持つ指揮専属スタッフを設けることができる。(指揮専属スタッフは、現場指揮官に変わって意思決定は行わない立場であるが、与えられた役割に対し部門横断的な活動を行うことができる点で現場指揮官と各機能班の指揮命令系統とは異なった特徴を有している。)</p>	—

※対応する要件のうち、③は設備対策のため、⑦、⑧、⑩、⑬は、ICS の特徴に整理できないため上表に記載していない。なお、⑦、⑧、⑩は対外対応機能を分離し、本社広報、情報発信を一本化することで対応。⑬については本社に発電所支援機能を独立させ強化することで対応。(詳細は次ページ以降参照)

¹ 参考文献：

- ・「3. 11 以降の日本の危機管理を問う」(神奈川大学法学研究所叢書 27) 務台俊介編著、レオ・ボスナー/小池貞利/熊丸由布治著 発行所：(株) 晃洋書房 2013. 1. 30 初版
- ・21st Century FEMA Study Course:-Introduction to Incident Command System, ICS-100, National Incident Management System (NIMS), Command and Management (ICS-100. b) / FEMA / 2011. 6
- ・「緊急時総合調整システム Incident Command System (ICS) 基本ガイドブック」永田高志/石井正三/長谷川学/寺谷俊康/水野浩利/深見真希/レオ・ボスナー著 発行元：公益社団法人日本医師会 2014. 6. 20 初版

ICSは、これらの特徴を持つことから、たとえ想定を超えるような事態を迎えても、柔軟に対応し事態を收拾することを目的とした弾力性を持ったシステムであり、当社の原子力防災組織へ反映すべき必要な要件におおむね合致していると考えている。

c. 具体的な改善策

当社の原子力防災組織の具体的な改善策について以下に記す。(図 2.1.4～2.1.8 参照)

(a) 組織構造上の改善

- 基本的な機能として5つの役割にグルーピング。
- 指揮命令が混乱しないよう、また、監督限界を考慮し、指揮官(本部長)の直属の部下(統括)を7名以下、統括の直属の部下(各班の班長)も7名以下となるよう組織を構成。班員についても役割に応じたチーム編成とすることで、班長以下の指揮命令系統にも監督限界を配慮(例:総務班の場合は、厚生チーム、警備チーム、医療チーム、総務チーム等、役割ごとに分類)。
- 号機班は、プラント状況の様相・規模に応じて縮小、拡張可能なよう号炉ごとに配置。
- ロジスティック機能を計画立案、現場対応機能から分離。
- 対外対応に関する責任者として対外対応統括を配置。
- 社外対応を行う要所となるポジションにはリスクコミュニケーターを配置。
- 現場指揮官の意志決定をサポートする役割を持つ指揮専属スタッフとして安全監督担当を配置。現場の安全性について、指揮官(本部長)に助言を行うとともに、現場作業員の安全性を確保するために協働し、緊急時対策要員の安全確保に努める役割を担う。安全監督担当は、部門横断的な活動を行うことができる点で本部長、統括と各機能班長の指揮命令系統とは異なった位置づけとなっており、現場作業員の安全性に関し、各統括・班長に対して是正を促すことができる。

(b) 組織運営上の改善

- 指揮命令系統上にいない人物からの指示で動くことがないようにする。
- 最終的な対応責任は発電所対策本部にあり、重大事故等時における本社対策本部の役割は、事故の収束に向けた発電所対策本部の活動の支援に徹すること、現地の発電所長からの支援要請に基づいて活動することを原則とし、事故対応に対する細かい指示や命令、コメントの発信を行わ

ない。

- 必要な役割や対応について、あらかじめ本部長の権限を委譲することで、各統括や班長が自発的な対応を行えるようにする。
- 発電所の被災状況や、プラントの状況を共有する社内情報共有ツール（チャット、COP（Common Operational Picture））を整備することにより、発電所や本社等の関係者に電話や紙による情報共有に加え、より円滑に情報を共有できるような環境を整備する。（図 2.1.9 参照）
- TV 会議で共有すべき情報は、全員で共有すべき情報に限定する等、発話内容を制限することで、適切な意思決定、指揮命令を行える環境を整備する。
- 発電所対策本部及び本社対策本部間の情報共有は、TV 会議システム、社内情報共有ツールと併せて、同じミッションを持つ統括、班長同士で通信連絡設備を使用し、連絡、情報共有を行う。
- 外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるように可搬型代替注水ポンプやホイールローダ等をあらかじめ配備し、運転操作を習得。
- 本社は、後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠点を速やかに立ち上げられるよう、拠点を整備し、あらかじめ派遣する人員を決める。
- 本社は、災害発生後、発電所が必要としている資機材を迅速に送ることができるよう、調達・輸送面に関する運用をあらかじめ手順化。

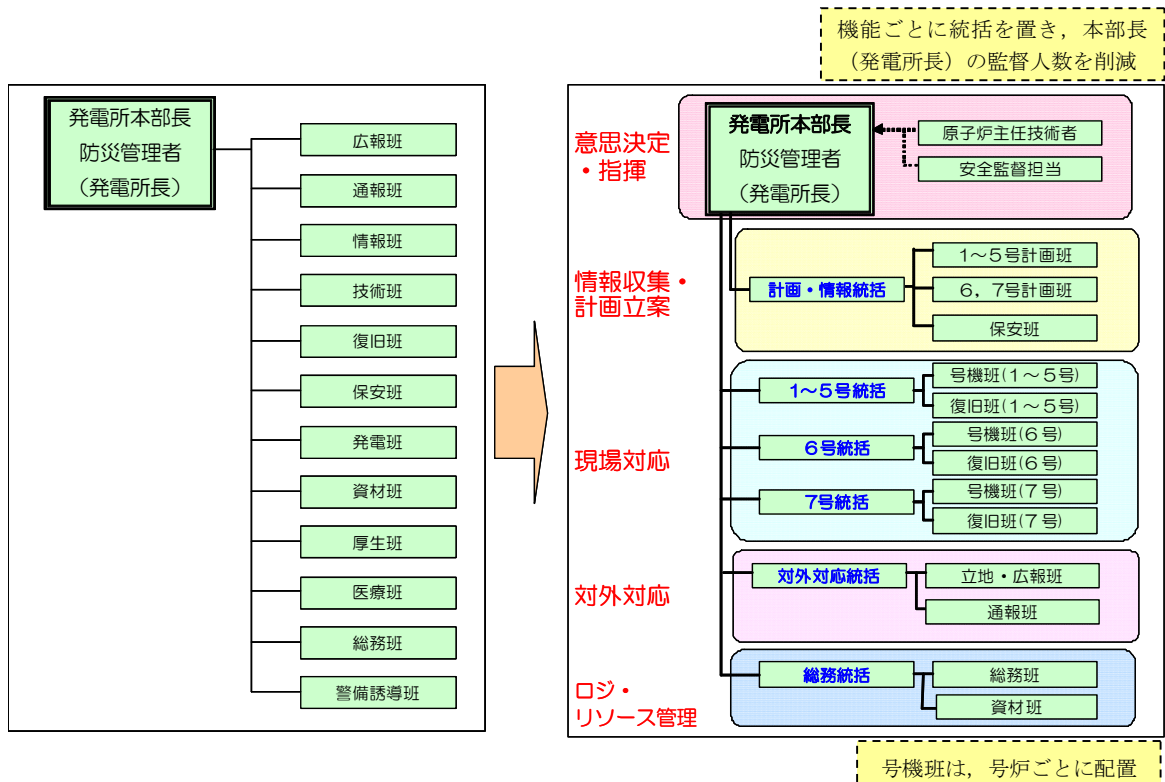


図 2.1.4 柏崎刈羽原子力発電所の原子力防災組織の改善

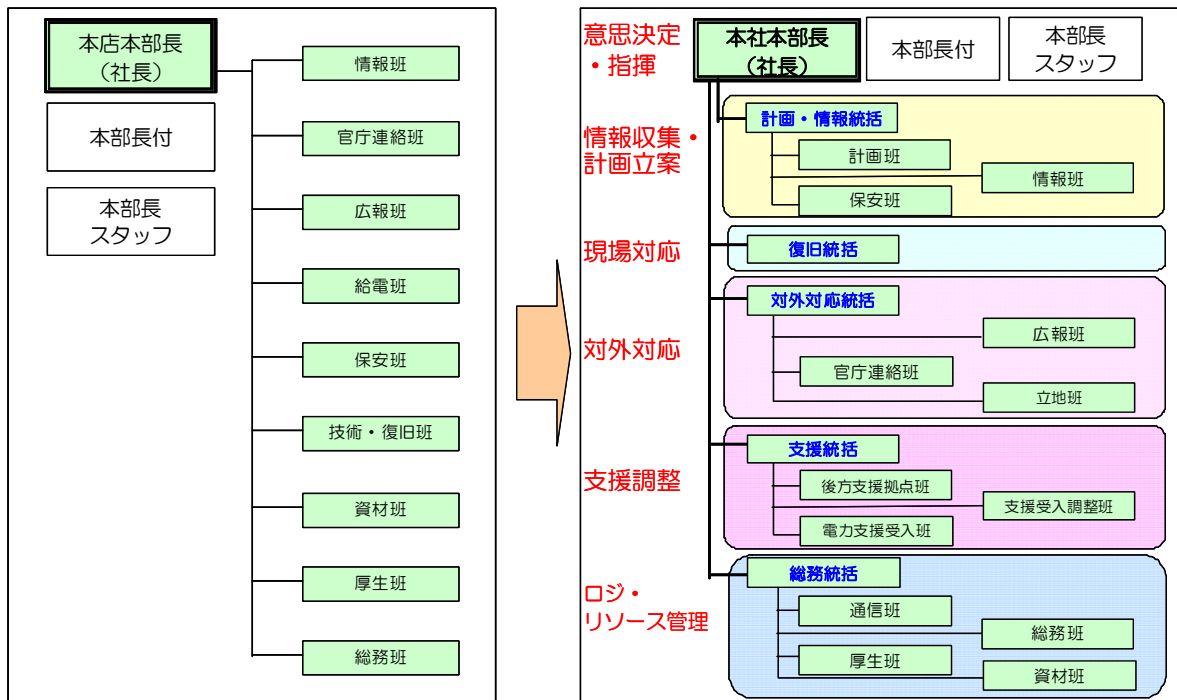
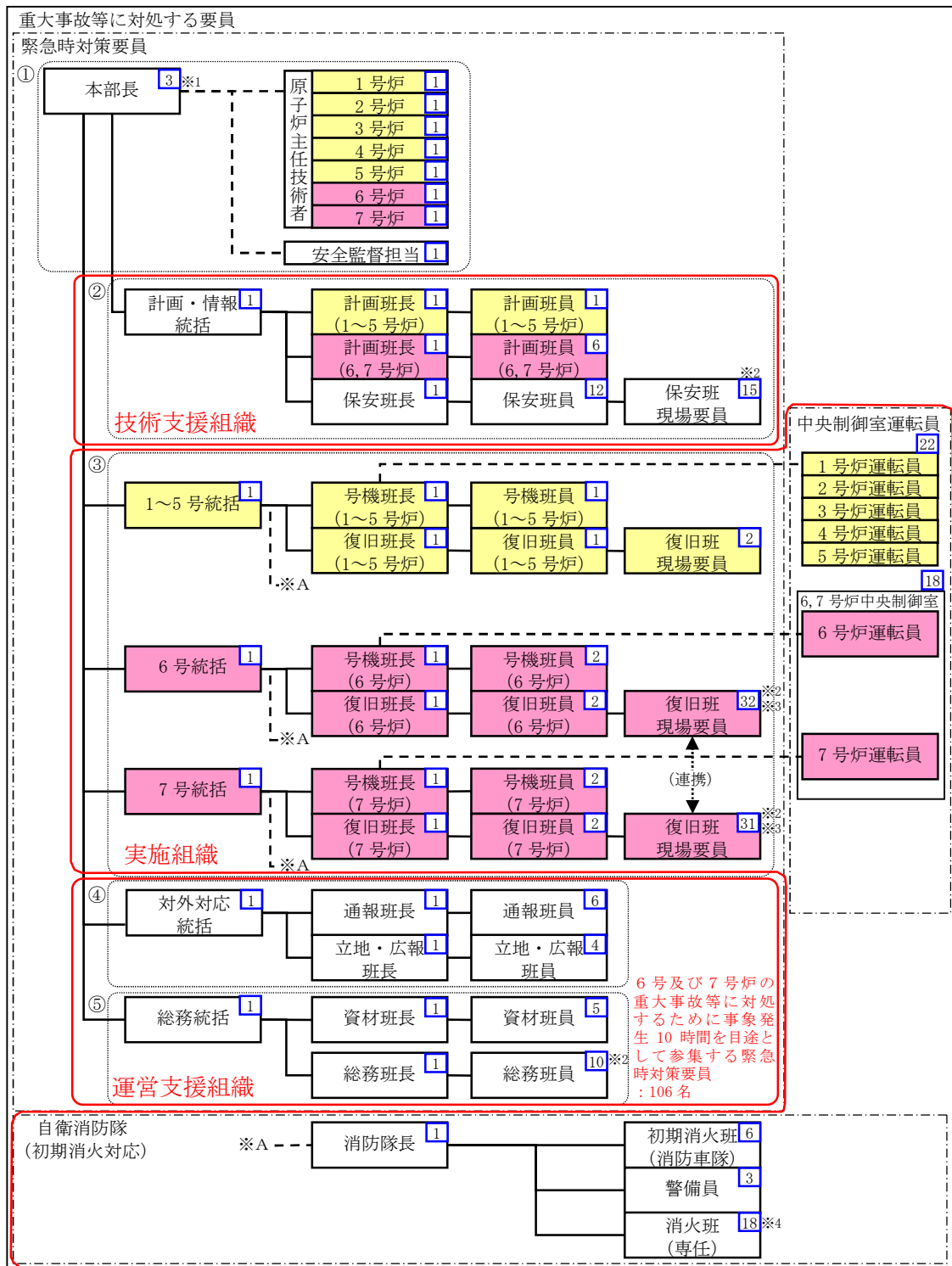


図 2.1.5 本社の原子力防災組織の改善



※1 本部付含む。
 ※2 班員については役割に応じたチームを編成する。
 ※3 復旧班現場要員は、6号及び7号炉の共用設備の対応を行う現場対応要員も含まれおり、いずれかに所属させていることから人数が異なっている。
 ※4 消火班は、火災の規模に応じ召集する。

①：意思決定・指揮
 ②：情報収集・計画立案
 ③：現場対応
 ④：対外対応
 ⑤：ロジスティック・リソース管理

合計：232名

図 2.1.6 柏崎刈羽原子力発電所 原子力防災組織 体制図

(第2次緊急時態勢・参集要員召集後 6号及び7号炉ともに運転中の場合)

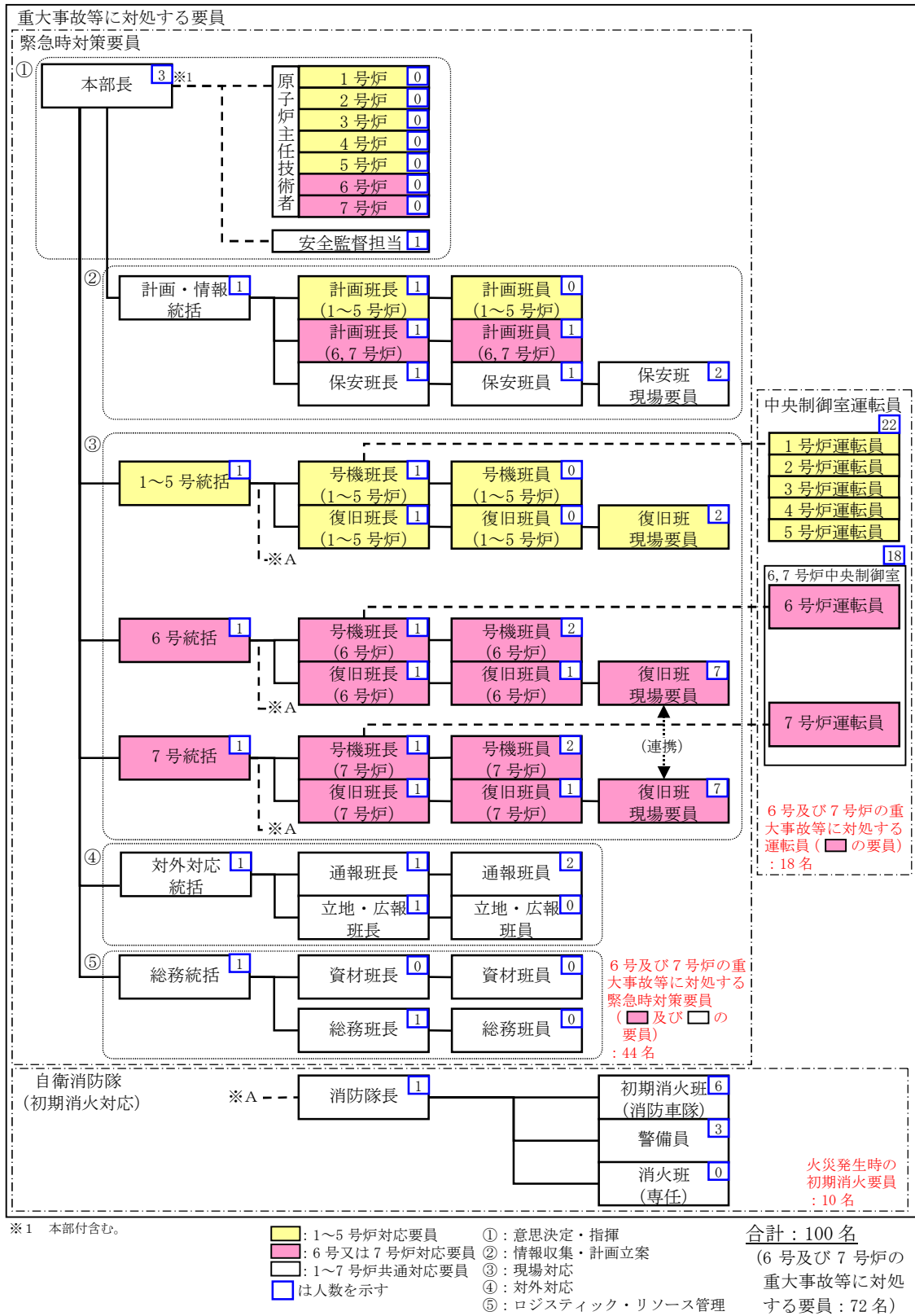
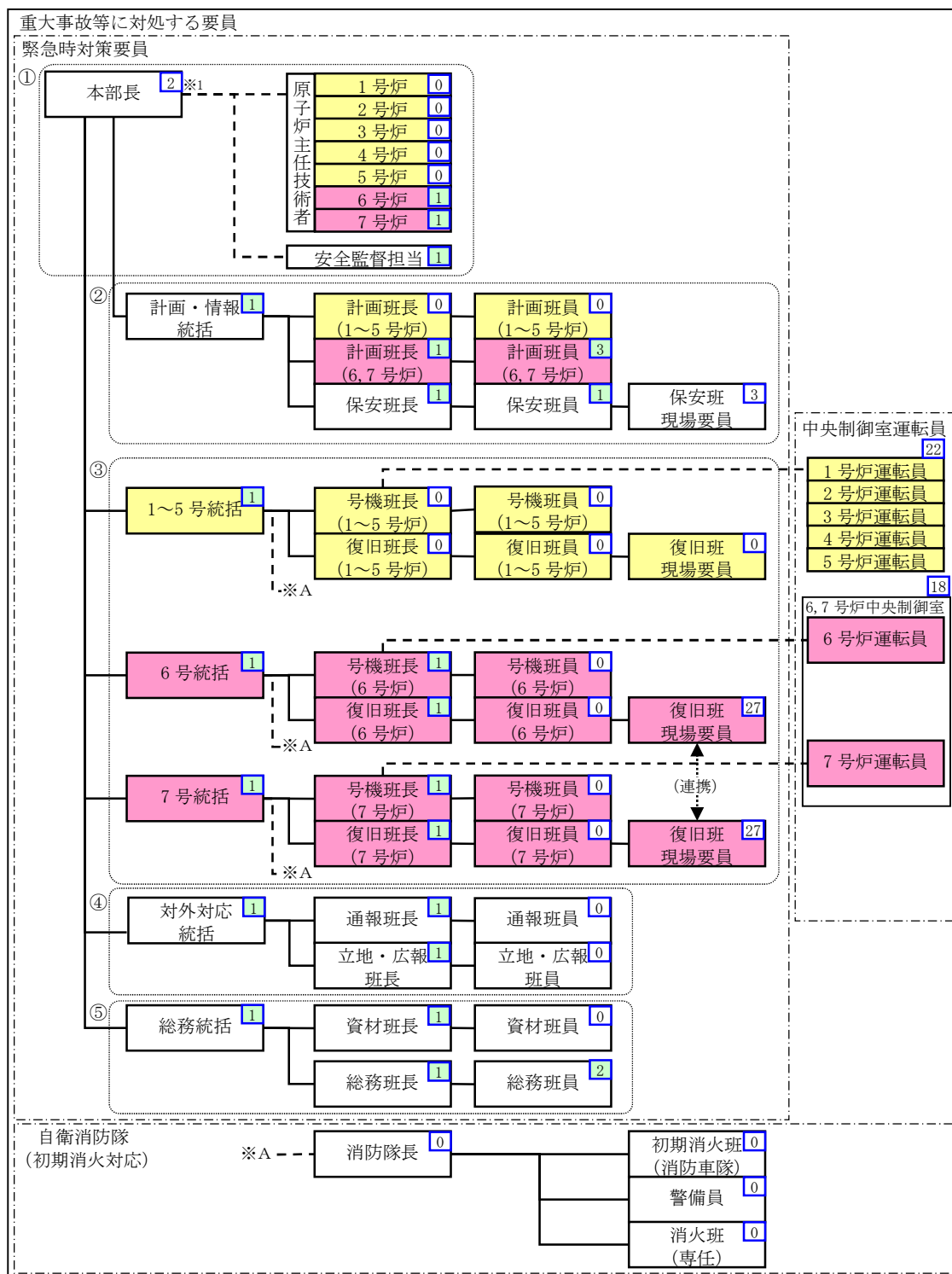


図 2.1.7 柏崎刈羽原子力発電所 原子力防災組織 体制図

(夜間及び休日 (平日の勤務時間帯以外) 6号及び7号炉ともに運転中の場合)

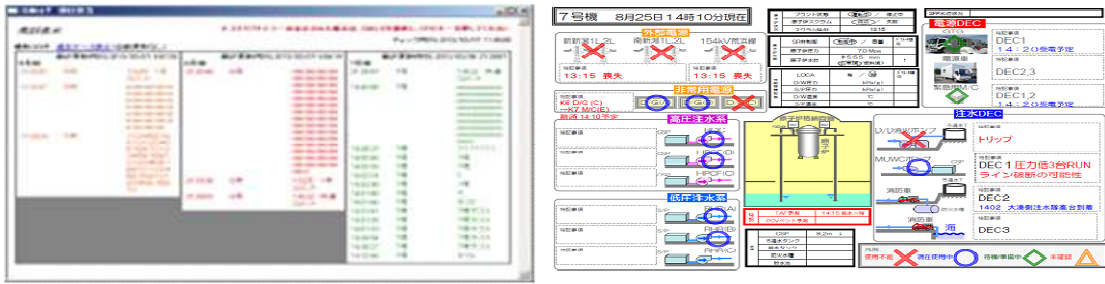


※1 本部付含む。

- : 1~5号炉対応要員
- : 6号又は7号炉対応要員
- : 1~7号炉共通対応要員
- : は人数を示す
- : は交替要員あり
- ① : 意思決定・指揮
- ② : 情報収集・計画立案
- ③ : 現場対応
- ④ : 対外対応
- ⑤ : ロジスティック・リソース管理

合計：151名
(発電所内に留まる人数。
交替要員27名を含む。)

図 2.1.8 柏崎刈羽原子力発電所 原子力防災組織 体制図
(プルーム通過時)



社内情報共有ツール（チャット）

社内情報共有ツール（COP）

※ 緊急時組織の運用については、訓練を通じて改善を図っていることから、今後変更となる可能性がある。

図 2.1.9 社内情報共有ツール

d. 改善後の効果について

原子力防災組織の改善により、以下の効果が期待できると考えている。

- ・ 指揮命令系統が機能ごとに明確になる。
- ・ 管理スパンが設定されたことにより、指揮者（特に本部長）の負担が軽減され、指揮者は、プラント状況等を客観的に俯瞰し、指示が出せるようになる。
- ・ 本部長から各統括に権限が委譲され、各統括の指示の下、各機能班が自律的に自班の業務に対する検討・対応を行うことができるようになる。
- ・ 運用や情報共有ツール等を改善することにより、発電所対策本部、各機能班のみならず、本社との情報共有がスムーズに行えるようになる。

(2) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練の実施

大規模損壊への対応のための運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊への教育及び訓練については、技術的能力 1.0 で示す重大事故等対策にて実施する教育及び訓練を基に、大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。教育及び訓練は、各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するために実施する。必要となる力量を表 2.1.21 に示す。また、大規模損壊発生時に対応する発電所対策本部とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施する。

大規模損壊のような過酷な状況下で対応するためには、更に下記事項を実施することで不測の事態にも対処することが可能となる。

- a. 運転員及び緊急時対策要員については、要員の役割に応じて付与される力量に加え、例えば要員の被災等が発生した場合においても、優先順位の高い緩和措置の実施に遅れが生じることがないように、臨機応変な配員変更に対応できる知識及び技能習得による要員の多能化を計画的に実施する。多能化に当たっては、重大事故等時の要員の動線を考慮して多能化の組み合わせを決定する。また、緊急時対策要員は、本来の役割と異なる役割を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に担う場合があるため、技術的能力1.0で示す重大事故等対策にて実施する教育及び訓練に基づき該当者の多能化を図る。加えて、要員が負傷する等により役割を実行できなくなった場合には、同じ機能を担務する下位の職位の要員が代行するか、又は上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務することになるため、代行若しくは兼務対象者に対して必要な教育を実施する。
- b. 原子力防災管理者及びその代行者を対象に、通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。
- c. 発電所構内の要員を最大限に活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。
- d. 大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための個別訓練を、訓練ごとに実施頻度を定めて実施する。
- e. 事故時の対応や事故後の復旧を迅速に行うため、重大事故等及び大規模損壊発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し放射線防護具を使用した事故時対応訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練を実施する。
- f. 大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施する。

教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、次のとおりとし、この考え方にに基づき教育訓練の計画を定め、実施する。

- ・ 各要員の役割に応じた教育及び訓練を年1回以上実施することにより、各手順を習熟させ、力量の維持・向上を図る。あわせて力量が維持されていることを確認する。

- ・各要員の力量評価の結果に基づき教育及び訓練の有効性評価を行い、年1回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育及び訓練については、年2回以上実施する。
- ・大規模損壊の緩和措置における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作について、必要な要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練を効果的かつ確実に実施する。
- ・教育及び訓練の実施結果により、手順、資機材及び体制について改善要否を評価し、必要により手順、資機材の改善、教育及び訓練計画への反映を行い、力量を含む対応能力の向上を図る。
- ・あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な緊急時対策要員を非常召集できるよう、定期的に連絡訓練を実施する。

表 2.1.21 大規模損壊発生時の対応に係る発電所要員の力量管理について

要員	必要な作業	必要な力量
緊急時対策要員 ・本部長、各統括及び技術スタッフ	○発電所における災害対策活動の実施	○事故状況の把握 ○対応判断 ○適確な指揮 ○各班との連携
緊急時対策要員 ・上記以外の要員	○発電所における災害対策活動の実施（統括／班長指示による） ○関係箇所への情報提供 ○各班要員の活動状況把握	○所掌内容の理解 ○対策本部との情報共有 ○各班との連携
運転員	○事故状況の把握 ○事故拡大防止に必要な運転上の措置 ○除熱機能等確保に伴う措置	○確実なプラント状況把握 ○運転操作 ○事故対応手順の理解
実施組織 （自衛消防隊含む）	○復旧対策の実施 ・資機材の移動、電源車による給電、原子炉圧力容器への注水、使用済燃料プールへの注水等 ○消火活動	○個別手順の理解 ○資機材の取り扱い ○配置場所の把握
支援組織	○事故拡大防止対策の検討 ○資材の調達及び輸送 ○放射線・放射能の状況把握 ○社外関係機関への通報・連絡	○事故状況の把握 ○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取り扱い

(3) 大規模損壊発生時の体制

技術的能力 1.0 で整備する発電所対策本部体制に加え、下記事項を考慮したものとする。

- 大規模損壊発生時の不確実性にも対処できるよう、運転員以外の発電所

職員について、原則として全員を緊急時対策要員とするとともに、他号炉の運転員による応援が可能な体制を整備する。

- b. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等及び大規模損壊のような原子力災害が発生した場合にも、速やかに対策の対応を行うため、発電所構内に緊急時対策要員、運転員及び自衛消防隊合わせて常時 100 名確保し、大規模損壊発生時は本部長代行が初動の指揮を執る体制を整備する。
また、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室（6号及び7号炉運転員を含む）が機能しない場合もあらかじめ想定し、緊急時対策要員で役割を変更する要員に対して事前に周知しておくことで混乱することなく迅速な対応を可能とする。
- c. 大規模損壊発生時において、緊急時対策要員として参集が期待される社員寮、社宅の緊急時対策要員の発電所へのアクセスルートは複数確保し、その中から通行可能なルートを選択し発電所へ参集する。なお、プラント状況が確実に入手できない場合は、あらかじめ定めた集合場所にて、発電所の状況等の確認を行った後、発電所へ参集する。
- d. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、大規模な自然災害が発生した場合には、上記アクセスルートによる社員寮、社宅等からの参集に時間を要する可能性があるが、その場合であっても、発電所構内に分散待機する緊急時対策要員により優先する対応手順を必要とする要員数未滿で対応することで当面の間は事故対応を行えるよう多能化を図る。

(4) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的考え方

大規模損壊発生時には、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、発電所構内に勤務している緊急時対策要員により指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊発生時に対応するための体制を次の基本的な考え方に基づき整備する。

- a. 大規模損壊への対応に必要な要員を常時確保するため、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊初期消火班は、地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分

散して待機する。また、地震、津波等の大規模な自然災害によって、待機場所への影響が考えられる場合は、屋外への退避及び高台への避難等を行う。なお、建物の損壊等により要員が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることを基本とする。

- b. 地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることで体制を維持する。
- c. 6号及び7号炉同時被災時には、6号及び7号炉の原子炉主任技術者は、それぞれ担当する号炉の保安監督を誠実かつ最優先に行う。また、大規模損壊の緩和措置の実施に当たり保安上必要な場合は、実施組織（所長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。
- d. プルーム放出時は、大規模損壊対応への指示を行う緊急時対策要員と発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な緊急時対策要員は緊急時対策所、運転員は中央制御室待避室にとどまり、その他の緊急時対策要員及び自衛消防隊は発電所構外へ一時退避し、その後、発電所対策本部本部長（所長）の指示に基づき再参集する。
- e. 大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合、発電所対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、自衛消防隊は消火活動を実施する。また、発電所対策本部本部長（所長）が、事故対応を実施又は継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、緊急時対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で消火活動に従事させる。なお、発電所対策本部の体制が整った後は、本部長の判断により、自衛消防組織を立ち上げし、自衛消防隊による消火活動を実施する。

(5) 大規模損壊発生時の対応拠点

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合において、本部長を含む発電所対策本部の緊急時対策要員等が対応を行う拠点は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を基本とする。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の健全性（居住性確保、通信連絡機能等）が確認できない場合は、代替可能な

スペース及び必要に応じて風雨を凌ぐための資機材を活用することにより発電所対策本部の指揮命令系統を維持する。

また、運転員の拠点については、中央制御室が機能している場合は中央制御室とするが、中央制御室が機能していない場合や火災等により運転員に危険が及ぶおそれがある場合は、施設の損壊状況、対応可能な要員等を勘案し発電所対策本部が適切な拠点を選定する。

(6) 大規模損壊発生時の支援体制の確立

a. 本社緊急時対策本部体制の確立

大規模損壊発生時における本社対策本部の設置による発電所への支援体制は、技術的能力 1.0 で整備する支援体制と同様である。

b. 外部支援体制の確立

大規模損壊発生時における外部支援体制は、技術的能力 1.0 で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。

2.1.2.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え、2.1.2.1 項における大規模損壊発生時の対応手順にしたがって活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。

原子力災害発生時における資機材等の配備は、技術的能力 1.0 で整備する。

(1) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

可搬型重大事故等対処設備は、技術的能力 1.0 で想定する自然現象による影響等に加え、下記の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響等を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる場所に保管するとともに、設計基準事故対処設備と共通要因によって同時に必要な機能が損なわれないよう、次の考え方に基づいて保管する。

- a. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、基準地震動を超える地震動に対して、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。
- b. 可搬型重大事故等対処設備は、基準津波を超える津波に対して裕度を有す

る高台に保管する。

- c. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮して、関連する常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が設置されている原子炉建屋から100m以上離隔をとって当該建屋と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。
- d. 可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管する。原子炉建屋外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備は、アクセスルートを確認した複数の接続口を設ける。
- e. 地震、津波、大規模な火災等の発生に備え、アクセスルートを確認するために、速やかに消火及びがれき撤去ができる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。

(2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材と基本的な考え方に差異はない。

資機材は、炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境、大規模な火災の発生した環境を考慮するとともに、大規模な自然災害等により外部支援が受けられない状況を想定し必要な数量を配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉建屋から100m以上離隔をとった場所に、分散して配備する。必要な資機材には次を含む。

- a. 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。
- b. 地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災、又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）や放水砲等の消火設備を配備する。
- c. 炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境下において、事故対応のために着用するマスク、高線量対応防護服、個人線量計等の必要な資機材を配備する。

- d. 大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具，線量計，食料等の資機材を確保する。
- e. 大規模損壊発生時において，指揮者と現場間，発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため，多様な複数の通信連絡設備を整備する。
また，通常の通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として，衛星電話設備，無線連絡設備，携帯型音声呼出電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備する。

2.1.3 まとめ

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより、プラント監視機能の喪失、建屋の損壊に伴う広範囲な機能の喪失等の大規模な損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合の対応措置として、プラント内において有効に機能する運転員を含む人的資源、設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備等の物的資源及びその時点で得られる発電所構内外の情報を活用することにより、様々な事態において柔軟に対応できる「手順書の整備」、「体制の整備」及び「設備・資機材の整備」を行う方針とする。

「手順書の整備」においては、大規模な火災の発生に伴う消火活動を実施する場合及びプラントの状況把握が困難である場合も考慮し、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有するものとして整備する。

「体制の整備」においては、指揮命令系統が機能しなくなる等の通常の体制の一部が機能しない場合を考慮した対応体制を構築するとともに、原子力防災組織の実効性等を確認するため、大規模損壊となる種々の想定に対して本部要員が対応方針を決定し指示を出すまでの図上訓練、緊急時対策要員が必要となる力量を習得及び維持するための教育・訓練を実施する。

「設備・資機材の整備」においては、可搬型重大事故等対処設備は、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう、発電所の敷地特性を活かし、構内の高台に分散配置するとともに、原子炉建屋から離隔距離を置いて配備する。

大規模損壊への対応として整備する「手順書」、「体制」及び「設備・資機材」については、今後とも新たな知見や教育・訓練の結果を取り入れることで、継続的に改善を図っていく。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の
衝突その他のテロリズムへの対応について

平成29年6月

東京電力ホールディングス株式会社

2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応

< 目 次 >

2.1 可搬型設備等による対応.....	3
2.1.1 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る基本的な考え方.....	4
2.1.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備.....	4
2.1.1.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備.....	6
2.1.1.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備.....	8
2.1.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項.....	9
2.1.2.1 大規模損壊発生時の手順書の整備.....	10
2.1.2.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備.....	133
2.1.2.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備.....	149
2.1.3 まとめ.....	152

- 添付資料2.1.1 大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然現象の抽出プロセスについて
- 添付資料2.1.2 設計基準を超える積雪事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2.1.3 設計基準を超える低温（凍結）事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2.1.4 設計基準を超える落雷事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2.1.5 設計基準を超える火山事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2.1.6 設計基準を超える風（台風）事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2.1.7 設計基準を超える竜巻事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2.1.8 設計基準を超える降水事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2.1.9 設計基準を超える自然現象の重畳に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2.1.10 PRAで選定しなかった事故シーケンス等への対応について
- 添付資料2.1.11 大規模損壊発生時の対応
- 添付資料2.1.12 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧について
- 添付資料2.1.13 使用済燃料プール大規模漏えい時の対応について
- 添付資料2.1.14 放水砲の設置場所及び使用方法等について
- 添付資料2.1.15 大規模損壊に特化した設備と手順の整備について
- 添付資料2.1.16 米国ガイド(NEI-06-12及びNEI-12-06)で参考とした事項について
- 添付資料2.1.17 大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について
- 添付資料2.1.18 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について
- 添付資料2.1.19 設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊での対応状況
- 添付資料2.1.20 大規模損壊発生時における放射線防護に係る対応について
- 添付資料2.1.21 緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れについて
- 添付資料2.1.22 重大事故等に対処する要員の確保に関する基本的な考え方について
- 添付資料2.1.23 重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練内容について
- 添付資料2.1.24 現場要員の多能化について
- 添付資料2.1.25 初動対応要員の分散配置について

別冊

非公開資料

- I. 具体的対応の共通事項
- II. 大規模な自然災害の想定 of 具体的対応
- III. 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの想定脅威の具体的対応

2.1 可搬型設備等による対応

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し，次の項目に関する手順書を適切に整備し，また，当該手順書にしたがって活動を行うための体制及び資機材を整備する。ここでは，発電用原子炉施設にとって過酷な大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合においても，当該の手順書等を活用した対策によって緩和措置を講じることができることを説明する。

- 1 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 2 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 3 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- 4 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 5 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

2.1.1 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る基本的な考え方

2.1.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備

大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、設計基準を超えるような規模の自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。ただし、特定の事象の発生や検知がなくても、緊急時対応手順の延長で対応可能なよう配慮する。

また、発電用原子炉施設の被災状況を把握するための手順及び被災状況を踏まえた優先実施事項の実行判断を行うための手順を整備する。

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合は、当直副長の指揮の下で事故時運転操作手順書（事象ベース、徴候ベース及びシビアアクシデント）に基づいて対応操作することを基本とする。このことは、自然災害が大規模な場合であっても同様であるが、常設の設備では事故収束が行えない場合は、緊急時対策本部の支援を受け、可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順（以下「多様なハザード対応手順」という）等を使用した対応操作を行う。

また、大規模損壊では、重大事故等に比べてプラントが受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範囲で不確定なものと想定され、あらかじめシナリオを設定して対応することが困難であると考えられることから、緊急時対策本部における情報収集、運転員が実施するプラント操作に対する支援が重要となる。このため、プラントの状態の把握並びに対策及びその優先順位の決定に用いる緊急時対策本部で使用する対応フロー及びチェックシートを整備する。対応フローは、事故時運転操作手順書、多様なハザード対応手順及び緊急時対策本部の各機能班の対応ガイド等の相互関係の概略をまとめ、全体像を把握するツールとして緊急時対策本部の運営を支援するために整備するものであり、具体的な対応操作の手順は個別の手順書等に記載する。

当該号炉に関する対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に事故発生号炉の当直副長が行う。万一、中央制御室の機能喪失時や中央制御室から運転員が撤退する必要性が生じた場合等、当直副長の指揮下で対応できない場合には、緊急時対策本部長は当該号炉の運転員又は号機班の中から当該号炉の対応操作の責任者を定め対応に当たらせる。当直副長又は当該号炉の対応操作の責任者が判断した結果及びそれに基づき実施した監視や操作については、緊急時対策本部に報告し、各機能班の責任者（統括又は班長）は、その時点における他号炉の状況、リソースや対応の優先順位付け等を判断し、必要な支援や対応

を行う。

また、緊急時対策本部は、プラントの影響予測を行い、その結果を基に各機能班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。

緊急時対策本部長は、これらの情報を収集し、発電所全体の対応について総合的な責任を負う。

大規模損壊の対応に当たっては、発電所外への放射性物質放出の防止、抑制を最大の目的とし、次に示す各項目を優先実施事項とする。

＜炉心の著しい損傷を緩和するための対策＞

- ・炉心の著しい損傷防止のための原子炉停止と原子炉压力容器への注水

＜原子炉格納容器の破損を緩和するための対策＞

- ・炉心損傷回避、著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避

＜使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策＞

- ・使用済燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水

＜放射性物質の放出を低減するための対策＞

- ・水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策
- ・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制

＜大規模な火災が発生した場合における消火活動＞

- ・消火活動

＜その他の対策＞

- ・要員（運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊をいう。以下同じ。）の安全確保
- ・対応に必要なアクセスルートの確保
- ・電源及び水源の確保並びに燃料補給
- ・人命救助

なお、これら優先実施事項の考え方は、事故時運転操作手順書と同様である。

2.1.1.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊に至る可能性のある事象は、基準地震動及び基準津波等の設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模の自然災害並びに故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。重大事故等時に比べてプラントが受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範囲で不確定なものとなる。そのため、発電所施設の被害状況から残存する資源等を活用し事故対応を行う。被害を受けた機器の復旧可能性の把握、判断も事故対応の方向性を決める判断要素の一つとする。残存する資源の把握、活用、復旧判断等の活動は、通常時の実務経験を踏まえた技術的能力 1.0 で示す重大事故等時の対応体制で引き続き対応する。

ただし、中央制御室の機能喪失、要員の被災及び重大事故等対処で期待する重大事故等対処設備が使用できない等の状況を想定した場合に対処できるよう、該当する部分の体制の整備、充実を図る。

福島第一原子力発電所事故の対応の際には、複数の発電用原子炉施設での同時被災を想定した備えが十分でなく、発電所緊急時対策本部（以下「発電所対策本部」という。）の情報共有と指揮命令が混乱し、迅速・的確な意思決定ができなかったことから、大規模損壊の発生に備えた発電所対策本部及び本社緊急時対策本部（以下「本社対策本部」という。）の体制は、重大事故等対処のための体制と同様、指揮命令系統、及び各機能班・スタッフの役割を明確にすることを基本とする。また、重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備、充実するために大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊に対する教育及び訓練を付加して実施し体制の整備を図る。

(1) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練

大規模損壊発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊への教育及び訓練については、技術的能力 1.0 で実施する教育及び訓練に加え、過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。また、原子力防災管理者及びその代行者を対象に、通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。さらに、運転員及び緊急時対策要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育及び

訓練の充実を図る。

必要な力量の確保に当たっては、通常時の実務経験を通じて付与される力量を考慮し、事故時対応の知識及び技能について、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより各要員の力量の維持・向上を図る。

(2) 大規模損壊発生時の体制

大規模損壊発生時の体制については、重大事故等対策に係る体制を基本とするが、大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失含む）においても流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。

発電所対策本部は、大規模損壊の緩和措置を実施する実施組織及びその支援組織から構成されており、それぞれの機能ごとに責任者を定め、役割分担を明確にし、効果的な大規模損壊の緩和措置を実施し得る体制とする。また、複数号炉の同時被災の場合においても、重大事故等対処設備を使用して炉心損傷や原子炉格納容器の破損等に対応できる体制とする。6号及び7号炉の原子炉主任技術者は、号炉ごとに独立性を確保して配置する。

また、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても発電所構内に緊急時対策要員50名、運転員40名及び自衛消防隊10名の合計100名を常時確保し、大規模損壊発生時は本部長代行が初動の指揮を執る体制を整備する。

さらに、大規模な自然災害が発生した場合には、上述100名の中に被災者が発生する可能性があることに加え、社員寮、社宅等からの交替要員参集に時間を要する可能性があるが、その場合であっても、運転員及び自衛消防隊を含む発電所構内に常駐する要員により優先する対応手順を必要とする要員数未滿で対応することで交替要員が到着するまでの間も事故対応を行えるよう体制を整備する。

(3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方

大規模損壊発生時には、通常原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、発電所構内に勤務している緊急時対策要員により指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊発生時に対応するための体制を整備する。

(4) 大規模損壊発生時の支援体制の確立

a. 本社緊急時対策本部体制の確立

大規模損壊発生時における本社対策本部の設置による発電所への支援体制は、技術的能力 1.0 で整備する支援体制と同様である。

b. 外部支援体制の確立

大規模損壊発生時における外部支援体制は、技術的能力 1.0 で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。

2.1.1.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を次に示す基本的な考え方に基づき配備する。なお、大規模損壊発生時の対応のために必要となる設備及び資機材については、技術的能力 1.0 で整備するもので対応可能である。

(1) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に配備し、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように保管場所を分散しかつ十分離して配備する。

(2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉建屋及びコントロール建屋から 100m 以上離隔をとった場所に分散して配備する。

2.1.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項

<要求事項>

発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊(以下「大規模損壊」という。)が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目についての手順書が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

- 1 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 2 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 3 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- 4 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 5 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

【解釈】

- 1 発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合において、第1号から第5号までに掲げる活動を実施するために必要な手順書、体制及び資機材等を適切に整備する方針であること。
- 2 第1号に規定する「大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動」について、発電用原子炉設置者は、故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備する方針であること。
- 3 発電用原子炉設置者は、本規程における「1. 重大事故等対策における要求事項」の以下の項目について、大規模な自然災害を想定した手順等を整備する方針であること。

- 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 - 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
 - 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 - 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
 - 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
 - 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
 - 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
 - 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
 - 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
 - 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
 - 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
 - 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等
 - 1.14 電源の確保に関する手順等
- 4 発電用原子炉設置者は、上記3の項目について、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順等を整備する方針であること。

2.1.2.1 大規模損壊発生時の手順書の整備

自然災害については、大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定した上で、整備した対応手順書の有効性を確認する。これに加え、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備する。

(1) 大規模損壊のケーススタディで扱う自然現象の選定について

大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象を網羅的に抽出するため、柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺での発生実績に関わらず、国内で一般に発生し得る事象に加え、国内外の基準で示されている外部事象を抽出した。

各事象（重畳を含む）について、設計基準を超えるような苛酷な状況を想

定した場合のプラントへの影響度を評価し、特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある自然現象を選定し、さらに大規模損壊のケーススタディとして扱う事象をその中から選定した。

検討プロセスをフローで表したものを図2.1.1に示す。また検討内容について以下に示す。

a. 自然現象の網羅的な抽出

国内外の基準を参考に、網羅的に自然現象を抽出・整理し、自然現象44事象を抽出した。(添付資料2.1.1 参照)

b. 特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある自然現象の選定

各自然現象について、設計基準を超えるような非常に苛酷な状況を想定した場合にプラントの安全性が損なわれる可能性について評価を実施し、発生し得るプラント状態（起因事象）を特定した。

プラント状態を特定するに当たっては、イベントツリーによる事象進展評価又は定性的な評価を実施した。

主要な事象（検討した結果、特にプラントの安全性に影響を与える可能性があるとして整理された事象）の影響を整理した結果を表2.1.1、表2.1.2及び図2.1.2にそれぞれ示す。その他の事象を含む全事象に対する検討内容については添付資料2.1.1に示す。検討した結果、特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある自然現象として選定されたものは次のとおり。

- ・地震
- ・津波
- ・地震と津波の重畳
- ・風（台風）
- ・竜巻
- ・低温（凍結）
- ・降水
- ・積雪
- ・落雷
- ・火山
- ・隕石

c. ケーススタディの対象シナリオ選定

上記で選定された自然現象について、それぞれで特定した起因事象・シナリオを基に、大規模損壊のケーススタディとして想定することが適切な事象を選定する。

上記b.での整理から、プラントの最終状態は次の3項目に類型化することができ、表2.1.3に事象ごとに整理した結果を示す。

- ・ 重大事故対策で想定していない事故シーケンス（大規模損壊）
- ・ 重大事故対策で想定している事故シーケンス
- ・ 設計基準事故で想定している事故シーケンス

表2.1.3に示すとおり、発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象は、地震、津波、地震と津波の重畳、降水、積雪、落雷、火山及び隕石の8事象となる。

また、大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象のうち、以下の事象については、他の事象のシナリオに代表させることができる。

・ 降水

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋計測・制御系機能喪失＋直流電源喪失となる。津波のシナリオに代表させる事象として整理した。

・ 積雪

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋計測・制御系機能喪失＋注水機能喪失となる。積雪については大型航空機の衝突と異なり事象進展がある程度遅いことから、事前に除雪等の対応が可能となる。非常に苛酷な状況を考慮した場合にも、除雪の対象を限定し最小限必要な設備（原子炉建屋やアクセスルート等）について健全性を維持させるといった対応により損傷範囲を抑制することが可能であることから、大型航空機の衝突や津波のシナリオに代表させる事象として整理した。

・ 落雷

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋直流電源喪失＋注水機能喪失＋計測・制御系喪失となるが、地震と津波の重畳のシナリオ又は大型航空機の衝突に代表させることができる。

・ 火山

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋計測・制御系機能喪失

+注水機能喪失となるが、大型航空機の原子炉建屋東側とコントロール建屋への衝突のシナリオに代表させることができる。また、大量の降灰がある場合には、積雪時と同様、灰を除去することで、影響範囲を抑制することが可能である。

・隕石

隕石衝突に伴う建屋・屋外設備の損傷については、大型航空機の衝突のシナリオに代表させることができる。

発電所敷地への隕石落下に伴う振動の発生については、地震のシナリオに代表させることができる。

また、隕石の発電所近海への落下に伴う津波については、津波のシナリオに代表させることができる。

以上より、自然現象として、地震、津波及び地震と津波の重畳3事象をケーススタディとして選定する。

(2) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮について

テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突をケーススタディとして選定する。

なお、爆発等の人為事象による発電用原子炉施設への影響については、故意による大型航空機の衝突に代表させることができる。

以上より、大規模損壊発生時の対応手順書の整備に当たっては、(1)及び(2)において整理した大規模損壊の発生によって、多量の放射性物質が環境中に放出されるような万一の事態に至る可能性も想定し、発電用原子炉施設において使える可能性のある設備、資機材及び要員を最大限に活用した多様性及び柔軟性を有する手段を構築する。

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (1/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
①地震	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく発生する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送変電設備の碍子等の損傷により、外部電源喪失の可能性がある。 ・原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷の可能性ある。また、これにより、非常用ディーゼル発電機の冷却水が喪失することで、非常用ディーゼル発電機が停止し、外部電源喪失と相まって全交流動力電源喪失の重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉格納容器内の複数の配管が損傷し、原子炉冷却材喪失の可能性ある。大口径配管の破断や破損個所が多い場合、原子炉圧力は急速に減圧し、全交流動力電源喪失時においては、原子炉冷却材喪失分を補う注水が確保できない可能性がある。 ・モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 ・保管している危険物による火災の発生可能性がある。 ・斜面の崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬型放射線測定器により測定及び監視を行う。 ・火災が発生した場合は、化学消防自動車等の消火設備に 	<p>【基準地震動を超える地震を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器内配管 ・残留熱除去系の配管サポート及び弁駆動部 ・残留熱除去系ポンプ（停止時冷却モード）隔離弁 ・主蒸気系の配管サポート ・原子炉補機冷却系熱交換器の耐震強化サポート ・原子炉補機冷却系配管 ・外部電源設備全般の碍子 ・ほう酸水注入系貯蔵タンク基礎ボルト ・復水貯蔵槽周りの配管サポート ・高圧炉心注水系弁駆動部 ・高圧窒素ガス供給系の配管サポート ・モニタリング・ポスト 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器バイパス ・原子炉冷却材喪失と注水機能喪失の同時発生 ・計測・制御系喪失 ・直流電源喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (2/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
	<p>よる消火を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 		
②津波	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電所近海での震源による地震を考え、地震発生後、10分程度で津波が襲来すると想定する。 ・基準津波を超える規模として、防潮堤の高さ(15m)を上回る高さの津波を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・屋外の低起動変圧器が津波により冠水し、外部電源が喪失する可能性がある。 ・原子炉建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋の防護扉が波力又は没水により損傷の可能性はある。 ・コントロール建屋内への津波による溢水により、直流125V主母線盤が冠水し、直流電源が喪失する可能性がある。 ・原子炉建屋内への津波による溢水により、原子炉隔離時冷却系制御盤が冠水し、制御不能に至る可能性がある(運転状態であった場合は、その状態のまま継続)。また、非常用高圧母線の冠水により、外部電源が喪失している場合には全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・廃棄物処理建屋内への津波による溢水により、復水補給水系ポンプが冠水し、復水補給水系が機能喪失に至る可能性がある。 ・タービン建屋内への津波による溢水により、原子炉補機冷却系ポンプが冠水し、原子炉補機冷却系が機能喪失に 	<p>【防潮堤を超える高さの津波を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低起動変圧器 ・125V直流電源 ・原子炉隔離時冷却系 ・非常用高圧母線 ・復水補給水系 ・原子炉補機冷却系 ・軽油タンク ・モニタリング・ポスト 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失 ・全交流動力電源喪失 ・直流電源喪失 ・高圧炉心冷却機能喪失 ・最終ヒートシンク喪失

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (3/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
	<p>至る可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・モニタリング・ポストの津波による冠水により、監視機能が喪失する可能性がある。 ・がれき等によりアクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬型放射線測定器により測定及び監視を行う。 ・火災が発生した場合は、化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 		

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (4/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
③風(台風含む)	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 予報等により事前の予測が可能であることから、プラントの安全機能に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して対策（飛散防止措置の確認等）を実施する。 ・ 基準風速40.1m/s(地上高10m, 10分間平均)を超える強風を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 風荷重によりタービン建屋が損傷し、タービン及び発電機に影響が及んでタービントリップに至る可能性がある。 ・ 風荷重による送変電設備の損傷により外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、軽油タンク等が損傷し、非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで全交流動力電源が喪失する可能性がある。 ・ 台風による漂流物により取水口が閉塞し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 ・ 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 	<p>【設計基準を超える最大風速を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ タービン建屋 ・ 送変電設備 ・ 軽油タンク ・ 取水口 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 最終ヒートシンク喪失
④竜巻	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 竜巻注意情報が発表された場合は、屋外でのクレーン転倒防止等の最低限の対応を行った上で作業を中断し、屋内の安全な場所に退避する。 ・ 発電所敷地内又は周辺で著しく大きな竜巻が目撃された 	<p>【設計基準を超える最大風速を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ タービン建屋 ・ 送変電設備 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 最終ヒートシンク喪失

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (5/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
2.1-18	<p>場合あるいはその情報を入手した場合は、対応可能であれば襲来前にプラント停止の措置を取る。</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計竜巻を超える規模の竜巻を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 風荷重によりタービン建屋が損傷し、タービン及び発電機に影響が及んでタービントリップに至る可能性がある。 風荷重による送変電設備の損傷により外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、軽油タンク等が損傷し、非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで全交流動力電源が喪失する可能性がある。 竜巻による資機材又は車両等が飛散して、取水口周辺の海に入り、取水口が閉塞し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 軽油タンク 電気品室換気空調系 取水口 原子炉建屋ブローアウトパネル 	

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (6/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
⑤ 低温 (凍結)	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 予報等により事前の予測が可能であることから、プラントの安全機能に影響を与えることがないよう、事前に保温、電熱線ヒータによる加温等の凍結防止対策を実施することができる。 ・ 低温における基準温度-15.2℃を超える規模の低温を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 送電線や碍子に着氷することによって相间短絡を起し外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、軽油タンク等内の軽油が凍結することで非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇し、全交流動力電源が喪失する可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 事前の凍結防止対策（連続ブロー、循環運転等）を行う。 ・ 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 	<p>【設計基準を超える低温を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 送変電設備 ・ 軽油タンク 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失 ・ 全交流動力電源喪失
⑥ 降水	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 基準降水量101.3mm/hを超える規模の降水を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に機能喪失することで、原子炉補機冷却系が喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。また、雨水が下層階へ伝播し、ディーゼル発電設備及び非常用電源盤が没水又は被水により機能喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・ タービン建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合にター 	<p>【設計基準を超える降水を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却系 ・ タービン及び発電機 ・ 中央制御室 ・ 直流電源設備 ・ 送変電設備 ・ 非常用ディーゼル発電設備 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計測・制御系機能喪失 ・ 直流電源喪失 ・ 外部電源喪失 ・ 最終ヒートシンク喪失 ・ 全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (7/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
2.1-20	<p>ビンや発電機に影響が及び、タービントリップに至る可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・タービン建屋熱交換器エリア屋上が雨水荷重により崩落した場合に、没水又は被水により原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至る可能性がある。 ・コントロール建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に損傷を受けることにより、あるいは没水若しくは被水することにより、計測・制御系機能喪失に至る可能性がある。その後、中央制御室の下階に位置している直流電源設備へ雨水が伝播し直流電源喪失に至る可能性がある。 ・廃棄物処理建屋の天井が崩落した場合に、冷却材再循環ポンプ M/Gセットや換気空調補機常用冷却水系が没水又は被水により機能喪失し、プラントスクラムに至る可能性がある。 ・降水の影響により地滑りが発生し、屋外の送変電設備が機能喪失し外部電源喪失が発生している状態で、燃料移送ポンプが没水により機能喪失し、非常用ディーゼル発電設備（燃料ディタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緩和設備を用いて対応する。 		

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (8/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
⑦積雪	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 予報等により事前の予測が可能であることから、プラントの安全機能に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して対策（除雪）を実施することができる。 ・ 基準積雪量167cmを超える規模の積雪を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが物理的に機能喪失することで、原子炉補機冷却系が喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。また、積雪（雪融け水含む）の影響により、ディーゼル発電設備及び非常用電源盤が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・ タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合、タービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至る可能性がある。 ・ タービン建屋熱交換器エリア屋上が積雪荷重により崩落した場合に、積雪（雪融け水含む）の影響により原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至る可能性がある。 ・ コントロール建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的又は雪融け水により機能喪失し、計測・制御系機能喪失に至る可能性がある。その後、中央制御室下階に位置している直流電源設備へ溢水が伝搬し、機能喪失に至る可能性があ 	<p>【設計基準を超える積雪量を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却系 ・ タービン及び発電機 ・ 中央制御室 ・ 直流電源設備 ・ 送変電設備 ・ 軽油タンク ・ 中央制御室換気空調系 ・ 非常用ディーゼル発電機室空調系 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計測・制御系機能喪失 ・ 直流電源喪失 ・ 外部電源喪失 ・ 最終ヒートシンク喪失 ・ 全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (9/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
2.1-22	<p>る。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 廃棄物処理建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、冷却材再循環ポンプ M/Gセットや換気空調補機常用冷却系が積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、プラントスクラムに至る可能性がある。 ・ 送電線や碍子に雪が着氷することによって相間短絡を起こし外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、軽油タンク天井が積雪荷重により崩落した場合、軽油タンク機能が喪失し、非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで、全交流動力電源が喪失する可能性がある。 ・ 中央制御室換気空調系及び非常用ディーゼル発電機室空調系給気口の閉塞により各空調設備が機能喪失に至る可能性がある。 ・ 非常用ディーゼル発電機室空調系給気口の閉塞により、非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るような場合において、外部電源喪失が同時発生した場合に、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ あらかじめ体制を強化して対策（除雪）を行う。 ・ 可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 ・ 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 		

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (10/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
⑧落雷	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 雷注意報が発表された場合は、状況に応じて屋外での作業を中断し、屋内に退避する。 ・ プラントへの事前対応については実質的に困難であるため想定しない。 ・ 基準電流値200kAを超える雷サージの影響を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 落雷により計測制御機器に発生するノイズの影響により、プラントスクラムに至る可能性がある。 ・ 屋外設備への雷サージの影響により、外部電源喪失及びその他過渡事象に至る可能性がある。さらに、軽油タンクと屋内非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージにより、非常用ディーゼル発電機の機能が喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・ 建屋内外への雷による誘導電流の影響により、原子炉補機冷却系、直流電源又は計測・制御系の機能喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 	<p>【設計基準を超える雷サージを想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源 ・ 非常用交流電源設備 ・ 原子炉補機冷却系 ・ 直流電源設備 ・ 計測・制御系 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計測・制御系機能喪失 ・ 直流電源喪失 ・ 外部電源喪失 ・ 最終ヒートシンク喪失 ・ 全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (11/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
⑨火山	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 予報等により事前の予測が可能であることから、プラントの安全機能に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して対策（除灰）を実施することができる。 ・ 降下火砕物（火山灰）の堆積厚さの基準である35cmを超える規模の堆積厚さを想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが物理的に機能喪失することで、原子炉補機冷却系が喪失し最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 ・ タービン建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合、タービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至る可能性がある。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至る可能性がある。 ・ コントロール建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に機能喪失し、計測・制御系機能喪失に至る可能性がある。 ・ 送電網や変圧器に火山灰が付着することによって相間短絡を起こし外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、軽油タンク天井が火山灰堆積荷重により崩落した場合、軽油タンク機能が喪失し、非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで、全交流動力電源が喪失する可能性がある。 ・ 中央制御室換気空調系及び非常用ディーゼル発電機室空 	<p>【設計基準を超える火山灰堆積厚さを想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却系 ・ タービン及び発電機 ・ 中央制御室 ・ 送変電設備 ・ 軽油タンク ・ 中央制御室換気空調系 ・ 非常用ディーゼル発電機室空調系 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計測・制御系機能喪失 ・ 外部電源喪失 ・ 最終ヒートシンク喪失 ・ 全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (12/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
	<p>調系給気口の閉塞により各空調設備が機能喪失に至る可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・海水中の火山灰が高濃度な場合に、熱交換器の伝熱管の閉塞又は、海水ポンプの軸受摩耗や海水ストレータの閉塞により、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・あらかじめ体制を強化して対策（除灰）を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 		
⑩隕石	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事前の予測については、行えないものと想定する。 <p>【影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建屋又は屋外設備に隕石が衝突した場合は、当該建屋又は設備が損傷し、機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所敷地に隕石が落下した場合は、振動により安全機能が損傷し、機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所近海に隕石が落下した場合は、津波により安全機能が冠水し、機能喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建屋に隕石が衝突し、建屋が損傷した場合は、大型航空機衝突と同様に対応する。 ・発電所敷地に隕石が衝突し、振動が発生した場合は、地震発生時と同様に対応する。 ・発電所近海に隕石が衝突し、津波が発生した場合は、津波発生時と同様に対応する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・具体的な喪失する機能は特定しない 	<ul style="list-style-type: none"> ・具体的な喪失する機能は特定しない

表 2.1.1 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (13/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象が プラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する 可能性のある機器	最終的なプラント状態
	<ul style="list-style-type: none"> 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 		

表 2.1.2 自然現象の重畳が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (1/2)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
①地震と津波の重畳	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく地震が発生する。 ・地震発生後、10分程度で津波が襲来すると想定する。 ・基準地震動又はそれに準じた基準を超える地震を想定する。 ・基準津波を超える規模として、防潮堤の高さ(15m)を上回る高さの津波を想定する。(地震による液状化により、荒浜側防潮堤は損傷しているものとする。) <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送変電設備の碍子等の損傷及び低起動変圧器の冠水により、外部電源喪失の可能性がある。 ・原子炉建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋の防護扉が波力又は没水により損傷の可能性がある。 ・コントロール建屋内への津波による溢水により、直流125V主母線盤が冠水し、直流電源が喪失する可能性がある。 ・地震の揺れにより、原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷の可能性がある。 ・原子炉建屋内への津波による溢水により、原子炉隔離時冷却系制御盤が冠水し、制御不能に至る可能性がある。(運転状態であった場合は、その状態のまま継続)また、非常用高圧母線の冠水により、外部電源が喪失している場合には全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉格納容器内の複数の配管が損傷し、原子炉冷却材喪失の可能性があり、大口径配管の破断や破損箇所 	<p>【地震と津波の重畳により喪失する可能性のある機能】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源設備全般 ・125V直流電源設備 ・非常用高圧母線 ・原子炉格納容器内配管 ・残留熱除去系 ・主蒸気系配管 ・原子炉補機冷却系 ・原子炉隔離時冷却系 ・復水補給水系 ・ほう酸水注入系貯蔵タンク ・復水貯蔵槽周りの配管 ・高圧炉心注水系弁駆動部 ・高圧窒素ガス供給系配管 ・軽油タンク ・モニタリング・ポスト 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器バイパス ・原子炉冷却材喪失と注水機能喪失の同時発生 ・計測・制御系喪失 ・直流電源喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失

表 2.1.2 自然現象の重畳が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (2/2)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
	<p>が多い場合、発電用原子炉の圧力は急速に減圧し、全交流動力電源喪失時においては、原子炉冷却材喪失分を補う注水が確保できない可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・廃棄物処理建屋内への津波による溢水により、復水補給水系ポンプが冠水し、復水補給水系が機能喪失に至る可能性がある。 ・タービン建屋内への津波による溢水により、原子炉補機冷却系ポンプが冠水し、原子炉補機冷却系が機能喪失に至る可能性がある。 ・モニタリング・ポストの地震の揺れ又は津波による冠水により、監視機能が喪失する可能性がある。 ・保管している危険物による火災の発生の可能性がある。 ・斜面の崩壊、地盤の陥没、がれき等によりアクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬型放射線測定器により測定及び監視を行う。 ・化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 		

表 2.1.3 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象 (1/3)

自然現象	重大事故対策で想定していない事故シーケンス (大規模損壊)	重大事故対策で想定している事故シーケンス	設計基準事故で想定している事故シーケンス
①地震	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失+LOCA時注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+LOCA+最終ヒートシンク喪失 ・計測・制御系喪失 (確率が相対的に小さい) ・格納容器バイパス (大型航空機衝突シナリオで考慮) ・原子炉格納容器・圧力容器損傷 (確率が相対的に小さい) ・原子炉建屋損傷 (確率が相対的に小さい) ・Excessive LOCA (確率が相対的に小さい) 	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失 ・全交流動力電源喪失+初期注水失敗 ・全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 ・直流電源喪失(確率が相対的に小さい) 	<ul style="list-style-type: none"> ・通常/緊急停止等 ・LOCA+外部電源喪失
②津波	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失+直流電源喪失+計測・制御系喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱除去機能喪失 ・外部電源喪失+高圧炉心冷却失敗 ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失+RCIC機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失
③地震と津波の重畳	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失+直流電源喪失+計測・制御系喪失 ・全交流動力電源喪失+直流電源喪失+Excessive LOCA+計測・制御系喪失 ・格納容器バイパス (大型航空機衝突シナリオで考慮) ・原子炉格納容器・圧力容器損傷 (確率が相対的に小さい) ・原子炉建屋損傷 (確率が相対的に小さい) ・Excessive LOCA (確率が相対的に小さい) 	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失 ・全交流動力電源喪失+初期注水失敗 ・直流電源喪失(確率が相対的に小さい) 	<ul style="list-style-type: none"> ・通常/緊急停止等

表 2.1.3 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象 (2/3)

自然現象	重大事故対策で想定していない 事故シーケンス (大規模損壊)	重大事故対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
④風 (台風含む)	—	・全交流動力電源喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失
⑤竜巻	—	・全交流動力電源喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失
⑥低温 (凍結)	—	・全交流動力電源喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失
⑦降水	・計測・制御系機能喪失 ・直流電源喪失+計測・制御系喪失	・全交流動力電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失
⑧積雪	・高圧・低圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失+高圧・低圧注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+高圧注水・減圧機能喪失 ・計測・制御系機能喪失 ・計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失 ・全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失+ 注水機能喪失	・崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水機能喪失 ・高圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪 失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失
⑨落雷	・全交流動力電源喪失+直流電源喪失 ・全交流動力電源喪失+直流電源喪失+注水機能 喪失 ・計測・制御系機能喪失	・崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・直流電源喪失 ・直流電源喪失+注水機能喪失	・通常/緊急停止等 ・外部電源喪失

表 2.1.3 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象 (3/3)

自然現象	重大事故対策で想定していない 事故シーケンス (大規模損壊)	重大事故対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
⑩火山	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧・低圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+高圧・低圧注水機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+高圧注水・減圧機能喪失 ・ 計測・制御系機能喪失 ・ 計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水機能喪失 ・ 高圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 通常/緊急停止等 ・ 外部電源喪失
⑪隕石	<p>(衝突による荷重の影響)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧・低圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+高圧・低圧注水機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+高圧注水・減圧機能喪失 ・ 計測・制御系機能喪失 ・ 計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 <p>(発電所近海への落下による津波の影響)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流動力電源喪失+直流電源喪失+計測・制御系喪失 	<p>(衝突による荷重の影響)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 ・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水機能喪失 ・ 高圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 <p>(発電所近海への落下による津波の影響)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ (外部電源喪失+高圧炉心冷却失敗) ・ 高圧・低圧注水機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失(初期注水成功) ・ 全交流動力電源喪失+原子炉隔離時冷却系機能喪失 	<p>(衝突による荷重の影響)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 通常/緊急停止等 ・ 外部電源喪失 <p>(発電所近海への落下による津波の影響)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 通常/緊急停止等 ・ 外部電源喪失

① 外部事象の収集

プラントの安全性に影響を与える可能性のある外部事象を網羅的に収集するため、国内外の基準等で示されている外部事象を参考に44事象を収集。



② 個別の事象に対するプラント安全性への影響度評価（起因事象の特定）

収集した各自然現象について、設計基準を超えるような非常に苛酷な状況を想定した場合にプラントの安全性が損なわれる可能性について評価を実施し、発生し得るプラント状態（起因事象）を特定。



③ 特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある自然現象の選定

②の影響度評価により、そもそも柏崎刈羽原子力発電所において発生する可能性があるか、非常に苛酷な状況を想定した場合、プラントの安全性が損なわれる可能性があるか、影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点で、特にプラントの安全性に影響を与える可能性がある事象を下記のとおり選定。

- ・地震
- ・津波
- ・地震と津波の重畳
- ・風（台風）
- ・竜巻
- ・低温（凍結）
- ・降水
- ・積雪
- ・落雷
- ・火山
- ・隕石

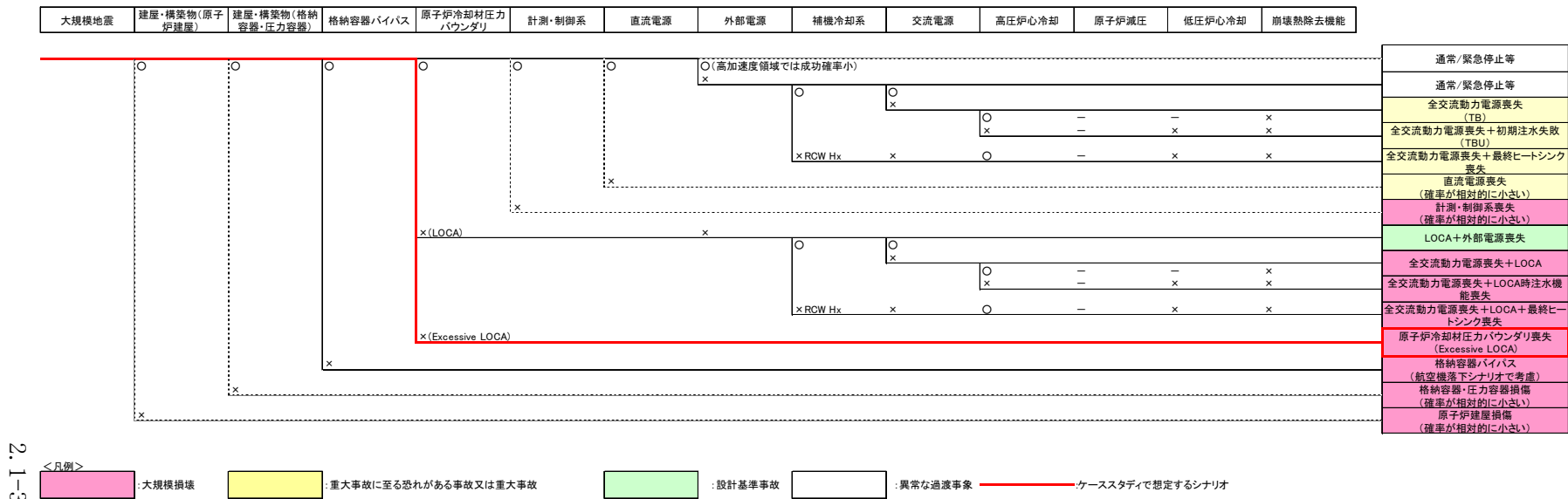


④ ケーススタディの対象シナリオ選定

上記で選定された事象のプラントへの影響について、重大事故対策で想定している事故シーケンスに包絡されないものを抽出し、さらに他事象での想定シナリオによる代表性を考慮して、大規模損壊のケーススタディの対象とするシナリオを選定。

- ・地震
- ・津波
- ・地震と津波の重畳

図2.1.1 大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象の検討プロセスの概要



2.1-33

図 2.1.2 大規模な自然災害（地震）により生じ得るプラントの状況(1/3)

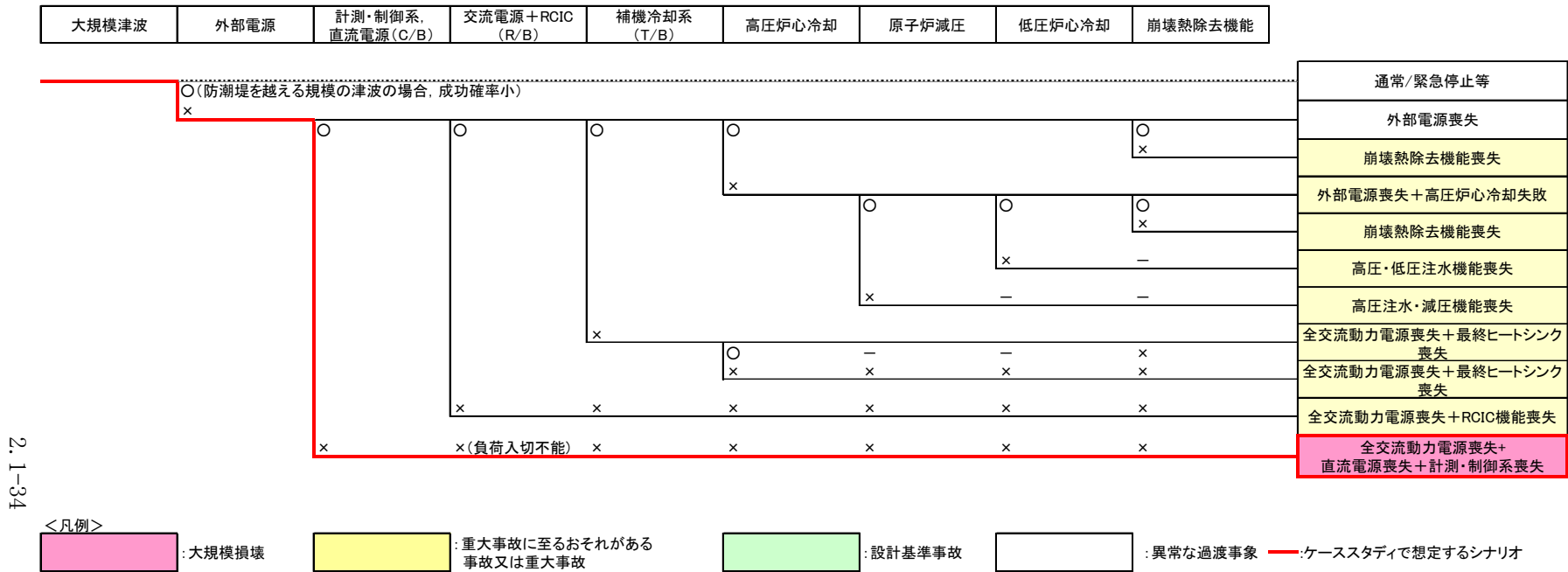


図 2.1.2 大規模な自然災害（津波）により生じ得るプラントの状況 (2/3)

(3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

大規模損壊の対応に当たっては、発電所外への放射性物質放出の防止及び抑制を最優先として、次に示す各項目を優先実施事項とする。技術的能力に係る審査基準の該当項目との関係を表2.1.4に示す。

<炉心の著しい損傷を緩和するための対策>

- ・炉心の著しい損傷防止のための原子炉停止と原子炉圧力容器への注水

<原子炉格納容器の破損を緩和するための対策>

- ・炉心損傷回避、著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避

<使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策>

- ・使用済燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水

<放射性物質の放出を低減するための対策>

- ・水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策
- ・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制

<大規模な火災が発生した場合における消火活動>

- ・消火活動

<その他の対策>

- ・要員の安全確保
- ・対応に必要なアクセスルートの確保
- ・電源及び水源の確保並びに燃料補給
- ・人命救助

a. 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより、発電所における緊急時態勢発令に至る事象が発生した場合は、事故時運転操作手順書（事象ベース、徴候ベース、シビアアクシデント等）に基づいて対応操作することを基本とする。

当該号炉に関する対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に事故

発生号炉の当直副長が行う。

また、緊急時対策本部は、プラントの影響予測を行い、その結果を基に各機能班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。

緊急時対策本部長は、これらの情報を収集し、発電所全体の対応について総括的な責任を負う。

自然災害が大規模になり、常設の設備では事故収束が行えない場合は、緊急時対策本部の支援を受け、多様なハザード対応手順等の技術的能力1.0で判断基準を明確化して整備する手順を使用する。また、非常召集を行った場合、初動対応要員は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動する。ただし、地震発生後防潮堤を超える津波により5号炉原子炉建屋内緊急時対策所も使用できない場合は、屋内外の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。

また、大規模損壊では、重大事故時等に比べてプラントが受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範囲で不確定なものとなることから、緊急時対策本部における情報収集や運転員が実施するプラント操作の支援が重要となる。このため、発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート」及び各号炉における対応操作の優先順位付けや対策決定の判断を行うための緊急時対策本部で使用する対応フローを整備する。この対応フローは、事故時運転操作手順書、多様なハザード対応手順、緊急時対策本部の各機能班の対応ガイド等の相互関係の概略をまとめ、全体像を把握するツールとして緊急時対策本部の運営を支援するために整備するものであり、具体的な操作手順は個別の手順書等に記載する。また、本報告書において技術的能力に係る審査基準1.2から1.14に沿って作成した手順（表2.1.5から表2.1.17）の中で使用することを想定している設備については、チェックシートの項目に盛り込むこととしている。

当該号炉に関する対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に事故発生号炉の当直副長が行う。万一、中央制御室の機能喪失時や中央制御室から運転員が撤退する必要が生じた場合等、当直副長の指揮下で対応できない場合については、次に掲げる(a)、(b)及び(c)項を実施し、それ以外の場合については、次に掲げる(b)及び(c)項を実施する。当直副長又は当該号炉の対応操作の責任者が判断した結果及びそれに基づき実施した監視や操作については、緊急時対策本部に報告し、各機能班の責任者（統括又は班長）は、その時点における他号炉の状況、リソースや対応の優先順位付け等を判断し、必要な支援や対応を行う。

また、パラメータが中央制御室及び緊急時対策所のいずれでも確認できない場合は、放射線測定器、可搬型直流電源設備、テスタ等の代替の監視手

段と無線連絡設備等の通信連絡設備を準備し、アクセスルートが確保され次第、確認できないパラメータを対象にパラメータ監視要員を現場に出動させ、先ず外からの目視による確認を行い、その後代替監視手段を用いて可能な限り継続的なプラント状況の把握に努める。パラメータが中央制御室及び緊急時対策所において部分的に確認できる場合は、確認したパラメータを基に安全機能等の状況把握を行った上で、パラメータが確認できない場合と同様の対応を行う。

初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータが採取できない場合は、判断要素として代替できる他のパラメータを採取する。採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等の使用を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

また、初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータ及び代替できる他のパラメータのいずれも採取できない場合は、先ず外からの目視による確認を行い、目標設定や個別戦略の判断に最も影響を与えるパラメータから優先順位を付けて監視機能を回復させ、使用可能な設備を用いて緩和措置を行う。

(添付資料2.1.11, 2.1.12)

(a) 当直副長の指揮下での対応操作が困難な場合

中央制御室の機能喪失時や中央制御室との連絡が取れない場合等、当直副長の指揮下で対応できない場合には、緊急時対策本部長は当該号炉の運転員又は号機班の中から当該号炉の対応操作の責任者を定め対応に当たらせる。当直副長の指揮下での対応操作不可の判断基準は次のとおりとする。

- ・中央制御室の監視機能又は制御機能が喪失した場合
- ・中央制御室と連絡が取れない場合
- ・運転員による対応操作では限界があり、緊急時対策本部の指揮下で対応操作を行う必要があると当直副長が判断した場合

(b) 当面達成すべき目標の設定

緊急時対策本部は、プラント状況、対応可能な要員数、使用可能な設備、屋外の放射線量率、建屋の損傷状況及び火災発生状況等を把握し、チェックシートに記載した上で、その情報を基に当面達成すべき目標を設定し、優先すべき号炉及び戦略を決定する。

当面達成すべき目標設定の考え方を次に示す。活動に当たっては、緊急時対策要員の安全確保を最優先とする。

- ・第一義的目標は炉心損傷を回避するため、速やかに発電用原子炉を停止し、注水することである。炉心損傷に至った場合においても原子炉压力容器への注水は必要となる。
- ・炉心損傷が回避できない場合は、原子炉格納容器の破損を回避する。
- ・使用済燃料プールの水位が低下している場合は、速やかに補給する。
- ・これらの努力を最大限行った場合においても、炉心損傷かつ原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。

これらの目標は、複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また、プラント状況に応じて、設定する目標も随時見直していくこととする。

(c) 個別戦略を選択するための判断フロー

緊急時対策本部は、(b)項で決定した目標設定に基づき、個別戦略を実施していく。設定目標と実施する個別戦略の考え方を次に示す。

イ. 設定目標：炉心損傷回避

発電用原子炉の「止める」、「冷やす」機能を優先的に実施する。

ロ. 設定目標：原子炉格納容器の破損回避

基本的に炉心損傷が発生した場合においても、原子炉压力容器への注水は継続して必要となるが、使用可能な設備や対応可能要員の観点から、一時的に原子炉格納容器の破損回避の対応を優先せざるを得ない状況になることが想定される。この際に「閉じ込め」機能を維持するための個別戦略を実施する。

原子炉格納容器の損傷が発生し、原子炉建屋内に放射性物質が漏えいする状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

ハ. 設定目標：使用済燃料プール水位確保

使用済燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。使用済燃料プール内の燃料損傷が発生し、原子炉建屋内の放射性物質濃度が上昇する状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

ニ. 設定目標：放射性物質拡散抑制

炉心損傷が発生するとともに原子炉压力容器への注水が行えない場合、使用済燃料プール水位の低下が継続している場合又は原子炉建屋が損傷している場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

表2.1.4 大規模損壊発生時の対応操作一覧(1/7)

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	ATWSが発生した場合、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能又は冷却材再循環ポンプ手動停止により、原子炉出力を抑制する。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 第1項 (1.1)
	ほう酸水注入	ATWSが発生した場合、ほう酸水を注入することにより未臨界とする。	
	制御棒挿入	ATWSが発生した場合、原子炉手動スクラム又は代替制御棒挿入機能による制御棒全挿入が確認できない場合、自動による制御棒挿入又は手動操作による制御棒挿入を行う。	
	原子炉水位低下による原子炉出力抑制	ATWSが発生した場合、原子炉水位を低下させることにより原子炉出力を抑制する。	
	現場手動操作による高圧代替注水系起動	高圧注水系が機能喪失した場合において、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 第3項, 4項 (1.2)
	現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により高圧注水系での発電用原子炉の冷却に使用できない場合において、高圧代替注水系が起動できない場合、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。	
	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水	高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による発電用原子炉へのほう酸水注入を実施する。	
	制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水	高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合、	

表2.1.4 大規模損壊発生時の対応操作一覧(2/7)

対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
	原子炉補機冷却系により冷却水を確保し、復水貯蔵槽を水源とした制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水を実施する。	
原子炉減圧操作	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、低圧の注水機能を働かせるために、自動減圧系、原子炉減圧の自動化又は逃がし安全弁若しくはタービンバイパス弁を使用した中央制御室からの手動操作により発電用原子炉を減圧する。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 第3項, 4項 (1.3)
可搬型直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁(自動減圧機能なし)の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁(自動減圧機能なし)を開放して発電用原子炉を減圧する。	
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、現場多重伝送盤にて逃がし安全弁(自動減圧機能付き)の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)を開放して発電用原子炉を減圧する。	
代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合、代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁(自動減圧機能なしD, E, K又はU)の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、逃がし安全弁(自動減圧機能なしD, E, K又はU)を開放して発電用原子炉を減圧する。	
高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保	不活性ガス系からの窒素ガスの供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力低下した場合、供給源を高圧窒素ガスポンベに切り替えることで逃がし安全弁の機能を確保する。	
低圧代替注水	常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合、低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)及び消火系による原子炉圧力容器への注水の3手段について、同時並行で注水	<ul style="list-style-type: none"> ・ 第3項, 4項 (1.4)

表2.1.4 大規模損壊発生時の対応操作一覧(3/7)

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
		<p>準備を開始する。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上又は上記手段のうち2系以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した系統のうち、低圧代替注水系(常設)、消火系、低圧代替注水系(可搬型)の順で選択する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え給水系、復水系、残留熱除去系(低圧注水モード)又は高圧炉心注水系を使用し原子炉圧力容器への注水を実施する。</p>	
	給復水系復旧による原子炉冷却	低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)及び消火系が発電用原子炉の冷却に使用できない場合、給復水系を復旧させて発電用原子炉を冷却する。	
原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	原子炉格納容器の水素ガス及び酸素ガスの排出	炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、ジルコニウム-水反応及び水の放射性分解により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、格納容器圧力逃がし装置を使用した原子炉格納容器ベント操作により原子炉格納容器の水素ガス及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。	<ul style="list-style-type: none"> 第3項, 4項 (1.9), (1.10)
	代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保	原子炉補機冷却系の機能が喪失した場合、原子炉補機冷却系の系統構成を行い、代替原子炉補機冷却系により、補機冷却水を供給する。	<ul style="list-style-type: none"> 第3項, 4項 (1.5)
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する。	<ul style="list-style-type: none"> 第3項, 4項 (1.5), (1.7)
	耐圧強化ベント系による原	残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し	

表2.1.4 大規模損壊発生時の対応操作一覧(4/7)

対応操作	内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
子炉格納容器内の減圧及び除熱	た場合、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。	
代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ	残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、復水貯蔵槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイを行う。	・ 第3項, 4項 (1.6), (1.7), (1.12)
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の過圧破損の防止	炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。	・ 第3項, 4項 (1.5), (1.7)
代替循環冷却による原子炉格納容器の過圧破損の防止	炉心の著しい損傷が発生した場合、復水補給水系を用いた代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。	
格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系（常設）により、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却する。	・ 第3項, 4項 (1.8)
格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系（可搬型）により、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却する。	
消火系によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、ろ過水タンクを水源とした消火系により、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却する。	
使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための	使用済燃料プール内の燃料体等は、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため、未臨界は維持されている。使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、可搬型代替注水ポン	・ 第3項, 4項 (1.11)

表2.1.4 大規模損壊発生時の対応操作一覧(5/7)

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
対策		<p>ブ(A-1級)1台及び(A-2級)2台により、常設スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。また、この場合に、外的要因(航空機衝突又は竜巻等)により、常設スプレイヘッドの機能が喪失した場合には、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)2台により、可搬型スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。</p>	
	<p>復水移送ポンプによる使用済燃料プールへの注水</p>	<p>使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい若しくはその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合、復水移送ポンプの電源復旧が実施可能な場合において、復水貯蔵槽を水源とし、残留熱除去系洗浄水ラインから残留熱除去系最大熱負荷ラインを経由して復水移送ポンプにより使用済燃料プールへ注水する、又はスキーマサージタンクに補給し、逆流(オーバーフロー)させることで使用済燃料プールへ注水する。</p>	
放射性物質の放出を低減するための対策	<p>原子炉ウェル注水</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合、防火水槽又は淡水貯水池を水源として格納容器頂部注水系により原子炉ウェルへ注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・第3項, 4項 (1.10)
	<p>原子炉建屋トップベント</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉建屋の天井付近の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建屋トップベントを開放することにより、原子炉建屋天井部に滞留した水素ガスを原子炉建屋外に排出し、原子炉建屋の水素爆発を防止する。</p>	
	<p>大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散</p>	<p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれにより原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・第3項, 4項 (1.12)

表2.1.4 大規模損壊発生時の対応操作一覧(6/7)

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
	散抑制	の拡散を抑制する。	
	放射性物質吸着材及び汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合、防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより、汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する。また、放射性物質を含む汚染水は構内排水路を通して北放水口から海へ流れ出すため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。	
大規模な火災が発生した場合における消火活動	消火活動	大規模な火災が発生した場合、放水砲、大型化学高所放水車、化学消防自動車又は水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。	・第2項(2.1)
対応に必要なアクセスルートの確保	アクセスルートの確保	大規模損壊発生時に可搬型設備の輸送や要員の移動の妨げとなるアクセスルート上の障害が発生した場合、がれきの撤去、道路段差の解消、堆積土砂の撤去、火災の消火及びその他のアクセスルートの確保の活動を行う。	・第1項, 2項(2.1)
電源確保	非常用交流母線への給電	外部電源及び非常用交流電源設備による給電が見込めない場合、非常用高圧母線D系、C系の順に復旧し、第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機の起動操作を並行で行い、第一ガスタービン発電機で給電する。第一ガスタービン発電機による給電が行えない場合は、第二ガスタービン発電機(緊急用高圧母線経由)による給電を行う。	・第3項, 4項(1.14) ・第3項, 4項(1.15)
	電源車によるパワーセンターへの給電	外部電源、非常用交流電源設備、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機及び電源車(緊急用高圧母線経由)によるパワーセンターC系及びD系への給電が見込めない場合、可搬型代替交流電源設備(電源車)をパワーセンターの動力変圧器の一次側又は緊急用電源切替箱接続装置に接続し、電源を復旧する。	
	号炉間電力融通ケーブルによる電力融通	当該号炉が外部電源、非常用交流電源設備、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機及び電源車による給電が見込めない場合、号炉間電力融通ケー	

表2.1.4 大規模損壊発生時の対応操作一覧(7/7)

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
		ブルを用いて他号炉の緊急用電源切替箱断路器から当該号炉の緊急用高圧母線までの電路を構成し、他号炉から給電する。	
	可搬型直流電源設備による給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に、常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電ができない場合、可搬型直流電源設備（電源車及びAM用直流125V充電器）により直流電源を必要な機器に給電する。	
	直流給電車による給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備による交流電源の復旧ができない場合で、かつ可搬型直流電源設備（電源車及びAM用直流125V充電器）による直流電源の給電ができない場合、直流給電車を直流125V主母線盤Aに接続し、直流電源を給電する。	
	代替所内電気設備による給電	蓄電池及び代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合、可搬型計測器により計測又は監視を行う。非常用所内電気設備の3系統全てが同時に機能を喪失した場合、代替所内電気設備により、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な設備へ給電する。	
水源確保	復水貯蔵槽への補給	復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給を実施する。	・第3項，4項 (1.13)
	防火水槽への補給	防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ（A-1級又はA-2級）により各種注水/補給する場合、防火水槽の水が枯渇する前に淡水貯水池の水を防火水槽に補給する。	
燃料補給	燃料補給	可搬型重大事故等対処設備等への給油を実施する。	・第1項 (2.1)
人命救助	人命救助	負傷者又は要救助者が発生した場合、119番通報するとともに、負傷者又は要救助者を安全なエリアに移動させる。負傷者が多数発生した場合は、トリアージを実施する。	・第1項 (2.1)

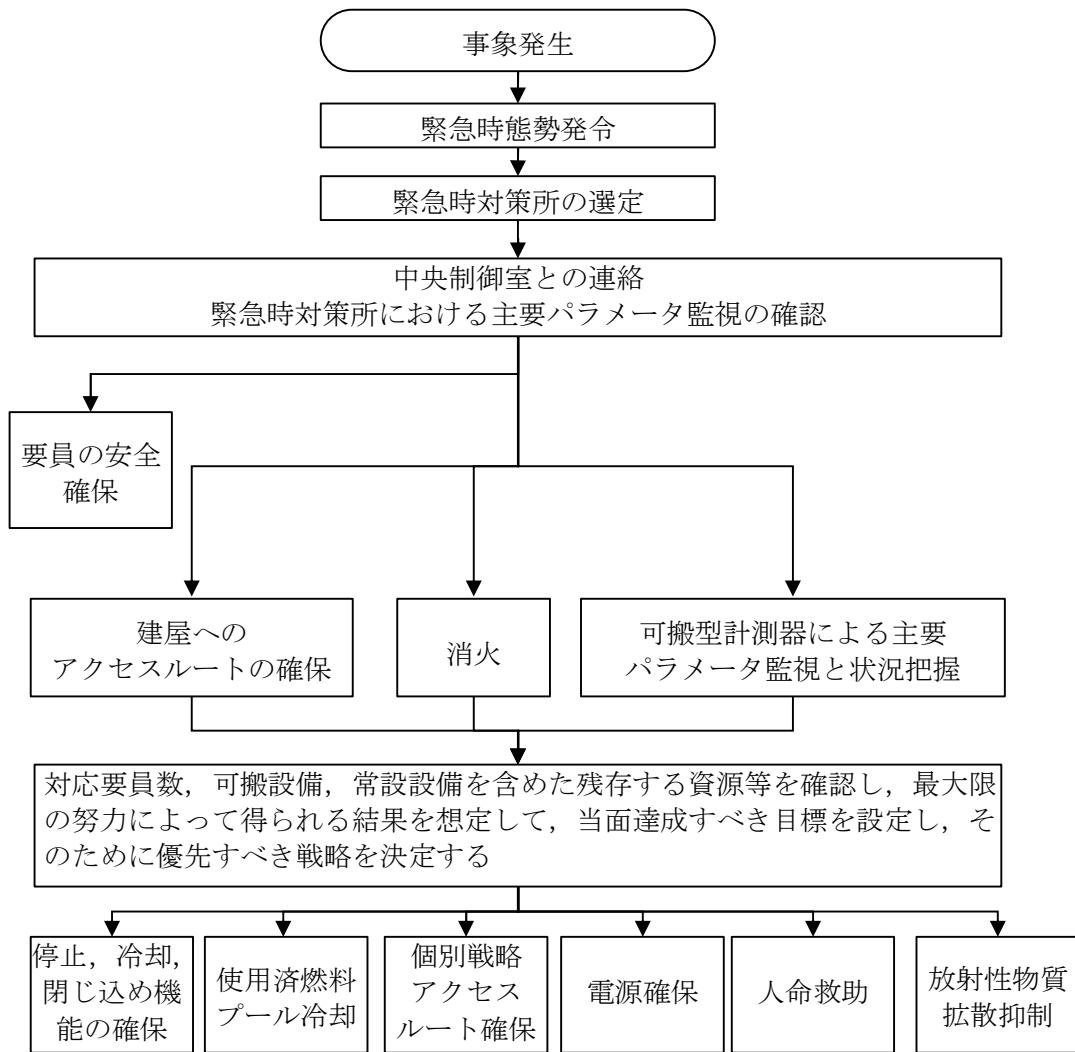


図2.1.3 大規模損壊発生時の対応全体概略フロー
(プラント状況把握が困難な場合)

b. 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合に対応する手順については、(a)項に示す5つの活動を行うための手順を網羅する。

また、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。なお、プラントパラメータの採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等による計測を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

技術的能力に係る審査基準1.2から1.14における重大事故等対処設備と整備する手順を(b)項から(n)項に示す。

(a) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

イ. 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等

大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。

また、地震及び津波のような大規模な自然災害においては、施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合においても、同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。

大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備し、早期に準備が可能な大型化学高所放水車あるいは化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。

地震により建屋内部に火災が発生した場合において、屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため、これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお、当該の対応において事故対応を行うためのアクセスルート若しくは操作箇所での復旧活動に支障となる火災が発生している場合は、消火活動を

速やかに実施し、操作箇所までのアクセスルート等を確保する。具体的には、次の手順で対応を行う。

- ①アクセスルートに障害がない箇所があれば、その箇所を使用する。
- ②複数の操作箇所のいずれもがアクセスルートに障害がある場合、最もアクセスルートを確保しやすい箇所を優先的に確保する。
- ③ ①及び②いずれの場合も、予備としてもう1つの操作箇所へのアクセスルートを確保する。

消火活動を行うに当たっては、火災発見の都度、次に示す(1)～(4)の区分を基本に消火活動の優先度を判定し、優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。

(1) アクセスルート・操作箇所の確保のための消火

- ①アクセスルート確保
- ②車両及びホースルートの設置エリアの確保
(初期消火に用いる化学消防自動車、大型化学高所放水車等)

(2) 原子力安全の確保のための消火

- ③重大事故等対処設備が設置された建屋、放射性物質内包の建屋
- ④可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保
- ⑤大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及びホースルート、放水砲の設置エリアの確保

(3) 火災の波及性が考えられ、事故収束に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火

- ⑥可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所の確保
- ⑦代替熱交換器車の設置エリアの確保

(4) その他火災の消火

- (1)から(3)以外の火災は、対応可能な段階になってから、可能な範囲で消火する。

建屋内外ともに上記の考え方を基本に消火するが、大型航空機衝突による建屋内の大規模な火災時は、入域可能な状態になってから消火活動を実施する。

また、自衛消防隊以外の緊急時対策要員が消火活動の支援を行う場合は、発電所対策本部の火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で活動する。

ロ. 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動スクラム、冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、代替制御棒挿入機能又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に、高圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、常設代替直流電源設備より給電される高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動による発電用原子炉の冷却を試みる。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において、原子炉内低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は、逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）を優先し、全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系による発電用原子炉の冷却を試みる。

ハ. 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等

原子炉格納容器の破損を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）が故障又は全交流動力電源喪失により機能が喪失した場合は、代替格納容器スプレイ冷却系、消火系及び可搬型代替注水ポンプにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、代替原子炉補機冷却系によりサプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。

- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）や熔融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部注水を行う。
- ・原子炉格納容器内に水素ガスが放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためにプラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化状態になっているが、炉心の著しい損傷が発生し、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生によって水素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合は、可燃性ガス濃度制御系による水素ガス又は酸素ガスの濃度を抑制する。さらに、格納容器圧力逃がし装置により水素ガスを原子炉格納容器外に排出する手段を有している。

ニ. 使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

使用済燃料プール内の燃料体等は、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため、未臨界は維持されている。使用済燃料プールの水位を確保するための対応手段及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・使用済燃料プールの状態を監視するため、使用済燃料貯蔵プール水位計、使用済燃料貯蔵プール温度計、燃料取替機エリア放射線モニタ、使用済燃料貯蔵プール監視カメラを使用する。
- ・使用済燃料プールの注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい、その他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合は、燃料プール代替注水系（常設）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び消火系により使用済燃料プールへ注水することにより、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、臨界を防止する。
- ・使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位維持が行えない場合、常設スプレイヘッド又は可

搬型スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止するとともに、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。

- ・原子炉建屋の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建屋に近づけない場合は、放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。

ホ. 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

放射性物質の放出を低減するための対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、大容量送水車、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。
- ・その際、防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。
- ・放水することで放射性物質を含む汚染水が構内排水路を通過して北放水口から海へ流れ出すため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への拡散範囲を抑制する。
- ・また、汚濁防止膜の設置が困難な状況（大津波警報や津波警報が出ている状況）である場合、大津波警報又は津波警報が解除された後に汚濁防止膜の設置を開始する。

(b) 「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手

順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における発電用原子炉を冷却するための手順の例を次に示す。(表2.1.5参照)

- ・ 高圧注水系が機能喪失した場合において、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。
- ・ 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により高圧注水系での発電用原子炉の冷却に使用できない場合において、高圧代替注水系が起動できない場合、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。
- ・ 高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による発電用原子炉へのほう酸水注入を実施する。
- ・ 高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、原子炉補機冷却系により冷却水を確保し、復水貯蔵槽を水源とした制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

表 2.1.5 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.2) (1/6)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書		
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	原子炉隔離時冷却系による 発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 非常用交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等	
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 直流 125V 蓄電池 A 直流 125V 充電器 A	重大事故等 対処設備		
		高圧炉心注水系による 発電用原子炉の冷却	高圧炉心注水系ポンプ 高圧炉心注水系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 復水補給水系配管・弁 原子炉補機冷却系 非常用交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備		

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

表 2.1.5 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.2) (3/6)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源系統	原子炉隔離時冷却系 の現場操作 による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RCIC 現場起動」 多様なハザード対応手順 「RCIC 現場起動(排水処理)」
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備	
			水中ポンプ ホース 仮設発電機 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	
	全交流動力電源	代替交流電源設備による 原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内蓄電式直流電源設備 ※1 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等 対処設備	
			第二代替交流電源設備 ※1	自主対策 設備	
全交流動力電源	可搬型直流電源設備による 原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		
		復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内蓄電式直流電源設備 ※1 可搬型直流電源設備 ※1	重大事故等 対処設備		

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

表 2.1.5 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.2) (4/6)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
サポート系故障時	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への給電 直流給電車による	原子炉隔離時冷却系ポンプ 復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 所内蓄電式直流電源設備 ※1 直流給電車及び電源車 ※1	自主対策設備 - ※1

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

表 2.1.5 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.2) (5/6)

(監視及び制御)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
監視及び制御	—	高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 高圧代替注水系系統流量 復水貯蔵槽水位（SA）	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等
			原子炉水位（狭帯域） 復水貯蔵槽水位	自主対策設備	
		高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「HPAC 現場起動」
			原子炉水位（狭帯域） 可搬式原子炉水位計 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	自主対策設備	
		原子炉隔離時冷却系（現場起動時）の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RCIC 現場起動」
			原子炉水位（狭帯域） 可搬式原子炉水位計 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力 可搬型回転計	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

表 2.1.5 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.2) (6/6)

(重大事故等の進展抑制)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
重大事故等の進展抑制	—	ほう酸水注入系による進展抑制(ほう酸水注入)	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパー ジャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「SLC ポンプによる原子炉注水」
			第二代替交流電源設備 ※1	自主対策設備	
		ほう酸水注入系による進展抑制(注水)	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系テストタンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパー ジャ 復水補給水系 消火系 純水補給水系 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 第二代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	自主対策設備	
		制御棒駆動系による進展抑制	制御棒駆動水ポンプ 復水貯蔵槽 制御棒駆動系配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系 常設代替交流電源設備 ※1 第二代替交流電源設備 ※1	自主対策設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「CRD による原子炉注水」
高圧炉心注水系緊急注水による進展抑制	高圧炉心注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧炉心注水系配管・弁・スパー ジャ 復水補給水系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 第二代替交流電源設備 ※1	自主対策設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「HPCF 緊急注水」		

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(c) 「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による減圧機能である。

インターフェイスシステムLOCA発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで原子炉冷却材の漏えいを抑制する。なお、損傷箇所の隔離ができない場合は、逃がし安全弁による原子炉減圧で原子炉冷却材の漏えいを抑制する。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるように、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順の例を次に示す。（表2.1.6参照）

- ・ 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能なし）を開放して発電用原子炉を減圧する。
- ・ 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、現場多重伝送盤にて逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を開放して発電用原子炉を減圧する。
- ・ 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合、代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁（自動減圧機能なしD, E, K又はU）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、逃がし安全弁（自動減圧機能なしD, E, K又はU）を開放して発電用原子

炉を減圧する。

- ・ 不活性ガス系からの窒素ガスの供給が喪失し，逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力低下した場合，供給源を高圧窒素ガスポンペに切り替えることで逃がし安全弁の機能を確保する。

表 2.1.6 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.3) (1/4)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
フロントライン系故障時	自動減圧系	原子炉減圧の自動化	代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能) 自動減圧系の起動阻止スイッチ 逃がし安全弁(自動減圧機能付き C, H, N, T の 4 個) 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	— ※1, ※2	
			非常用交流電源設備		
		手動操作による原子炉減圧 (逃がし安全弁)	逃がし安全弁 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ 所内蓄電式直流電源設備 ※3 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 可搬型直流電源設備 ※3	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「減圧冷却」 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」
			第二代替交流電源設備 ※3	自主対策 設備	
手動操作による原子炉減圧 (タービンバイパス弁)	タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策 設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「減圧冷却」等 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」		

※1:代替自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。

※2:自動減圧系の起動阻止スイッチの手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4:想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定している。

※5:原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

表 2.1.6 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.3) (2/4)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型直流電源設備 ※3 AM 用切替装置 (SRV) 常設代替直流電源設備 逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「AM 用切替装置又はバッテリーによる SRV 開放」
		逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	逃がし安全弁用可搬型蓄電池 逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「AM 用切替装置又はバッテリーによる SRV 開放」
		代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧	高圧窒素ガス供給系(代替逃がし安全弁駆動装置) 逃がし安全弁 (自動減圧機能なし D, E, K, U の 4 個) 主蒸気系配管・クエンチャ	自主対策設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「代替 SRV 駆動装置による SRV 開放」
	—	高圧窒素ガス供給系(非常用)による作動窒素ガス確保	高圧窒素ガスポンプ 高圧窒素ガス供給系配管・弁 自動減圧機能用アキュムレータ 逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「SRV 駆動源確保」

※1:代替自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。

※2:自動減圧系の起動阻止スイッチの手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4:想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定している。

※5:原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

表 2.1.6 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.3) (3/4)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
サポート系故障時	—	逃がし安全弁の背圧対策	高压窒素ガスポンベ 高压窒素ガス供給系配管・弁	重大事故等 対処設備	— ※4
	全交流動力電源 常設直流電源	代替直流電源設備による復旧	可搬型直流電源設備 ※3	重大事故等 対処設備	— ※3
			直流給電車及び電源車 ※3	自主対策 設備	
		代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3	重大事故等 対処設備	
第二代替交流電源設備 ※3	自主対策 設備				

※1:代替自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。

※2:自動減圧系の起動阻止スイッチの手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4:想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定している。

※5:原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

表 2.1.6 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.3) (4/4)

(原子炉格納容器の破損の防止, インターフェイスシステム LOCA 発生時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
原子炉格納容器の破損の防止	—	高圧溶融物放出／格納容器 雰囲気直接加熱の防止	逃がし安全弁 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデン ト) 「RPV 制御」
インターフェイスシステム LOCA発生時	—	発電用原子炉の減圧	逃がし安全弁 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「原子炉建屋制御」等 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデン ト) 「R/B 制御」
			タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策 設備	
		原子炉冷却材の漏えい箇所 の隔離	高圧炉心注水系注入隔離弁	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	
		原子炉建屋原子炉区域 内の圧力上昇抑制及び環境改善	原子炉建屋ブローアウトパネル ※5	重大事故等 対処設備	

※1:代替自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。

※2:自動減圧系の起動阻止スイッチの手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4:想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定している。

※5:原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

(d) 「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるように、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における発電用原子炉を冷却するための手順の例を次に示す。（表2.1.7参照）

・ 常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系による原子炉圧力容器への注水の3手段について、同時並行で注水準備を開始する。原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、上記手段のうちポンプ1台以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上又は上記手段のうち2系以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した系統のうち、低圧代替注水系（常設）、消火系、低圧代替注水系（可搬型）の順で選択する。

なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え給水系、復水系、残留熱除去系（低圧注水モード）又は高圧炉心注水系を使用し原子炉圧力容器

への注水を実施する。

表 2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.4) (1/8)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	-	残留熱除去系(低圧注水モード)による発電用原子炉の冷却	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ ※6 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉補機冷却系 ※3 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備(設計基準拡張)	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等
			サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉の除熱	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・スパーージャ 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉補機冷却系 ※3 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備(設計基準拡張)	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「減圧冷却」等 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」
			原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

※6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

表 2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.4) (2/8)

(発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障時	残留熱除去系(低圧注水モード)	低圧代替注水系(常設)による 発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉注水」
			非常用交流電源設備 ※2	備(設計基準拡張)	
			残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		低圧代替注水系(可搬型)による 発電用原子炉の冷却	可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(原子炉注水)」 ※1
			非常用交流電源設備 ※2	備(設計基準拡張)	
			防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

表 2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.4) (3/8)

(発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系(低圧注水モード)	消火系による発電用原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 原子炉压力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず,熱交換器は流路としてのみ用いるため,配管に含むこととする。

表 2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.4) (4/8)

(発電用原子炉運転中のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧	サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉注水」 「RHR(B)による原子炉注水」
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系 ※3	重大事故等 対処設備 （設計基準拡張）	
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン（復水貯蔵槽下部の非常用ライン）の配管・弁が対象

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

※6:残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

表 2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.4) (5/8)

(溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	—	低圧代替注水系(常設)による 残存溶融炉心の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 第二代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉注水」
		低圧代替注水系(可搬型)による 残存溶融炉心の冷却	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(原子炉注水)」 ※1
		消火系による 残存溶融炉心の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

表 2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.4) (6/8)

(発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書			
フロントライン系故障時	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉注水」		
			非常用交流電源設備 ※2			備(設計基準拡張)	
			残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 第二代替交流電源設備 ※2			自主対策	
		低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却	可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備		事故時運転操作手順書(停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」	
			非常用交流電源設備 ※2				備(設計基準拡張)
			防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 第二代替交流電源設備 ※2				自主対策
			多様なハザード対応手順 「消防車による送水(原子炉注水)」 ※1				

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

表 2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.4) (7/8)

(発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	消火系による発電用原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 原子炉压力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。

表 2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.4) (8/8)

(発電用原子炉停止中のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	代替交流電源設備による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)の復旧	原子炉圧力容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉除熱」 「RHR(B)による原子炉除熱」
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・スパーージャ 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉補機冷却系 ※3	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

(e) 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送するための機能は、残留熱除去系、原子炉補機冷却海水系及び原子炉補機冷却系による冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、サプレッション・チェンバへ蓄積された熱を、最終ヒートシンクへ輸送するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順の例を次に示す。（表2.1.8参照）

- ・原子炉補機冷却系の機能が喪失した場合、原子炉補機冷却系の系統構成を行い、代替原子炉補機冷却系により、補機冷却水を供給する。
- ・残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。
- ・残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

表 2.1.8 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.5) (1/5)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等
		残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) ※2 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」 「PCV 圧力制御」等

※1:手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

表 2.1.8 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.5) (2/5)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	原子炉補機冷却系による除熱	原子炉補機冷却系海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却系配管・弁・海水ストレーナ 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却水系熱交換器 補機冷却用海水取水路 補機冷却用海水取水槽 非常用交流電源設備 ※3	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等
			海水貯留堰 スクリーン室 取水路		

※1:手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

表 2.1.8 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.5) (3/5)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード）	格納容器圧力逃がし装置による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱	格納容器圧力逃がし装置	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 （微候ベース） 「PCV 圧力制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベント（フィルタベント使用（S/C）」 「炉心損傷前 PCV ベント（フィルタベント使用（D/W）」
			フィルタ装置スクラバ水補給設備		
		原子炉格納容器内の減圧及び除熱	耐圧強化ベント系(W/W)配管・弁 耐圧強化ベント系(D/W)配管・弁 遠隔手動弁操作設備 遠隔空気駆動弁操作ポンプ 遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁 原子炉格納容器（真空破壊弁を含む） 不活性ガス系配管・弁 非常用ガス処理系配管・弁 主排気筒（内筒） 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 代替所内電気設備 ※3 常設代替直流電源設備 ※3 可搬型直流電源設備 ※3 第二代替交流電源設備 ※3	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 （微候ベース） 「PCV 圧力制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベント（耐圧強化ライン使用（S/C）」 「炉心損傷前 PCV ベント（耐圧強化ライン使用（D/W）」
		策 自主 対			

※1:手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

表 2.1.8 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.5) (4/5)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード及び格納容器スプレイ冷却モード） 全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作設備 遠隔空気駆動弁操作作用ポンベ 遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書（徴候ベース） 「PCV 圧力制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷前 PCV ベント（フィルタベント使用(S/C))」 「炉心損傷前 PCV ベント（フィルタベント使用(D/W))」 「炉心損傷前 PCV ベント（耐圧強化ライン使用(S/C))」 「炉心損傷前 PCV ベント（耐圧強化ライン使用(D/W))」 多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」 「フィルタベント水位調整（水張り）」 「フィルタベント水位調整（水抜き）」 「フィルタベント停止後の N ₂ パージ」 「フィルタ装置スクラバ水 pH 調整」 「ドレン移送ライン N ₂ パージ」 「ドレンタンク水抜き」

※1:手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

表 2.1.8 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.5) (5/5)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
サポート系故障時	原子炉補機冷却系 全交流動力電源	代替原子炉補機冷却系による除熱	熱交換器ユニット 大容量送水車（熱交換器ユニット用） 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ ホース 原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク 残留熱除去系熱交換器 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 燃料補給設備 ※3	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（微候ベース） 「S/P 温度制御」等 AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機冷却水 (A) 確保」 「代替 Hx による補機冷却水 (B) 確保」 多様なハザード対応手順 「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保」
			残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） ※1 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード） ※2 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード） ※2		
			第二代替交流電源設備 ※3	自主対策設備	
サポート系故障時	原子炉補機冷却系 全交流動力電源	大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる除熱	大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプ 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ ホース 原子炉補機冷却系配管・弁 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） ※1 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード） ※2 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード） ※2 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 常設代替交流電源設備 ※3 第二代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 移動式変圧器 燃料補給設備 ※3	自主対策設備	事故時運転操作手順書（微候ベース） 「S/P 温度制御」等 AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機冷却水 (A) 確保」 「代替 Hx による補機冷却水 (B) 確保」 多様なハザード対応手順 「代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保」 「大容量送水車による補機冷却水確保」

※1: 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2: 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(f) 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は、残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレー冷却モード）による原子炉格納容器の冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ、また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるように、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器内を冷却するための手順の例を次に示す。（表2.1.9参照）

- ・ 残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレー冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、復水貯蔵槽を水源とした代替格納容器スプレー冷却系による格納容器スプレーを行う。

表 2.1.9 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.6) (1/6)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・ 原子炉補機冷却系 ※1 非常用交流電源設備 ※2	重大事故対処設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等
			サブプレッション・チェンバ 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器	重大事故等対処設備	
		残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) によるサブプレッション・チェンバ・プール水の除熱	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 ※1 非常用交流電源設備 ※2	重大事故対処設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等
			サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器	重大事故等対処設備	

※1: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4: 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.9 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.6) (2/6)

(炉心損傷前のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書	
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (格納容器スプレィ冷却モード)	代替格納容器スプレィ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※3 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 格納容器スプレィ・ヘッド 高压炉心注水系配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC による PCV スプレィ」	
			非常用交流電源設備 ※2	基準(拡張)処重大事故等対設備(設計)		
			第二代替交流電源設備 ※2	策自主設備対		
		格納容器による原子炉	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※3 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 格納容器スプレィ・ヘッド 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる PCV スプレィ」	
			代替格納容器スプレィ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 格納容器スプレィ・ヘッド 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による PCV スプレィ」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(格納容器スプレィ)」 ※1
				非常用交流電源設備 ※2	備(設計基準拡張)処重大事故等対設備	
		防火水槽 ※3, ※4 淡水貯水池 ※3, ※4 第二代替交流電源設備 ※2	策自主設備			

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

表 2.1.9 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.6) (3/6)

(炉心損傷前のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	(格納容器スプレイ冷却モード)の復旧 代替交流電源設備による残留熱除去系	サブプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(B)による PCV スプレイ」
			格納容器スプレイ・ヘッダ		
			原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2		
		代替交流電源設備による残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プールの水冷却モード)の復旧	残留熱除去系ポンプ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
			残留熱除去系熱交換器		
			残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 ※1		
第二代替交流電源設備 ※2	自主対策 設備				
代替交流電源設備による残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プールの水冷却モード)の復旧	サブプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による S/P 除熱」 「RHR(B)による S/P 除熱」		
	原子炉格納容器				
	代替原子炉補機冷却系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2				
代替交流電源設備による残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プールの水冷却モード)の復旧	残留熱除去系ポンプ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)			
	残留熱除去系熱交換器				
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 ※1				
第二代替交流電源設備 ※2	自主対策 設備				

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.9 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.6) (4/6)

(炉心損傷後のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※3 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド 高圧炉心注水系配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等対処設備 AM 設備別操作手順書 「MUWC による PCV スプレイ」
			非常用交流電源設備 ※2	
		第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		原子炉格納容器内による消火系による	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※3 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる PCV スプレイ」

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

表 2.1.9 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.6) (5/6)

(炉心損傷後のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による PCV スプレイ」
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (格納容器スプレイ)」 ※1
			防火水槽 ※3, ※4 淡水貯水池 ※3, ※4 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		原子炉格納容器内の代替除熱 ドライウエル冷却系による ドライウエル冷却系送風機 ドライウエル冷却系冷却器 原子炉補機冷却系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「DW クーラ代替除熱 (RCW-A 系)」 「DW クーラ代替除熱 (RCW-B 系)」	

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.9 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.6) (6/6)

(炉心損傷後のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	(格納容器スプレイ冷却モード)の復旧	サプレッション・チェンバ 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV制御」「PCV制御」 AM設備別操作手順書 「RHR(B)によるPCVスプレイ」
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
			サプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	
		残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		
		第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備		
		代替交流電源設備による残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プールの水冷却モード)の復旧			

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

(g) 「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるように、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順の例を次に示す。(表2.1.10参照)

- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合、復水補給水系を用いた代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

表 2.1.10 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.7) (1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレントンク 遠隔手動弁操作設備 遠隔空気駆動弁操作作用ポンプ 可搬型窒素供給装置 スクラバ水 pH 制御設備 フィルタベント遮蔽壁 配管遮蔽 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁 ホース・接続口 原子炉格納容器（真空破壊弁を含む） 常設交流代替電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 代替所内電気設備 ※3 常設代替直流電源設備 ※3 可搬型直流電源設備 ※3	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデン ト) 「PCV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後 PCV ベン ト (フィルタベント使 用 (S/C))」 「炉心損傷後 PCV ベン ト (フィルタベント使 用 (D/W))」 多様なハザード対応手 順 「フィルタ装置ドレン 移送ポンプ水張り」 「フィルタベント水位 調整 (水張り)」 「フィルタベント水位 調整 (水抜き)」 「フィルタベント停止 後の N ₂ パージ」
			5 防火水槽 ※5, ※6 淡水貯水池 ※5, ※6 ホース・接続口 第二代替交流電源設備 ※3	自主対策設備	「フィルタ装置スクラ バ水 pH 調整」 「ドレン移送ライン N ₂ パージ」 「ドレントンク水抜 き」

- ※1: 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
 ※2: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 ※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※4: 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
 ※5: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
 ※6: 「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.10 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.7) (2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作設備 遠隔空気駆動弁操作ポンペ 遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「炉心損傷後 PCV ベン ト (フィルタベント使用 (S/C))」 「炉心損傷後 PCV ベン ト (フィルタベント使用 (D/W))」
			可搬型窒素供給装置 ホース・接続口		重大事故等 対処設備
	—	原子炉格納容器 破損の防止	可搬型大容量窒素供給装置 ホース 可燃性ガス濃度制御系配管・弁	自主 対策設備	多様なハザード対応手順 「可搬型格納容器窒素供 給設備による PCV 窒素 供給」

- ※1: 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
 ※2: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 ※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※4: 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
 ※5: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。
 ※6: 「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.10 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.7) (3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	復水移送ポンプ 代替原子炉補機冷却系 ※2 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ※5 サプレッション・チェンバ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 高压炉心注水系配管・弁 復水補給水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 格納容器スプレイ・ヘッダ ホース 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 代替所内電気設備 ※3 燃料補給設備 ※3	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV制御」 AM設備別操作手順書 「代替循環冷却系によるPCV内の減圧及び徐熱」
			防火水槽 ※5, ※6 淡水貯水池 ※5, ※6 第二代替交流電源設備 ※3	自主対策設備	
		格納容器内PH制御	代替格納容器スプレイ冷却系(常設) ※1 格納容器下部注水系(常設) ※4 格納容器pH制御設備	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷後格納容器薬品注入」

- ※1:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
 ※2:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 ※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※4:手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
 ※5:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
 ※6:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

(h) 「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、MCCIや溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止し、また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心溶融による原子炉格納容器の破損を緩和するため及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるように、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順の例を次に示す。(表2.1.11参照)

- ・炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系（常設）により、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系（可搬型）により、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、ろ過水タンクを水源とした消火系により、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器に注水する。

表 2.1.11 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.8) (1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却		格納容器下部注水系(常設)による 原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 高压炉心注水系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「MUWC による下部 D/W 注水」
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策 設備	
		格納容器下部注水系(可搬型)による 原子炉格納容器下部への注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による下部 D/W 注水」 多様なハザード対応手 順 「消防車による送水(デ ブリ冷却)」
			防火水槽 ※1, ※4 淡水貯水池 ※1, ※4 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策 設備	
		原子炉格納容器下部による 消火系による 原子炉格納容器下部への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策 設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる下 部 D/W 注水」

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高压時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

表 2.1.11 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.8) (2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	-	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 高压炉心注水系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 第二代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」, 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉注水」
			可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース・接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」, 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(デブリ冷却)」
		低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	防火水槽 ※1, ※4 淡水貯水池 ※1, ※4 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
			ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」, 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高压時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

表 2.1.11 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.8) (3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
溶融炉心原子炉格納容器下部への落下遅延・防止		高圧代替注水系による原子炉炉圧力容器への注水	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 高圧代替注水系(注水系)配管・弁 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁(7号炉のみ) 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 ※2 可搬型直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」, 「R/B 制御」 ※3
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		原子炉圧力容器へのほう酸水注入による注水	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」, 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「SLC ポンプによるほう酸水注入」
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	
		原子炉圧力容器への注水	制御棒駆動水ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 制御棒駆動系配管・弁 復水補給水系配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」, 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「CRD による原子炉注水」 ※3
原子炉圧力容器への緊急注水	高圧炉心注水系ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 復水補給水系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「RPV 制御」, 「R/B 制御」 AM 設備別操作手順書 「HPCF 緊急注水」 ※3		

※1: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※4: 「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

(i) 「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素ガスが原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順の例を次に示す。(表2.1.12参照)

- ・炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、ジルコニウム-水反応及び水の放射性分解により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、格納容器圧力逃がし装置を使用した原子炉格納容器ベント操作により原子炉格納容器の水素ガス及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。

表 2.1.12 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.9) (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	-	原子炉格納容器内不活性化による 原子炉格納容器水素爆発防止	不活性ガス系 ※1	- ※5	- ※1
			可搬型格納容器窒素供給設備	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「可搬型格納容器窒素供給設備による PCV 窒素供給」
	-	格納容器圧力逃がし装置による 水素ガス及び酸素ガスの排出	格納容器圧力逃がし装置 ※2, ※3 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置水素濃度	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「PCV 水素・酸素ガス放出 (フィルタベント使用 (S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス放出 (フィルタベント使用 (D/W))」 「PCV 水素・酸素ガス放出 (耐圧強化ライン使用 (S/C))」 「PCV 水素・酸素ガス放出 (耐圧強化ライン使用 (D/W))」
			サブプレッション・チェンバ 耐圧強化ベント系 (W/W) ※3 可搬型窒素供給装置 ホース・接続口 耐圧強化ベント系放射線モニタ フィルタ装置水素濃度	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「耐圧強化ラインの N ₂ ページ」

※1: 発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化している。

※2: 格納容器圧力逃がし装置補機類の手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※3: 原子炉格納容器ベント弁駆動源確保 (予備ポンペ) の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5: 不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

表 2.1.12 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.9) (2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	-	可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合器 ブロワ 可燃性ガス濃度制御系再結合装置 可燃性ガス濃度制御系配管・弁 残留熱除去系	自主対策設備 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「FCS(A)による格納容器水素制御」 「FCS(B)による格納容器水素制御」
	-	水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器内水素濃度 (SA)	重大事故等 対処設備 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」
	-		格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度	重大事故等 対処設備 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「代替 Hx による補機冷却水 (A) 確保」 「代替 Hx による補機冷却水 (B) 確保」
	-	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 ※4 可搬型代替交流電源設備 ※4 常設代替直流電源設備 ※4 可搬型直流電源設備 ※4 代替所内電気設備 ※4	重大事故等 対処設備 - ※4
-	第二代替交流電源設備 ※4		自主対策設備	

※1: 発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化している。

※2: 格納容器圧力逃がし装置補機類の手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※3: 原子炉格納容器ベント弁駆動源確保 (予備ポンペ) の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5: 不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

(j) 「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉建屋等に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手順の例を次に示す。(表2.1.13参照)

- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、淡水貯水池を水源として格納容器頂部注水系により原子炉ウェルへ注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制する。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉建屋の天井付近の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建屋トップベントを開放することにより、原子炉建屋天井部に滞留した水素ガスを原子炉建屋外に排出し、原子炉建屋の水素爆発を防止する。

表 2.1.13 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.10) (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止	-	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器 ※1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	重大事故等対処設備 - ※1
		原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「R/B 制御」
		代替電源による必要な設備への給電	常設代替直流電源設備 ※2 可搬型直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 - ※2
			第二代替直流電源設備 ※2	自主対策設備
原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制	-	原子炉ウエルへの注水	格納容器頂部注水系による 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ※3 防火水槽 ※3 淡水貯水池 ※3 ホース・接続口 格納容器頂部注水系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 原子炉ウエル 燃料補給設備 ※2	自主対策設備 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉ウエル注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (原子炉ウエル注水)」
		原子炉ウエル浄化系	サブプレッションプール浄化系ポンプ 復水貯蔵槽 ※3 サブプレッションプール浄化系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 原子炉ウエル 原子炉補機冷却系 (6 号炉のみ)	自主対策設備 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「SPCU による原子炉ウエル注水」

※1: 静的触媒式水素再結合器は、運転員による操作不要の原子炉建屋水素濃度制御設備である。

※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4: 手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

表 2.1.13 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.10) (2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
原子炉建屋等の損傷防止 水素ガス排出による	-	原子炉建屋トップベントによる水素ガスの排出	原子炉建屋トップベント 大容量送水車(原子炉建屋放水設備用) ※4 ホース 放水砲 ※4 燃料供給設備 ※2	自主対策設備 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B 制御」 多様なハザード対応手順 「水素対策(原子炉建屋トップベント)」

※1: 静的触媒式水素再結合器は、運転員による操作不要の原子炉建屋水素濃度制御設備である。

※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※4: 手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

(k) 「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための対処設備及び手順を整備する。なお、使用済燃料プール内の燃料体等は、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため、未臨界は維持されている。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するための対応設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に使用済燃料プールを冷却するための手順の例を次に示す。(表2.1.14参照)

- ・使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)2台により、常設スプレイヘッダを使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。また、この場合に、外的要因(航空機衝突又は竜巻等)により、常設スプレイヘッダの機能が喪失した場合には、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)2台により、可搬型スプレイヘッダを使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。

表 2.1.14 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順(1.11) (1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	燃料プール代替注水系に使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ(A-1級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース・接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(微候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書(停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(SFP 常設スプレイ)」
			防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5	自主対策設備 「消防車による SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(SFP 常設スプレイ)」
		燃料プール代替注水系による常設スプレイへの注水	可搬型代替注水ポンプ(A-1級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース・接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 可搬型スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(微候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書(停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消防車による可搬型 SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(SFP 可搬型スプレイ)」
			防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5	自主対策設備 「消防車による可搬型 SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(SFP 可搬型スプレイ)」
	使用済燃料プールによる消火系への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備 ※2 第二代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	自主対策設備 事故時運転操作手順書(微候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書(停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる SFP 注水」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	
—	漏えい抑制	サイフォン防止機能 ※4	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(微候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書(停止時微候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※4:重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

表 2.1.14 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順(1.11) (2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	—	燃料プール代替注水系に使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水ポンプ(A-1級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース・接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」
			防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5	自主対策設備 AM 設備別操作手順書 「消防車による SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(SFP 常設スプレイ)」
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレイ	可搬型代替注水ポンプ(A-1級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース・接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 可搬型スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B 制御」
		防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5	自主対策設備 AM 設備別操作手順書 「消防車による可搬型 SFP スプレイ」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(SFP 可搬型スプレイ)」	
—	漏えい緩和	シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ	自主対策設備 事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B 制御」 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM 設備別操作手順書 「SFP 漏えい緩和」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」	
—	物質の拡散抑制	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用) ホース 放水砲 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 多様なハザード対応手順 「大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制」 ※3	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※4:重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

表 2.1.14 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順(1.11) (3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書
重大事故等時における使用済燃料プールの監視	—	使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ(使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	重大事故等対処設備 AM 設備別操作手順書「SFP 監視カメラ冷却装置起動」
		代替電源による給電	常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内蓄電式直流電源設備 ※2 可搬型直流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 —
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備
重大事故等時における使用済燃料プールの除熱	全交流動力電源	代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ 使用済燃料プール 燃料プール冷却浄化系熱交換器 燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマ サージタンク・ディフューザ 代替原子炉補機冷却系 ※6 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SFP 水位・温度制御」 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「R/B 制御」
			原子炉補機冷却系 ※6	重大事故等対処設備(設計基準拡張) 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「SFP 原子炉水位・温度制御」
			第二代替交流電源設備 ※2	自主対策設備 AM 設備別操作手順書「FPCによるSFP除熱」 「SFP 監視カメラ冷却装置起動」

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※4:重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

※5:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

(1) 「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の損傷又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるように、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための手順の例を次に示す。(表2.1.15参照)

- ・炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれにより原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。
- ・放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合、防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより、汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する。また、放射性物質を含む汚染水は構内排水路を通過して北放水口から海へ流れ込むため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。

表 2.1.15 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順(1.12)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷	—	大気への放射性物質の 拡散抑制	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用） ホース 放水砲 燃料取扱設備 ※1 ガンマカメラ サーモカメラ	重大事故等対処設備 自主対策設備	多様なハザード対応手順 「大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」
		海洋への放射性物質の 拡散抑制	放射性物質吸着材 汚濁防止膜 小型船舶（汚濁防止膜設置用）	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制」 「汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制」
原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	—	航空機燃料火災への泡消火	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用） ホース 放水砲 泡原液搬送車 泡原液混合装置 燃料取扱設備 ※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「初期対応における延焼防止処置」 「航空機燃料火災への泡消火」
		初期対応における 延焼防止処置	化学消防自動車 水槽付消防ポンプ自動車 泡消火薬剤備蓄車 大型化学高所放水車	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(m) 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

重大事故等が発生した場合において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を複数確保し、これらの水源から注水が必要な場所への供給を行うための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に事故の収束に必要な水の供給手順の例を次に示す。(表2.1.16参照)

- ・復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により防火水槽を水源とした復水貯蔵槽への補給を実施する。
- ・防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ（A-1級又はA-2級）により各種注水/補給する場合、防火水槽の水が枯渇する前に淡水貯水池の水を防火水槽に補給する。

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (1/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書		
復水貯蔵槽を水源とした対応	サブプレッション・チェンバ	(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時)	復水貯蔵槽 高圧代替注水系 (高圧代替注水ポンプ)	重大事故等 対処設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
			原子炉隔離時冷却系 (原子炉隔離時冷却系ポンプ) 高圧炉心注水系 (高圧炉心注水系ポンプ)	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
			制御棒駆動系 (制御棒駆動水ポンプ)	自主対策 設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
			(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時)	復水貯蔵槽 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	重大事故等 対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
				原子炉格納容器内の冷却	重大事故等 対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	—		原子炉格納容器下部への注水	復水貯蔵槽 格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	重大事故等 対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			原子炉ウエルへの注水	復水貯蔵槽 サブプレッションプール浄化系 (サブプレッションプール浄化用ポンプ)	自主対策 設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.13) (2/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書	
サブプレッション・チェンバを水源とした対応	復水貯蔵槽	(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時)	サブプレッション・チェンバ	重大事故等 対処設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
			原子炉隔離時冷却系 (原子炉隔離時冷却系ポンプ) 高圧炉心注水系 (高圧炉心注水系ポンプ)	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)		
		(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時)	サブプレッション・チェンバ	重大事故等 対処設備		手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
			残留熱除去系 (残留熱除去系ポンプ)	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)		
	原子炉格納容器内の除熱	サブプレッション・チェンバ	重大事故等 対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		
		残留熱除去系 (残留熱除去系ポンプ)	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)			
	—	原子炉格納容器及び	サブプレッション・チェンバ 代替循環冷却系 (復水移送ポンプ)	重大事故等 対処設備	手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (3/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
ろ過水タンクを水源とした対応	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	ろ過水タンク 消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	ろ過水タンク 消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	復水貯蔵槽	原子炉圧力容器下部への注水	ろ過水タンク 消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	—	プールの注水	ろ過水タンク 消火系（ディーゼル駆動消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (4/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
防火水槽を水源とした対応	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	(A-1級又はA-2級)による送水	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対処設備
			防火水槽 ※2	自主対策 設備
		原子炉圧力容器への注水 (原子炉低圧時)	低圧代替注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	重大事故等 対処設備
			防火水槽 ※2	自主対策 設備
		原子炉格納容器内の冷却	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	重大事故等 対処設備
			防火水槽 ※2	自主対策 設備
			多様なハザード対応手順 「消防車による送水 (原子炉注水)」 「消防車による送水 (格納容器スプレイ)」 「消防車による送水 (デブリ冷却)」 「消防車による送水 (原子炉ウエル注水)」 「消防車による送水 (SFP 常設スプレイ)」 「消防車による送水 (SFP 可搬型スプレイ)」	
			手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
			手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (5/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書	
防火水槽を水源とした対応	—	フィルタ装置への補給	防火水槽 ※2 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口	自主対策設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。	
	復水貯蔵槽	原子炉格納容器下部への注水	格納容器下部注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	重大事故等対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
			防火水槽 ※2	自主対策設備		
	—	—	原子炉ウエルへの注水	防火水槽 ※2 格納容器頂部注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	自主対策設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
			使用済燃料プールへの注水/スプレイ	燃料プール代替注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-1 級), 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	重大事故等対処設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
				防火水槽 ※2	自主対策設備	

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2: 本条文【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (6/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
淡水貯水池を水源とした対応（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合） 淡水貯水池を水源とした送水	淡水貯水池 ※2 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級） 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） ホース・接続口 燃料補給設備 ※1	自主対策設備 多様なハザード対応手順 「貯水池から消防車への送水」 「消防車による送水（原子炉注水）」 「消防車による送水（格納容器スプレイ）」 「消防車による送水（デブリ冷却）」 「消防車による送水（原子炉ウエル注水）」 「消防車による送水（SFP 常設スプレイ）」 「消防車による送水（SFP 可搬型スプレイ）」
		（原子炉圧力容器への注水 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時）	淡水貯水池 ※2 低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホース・接続口等）	自主対策設備 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	淡水貯水池 ※2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホース・接続口等）	自主対策設備 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (7/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
(あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合) 淡水貯水池を水源とした対応	—	フィルタ装置への補給	淡水貯水池 ※2 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口	自主対策設備 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
	復水貯蔵槽	原子炉格納容器下部への注水	淡水貯水池 ※2 格納容器下部注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	自主対策設備 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	—	原子炉ウエルへの注水	淡水貯水池 ※2 格納容器頂部注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	自主対策設備 手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールへの注水/スプレイ	淡水貯水池 ※2 燃料プール代替注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-1 級), 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	自主対策設備 手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2: 本条文【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (8/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
淡水貯水池を水源とした対応手段（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	可搬型代替注水ポンプ(A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース・接続口 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「消防車による送水（原子炉注水）」 「消防車による送水（格納容器スプレイ）」 「消防車による送水（デブリ冷却）」 「消防車による送水（原子炉ウェル注水）」 「消防車による送水（SFP 常設スプレイ）」 「消防車による送水（SFP 可搬型スプレイ）」
			淡水貯水池 ※2	自主対策設備	
		原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	低圧代替注水系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			淡水貯水池 ※2	自主対策設備	
		原子炉格納容器内の冷却	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
			淡水貯水池 ※2	自主対策設備	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (9/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合) 淡水貯水池を水源とした対応	—	フィルタ装置への補給	淡水貯水池 ※2 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口	自主対策設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
	復水貯蔵槽	原子炉格納容器下部への注水	格納容器下部注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	重大事故等対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			淡水貯水池 ※2	自主対策設備	
	—	原子炉ウエルへの注水	淡水貯水池 ※2 格納容器頂部注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	自主対策設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
	—	使用済燃料プールの注水/スプレイ	燃料プール代替注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-1 級), 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), ホース・接続口等)	重大事故等対処設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
			淡水貯水池 ※2	自主対策設備	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.13) (10/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
海を利用した対応	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	海を水源とした送水	大容量送水車（海水取水用） 海水貯留堰 スクリーン室 取水路〔海水取水箇所〕 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級） 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） ホース・接続口 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「大容量送水車による消防車への海水送水」 「消防車による送水（原子炉注水）」 「消防車による送水（格納容器スプレイ）」 「消防車による送水（デブリ冷却）」 「消防車による送水（原子炉ウェル注水）」 「消防車による送水（SFP 常設スプレイ）」 「消防車による送水（SFP 可搬型スプレイ）」
		原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	低圧代替注水系（可搬型）（大容量送水車（海水取水用）、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	代替格納容器スプレイ系（可搬型）（大容量送水車（海水取水用）、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	復水貯蔵槽	原子炉格納容器下部への注水	格納容器下部注水系（可搬型）（大容量送水車（海水取水用）、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	原子炉ウェルへの注水	格納容器頂部注水系（大容量送水車（海水取水用）、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		使用済燃料プールの注水／スプレイ	燃料プール代替注水系（可搬型）（大容量送水車（海水取水用）、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (11/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
海を利用した対応	—	(海) 最終ヒートシンクへの代替熱輸送	代替原子炉補機冷却系 (大容量送水車 (熱交換器ユニット用))	重大事故等対処設備 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
		大気への放射性物質の拡散抑制	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) 放水砲 ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備 手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
		航空機燃料火災への泡消火	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) ホース 放水砲 泡原液搬送車 泡原液混合装置 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備 手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応	—	原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系 (ほう酸水注入系ポンプ)	重大事故等対処設備 手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」及び「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (12/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
復水貯蔵槽へ水を補給するための対応	—	防火水槽を水源とした補給 (淡水/海水)	可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース・接続口 CSP 外部補給配管・弁 復水貯蔵槽 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備
			防火水槽 ※2	自主対策設備
		淡水貯水池 ※2 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース・接続口 CSP 外部補給配管・弁 復水貯蔵槽 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (13/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
復水貯蔵槽へ水を補給するための対応	—	淡水貯水池を水源とした補給（淡水／海水） （あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース・接続口 CSP 外部補給配管・弁 復水貯蔵槽 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備
			淡水貯水池 ※2	自主対策設備
		海を水源とした補給（淡水／海水）	大容量送水車（海水取水用） 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース・接続口 CSP 外部補給配管・弁 復水貯蔵槽 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備
			純水補給水系（仮設発電機使用）による補給	純水タンク 純水移送ポンプ 純水補給水系配管・弁 復水貯蔵槽 仮設発電機 燃料補給設備 ※1

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (14/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
防火水槽へ水を補給するための対応	-	防火水槽への補給 淡水貯水池から	淡水貯水池 ※2 ホース 防火水槽 ※2	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「淡水貯水池から大湊側防火水槽への補給」
		防火水槽への補給 淡水タンクから	ろ過水タンク 純水タンク ホース 防火水槽 ※2	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「大湊側淡水タンクから防火水槽への補給」
		大容量送水車（海水取水用）による防火水槽への海水補給	大容量送水車（海水取水用） 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「大容量送水車による防火水槽への海水補給」
			防火水槽 ※2	自主対策設備	
		代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給	代替原子炉補機冷却海水ポンプ 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 ホース 防火水槽 ※2 可搬型代替交流電源設備 移動式変圧器 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給」
可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による防火水槽への海水補給	可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ホース 防火水槽 ※2 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「消防車による防火水槽への海水補給」		

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

表 2.1.16 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.13) (15/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
淡水タンクへ水を補給するための対応	—	淡水タンクから給 水タンクへの補給	淡水貯水池 ※2 ホース ろ過水タンク 純水タンク	自主対策設備 多様なハザード対応手順 「淡水貯水池から大湊側 淡水タンクへの補給」	
水源を切り替えるための対応	—	原子炉隔離時冷却系及び 高圧注水系の水源切替え	復水貯蔵槽 サプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書（微候ベース） 「水位確保」等
			原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
		防火水槽へ補給する水源の切替え	大容量送水車（海水取水用） 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「淡水貯水池から大湊側 防火水槽への補給」 「大湊側淡水タンクから 防火水槽への補給」 「大容量送水車による防 火水槽への海水補給」 「代替原子炉補機冷却海 水ポンプによる防火水槽 への海水補給」 「消防車による防火水槽 への海水補給」
			淡水貯水池 ※2 防火水槽 ※2 淡水タンク 代替原子炉補機冷却海水ポンプ 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) 可搬型代替交流電源設備 移動式変圧器 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	
淡水貯水池から海への水源切替え	大容量送水車（海水取水用） 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 可搬型代替注水ポンプ(A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手 順 「大容量送水車による消 防車への海水送水」 「消防車による送水（原子 炉注水）」 「消防車による送水（格納 容器スプレイ）」 「消防車による送水（デブ リ冷却）」 「消防車による送水（原子 炉ウエル注水）」 「消防車による送水（SFP 常設スプレイ）」 「消防車による送水（SFP 可搬型スプレイ）」		
	淡水貯水池 ※2	自主対策設備			

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

(n) 「1.14 電源の確保に関する手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため、代替電源から給電するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に電源を確保するための手順の例を次に示す。(表 2.1.17参照)

- ・外部電源及び非常用交流電源設備による給電が見込めない場合、非常用高圧母線D系及びC系の順に復旧し、第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機の起動操作を並行で行い、第一ガスタービン発電機で給電する。第一ガスタービン発電機による給電が行えない場合は、第二ガスタービン発電機（緊急用高圧母線経由）による給電を行う。
- ・外部電源、非常用交流電源設備、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機及び電源車（緊急用高圧母線経由）によるパワーセンターC系及びD系への給電が見込めない場合、可搬型代替交流電源設備（電源車）をパワーセンターの動力変圧器の一次側又は緊急用電源切替箱接続装置に接続し、電源を復旧する。
- ・当該号炉が外部電源、非常用交流電源設備、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機及び電源車による給電が見込めない場合、号炉間電力融通ケーブルを用いて他号炉の緊急用電源切替箱断路器から当該号炉の緊急用高圧母線までの電路を構成し、他号炉から給電する。

- ・外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に，常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電ができない場合，可搬型直流電源設備（電源車及びAM用直流125V充電器）により直流電源を必要な機器に給電する。
- ・外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備による交流電源の復旧ができない場合で，かつ可搬型直流電源設備（電源車及びAM用直流125V充電器）による直流電源の給電ができない場合，直流給電車を直流125V主母線盤Aに接続し，直流電源を給電する。

表 2.1.17 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.14) (1/5)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	-	非常用交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機 燃料デイトンク 非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線電路 原子炉補機冷却系 ※1 燃料移送ポンプ 非常用ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」
			軽油タンク	
		非常用直流電源設備による給電	直流 125V 蓄電池 C ※2 直流 125V 蓄電池 D ※2 直流 125V 充電器 C 直流 125V 充電器 D 直流 125V 蓄電池及び充電器 C～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 D～直流母線電路	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」
			直流 125V 蓄電池 A ※2 直流 125V 蓄電池 A-2 直流 125V 蓄電池 B ※2 直流 125V 充電器 A 直流 125V 充電器 A-2 直流 125V 充電器 B 直流 125V 蓄電池及び充電器 A～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 B～直流母線電路	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:直流 125V 蓄電池 A, B, C 及び D からの給電は, 運転員による操作は不要である。

表 2.1.17 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(1.14) (2/5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失)	常設代替交流電源設備による給電	第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁 第一ガスタービン発電機～非常用高压母線 C 系及び D 系電路 第一ガスタービン発電機～AM 用 MCC 電路 軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁 ホース タンクローリ (16kL)	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「第一ガスタービン発電機起動」 「M/C C・D 受電」 「第一 GTG から AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」
		第一代替交流電源設備による給電	第二ガスタービン発電機 第二ガスタービン発電機用燃料タンク 第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 第二ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁 第二ガスタービン発電機～荒浜側緊急用高压母線～非常用高压母線 C 系及び D 系電路 第二ガスタービン発電機～大湊側緊急用高压母線～非常用高压母線 C 系及び D 系電路 第二ガスタービン発電機～荒浜側緊急用高压母線～AM 用 MCC 電路 第二ガスタービン発電機～大湊側緊急用高压母線～AM 用 MCC 電路 軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁 ホース タンクローリ (16kL)	自主対策設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「緊急用 M/C から M/C C・D への電路構成」 「大湊側緊急用 M/C から M/C C・D への電路構成」 「M/C C・D 受電」 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「大湊側緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「第二 GTG による大湊側緊急用 M/C 受電」 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:直流 125V 蓄電池 A, B, C 及び D からの給電は、運転員による操作は不要である。

表 2.1.17 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.14) (3/5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失)	可搬型代替交流電源設備による給電	電源車 電源車～緊急用電源切替箱接続装置～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 電源車～動力変圧器 C 系～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用 MCC 電路 電源車～AM 用動力変圧器～AM 用 MCC 電路 電源車～代替原子炉補機冷却系電路 ※1 軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁 ホース タンクローリ (4kL)	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「緊急用 M/C から M/C C・D への電路構成」 「電源車による P/C C-1・D-1 への電路構成」 「電源車(緊急用電源切替箱 A 経由)による M/C C・D への電路構成」 「M/C C・D 受電」 「P/C C-1・D-1 受電 (P/C 動力変圧器～M/CC・D 経由)」 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「電源車 (AM 用動力変圧器) による AM 用 MCC への電路構成」 「電源車(緊急用電源切替箱 A 経由)による AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「電源車による給電 (緊急用電源切替箱 A 接続)」 「電源車による給電 (動力変圧器 C-1 接続)」 「電源車による給電 (AM 用動力変圧器接続)」 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」
			自主対策設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「他号炉 D/G による M/C C・D への電路構成 (号炉間電力融通ケーブル使用)」 「DG (A) (B) による他号炉への電力融通」 多様なハザード対応手順 「号炉間電力融通ケーブルによる電力融通」	
代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失)	号炉間電力融通電気設備による給電	号炉間電力融通ケーブル (常設) 号炉間電力融通ケーブル (可搬型) 号炉間電力融通ケーブル (常設) ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 号炉間電力融通ケーブル (可搬型) ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「他号炉 D/G による M/C C・D への電路構成 (号炉間電力融通ケーブル使用)」 「DG (A) (B) による他号炉への電力融通」 多様なハザード対応手順 「号炉間電力融通ケーブルによる電力融通」

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:直流 125V 蓄電池 A, B, C 及び D からの給電は, 運転員による操作は不要である。

表 2.1.17 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.14) (4/5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
代替直流電源設備による給電	非常用交流電源設備(全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備(蓄電池枯渇)	電 所内蓄電式直流電源設備による給電	直流 125V 蓄電池 A ※2 直流 125V 蓄電池 A-2 AM 用直流 125V 蓄電池 直流 125V 充電器 A 直流 125V 充電器 A-2 AM 用直流 125V 充電器 直流 125V 蓄電池及び充電器 A～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2～直流母線電路 AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器～直流母線電路	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「直流 125V 蓄電池切替 (A, A-2, AM 用)」 「直流 125V 充電器盤 A 受電」 「直流 125V 充電器盤 B 受電」 「直流 125V 充電器盤 A-2 受電」 「AM 用直流 125V 充電器盤受電」 「中操監視計器類復旧 (C 系)」 「中操監視計器類復旧 (D 系)」
	非常用交流電源設備(全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備(常設直流電源系統喪失)	設備による給電 常設代替直流電源	AM 用直流 125V 蓄電池 AM 用直流 125V 充電器 AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器～直流母線電路	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電」
	非常用交流電源設備(全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備(蓄電池枯渇)	可搬型直流電源設備による給電	電源車 AM 用直流 125V 充電器 電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用直流 125V 充電器～直流母線電路 電源車～AM 用動力変圧器～AM 用直流 125V 充電器～直流母線電路 軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁ホース タンクローリ (4kL) 電源車～荒浜側緊急用高圧母線～AM 用直流 125V 充電器～直流母線電路	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「電源車 (AM 用動力変圧器) による AM 用 MCC への電路構成」 「電源車 (緊急用電源切替箱 A 経由) による AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 「AM 用直流 125V 充電器盤受電」 多様なハザード対応手順 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「電源車による給電(緊急用電源切替箱 A 接続)」 「電源車による給電 (AM 用動力変圧器接続)」 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」
		直流給電車による給電	直流給電車 電源車 電源車～直流給電車～直流母線電路 軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁ホース タンクローリ (4kL)	自主対策設備 事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「直流給電車による直流 125V 主母線盤 A 給電」 多様なハザード対応手順 「直流給電車による直流 125V 主母線盤 A 給電」 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:直流 125V 蓄電池 A, B, C 及び D からの給電は、運転員による操作は不要である。

表 2.1.17 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(1.14) (5/5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書
使用した直流電源確保	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備 (蓄電池枯渇)	号炉間連絡ケーブルを	号炉間連絡ケーブル	自主対策設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」
代替所内電気設備による給電	非常用所内電気設備	代替所内電気設備による給電	緊急用断路器 緊急用電源切替箱断路器 緊急用電源切替箱接続装置 AM 用動力変圧器 AM 用 MCC AM 用切替盤 AM 用操作盤 非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系	重大事故等対処設備 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書 「第一ガスタービン発電機起動」 「第一 GTG から AM 用 MCC への電路構成」 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「大湊側緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「他号炉 D/G による AM 用 MCC への電路構成 (号炉間電力融通ケーブル使用)」 「DG (A) (B) による他号炉への電力融通」 「電源車 (AM 用動力変圧器) による AM 用 MCC への電路構成」 「電源車 (緊急用電源切替箱 A 経由) による AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「第二 GTG による大湊側緊急用 M/C 受電」 「号炉間電力融通ケーブルによる電力融通」 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「電源車による給電 (AM 用動力変圧器接続)」 「電源車による給電 (緊急用電源切替箱 A 接続)」
			荒浜側緊急用高圧母線 大湊側緊急用高圧母線	自主対策設備 多様なハザード対応手順 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」
燃料の補給	—	燃料補給設備による給油	軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁 ホース タンクローリ (16kL) タンクローリ (4kL)	重大事故等 対処設備

※1:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2:直流 125V 蓄電池 A, B, C 及び D からの給電は、運転員による操作は不要である。

- c. b. 項に示す大規模損壊への対応手順書は、万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備する。

- d. b. 項に示す大規模損壊への対応手順書については、地震、津波及び地震と津波の重畳により発生する可能性のある大規模損壊に対して、また、PRAの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故、大規模損壊への対応をも考慮する。加えて、大規模損壊発生時に、同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく、炉心注水、電源確保、放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。

- e. 発電用原子炉施設において整備する大規模損壊発生時の対応する手順については、大規模損壊に関する考慮事項等、米国におけるNEIガイドの考え方も参考とする。また、当該のガイドの要求内容に照らして発電用原子炉施設の対応状況を確認する。

2.1.2.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊に至る可能性のある事象は、基準地震動及び基準津波等の設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模の自然災害並びに故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。重大事故等時に比べてプラントが受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範囲で不確定なものとなる。そのため、発電所施設の被害状況から残存する資源等を活用し事故対応を行う。被害を受けた機器の復旧可能性の把握、判断も事故対応の方向性を決める判断要素の一つとする。残存する資源の把握、活用、復旧判断等の活動は、通常時の実務経験を踏まえた技術的能力 1.0 で示す重大事故等時の対応体制で引き続き対応する。

ただし、中央制御室の機能喪失、要員の被災及び重大事故等対処で期待する重大事故等対処設備が使用できない等の状況を想定した場合に対処できるよう、該当する部分の体制の整備、充実を図る。

大規模損壊発生時は、重大事故等を超えるような状況を想定した 2.1.2.1 項における大規模損壊発生時の対応手順にしたがって活動を行うことを前提とし、中央制御室が機能喪失するような場合にも的確かつ柔軟に対処できるよう、重大事故等対策では考慮されていない大規模損壊に対する脆弱性を補完する手順書を用いた活動を行うための体制を整備する。

また、中長期的な対応が必要となる場合や発電所の複数の発電用原子炉施設で同時被災した場合にも対応できる体制を整備する。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等及び大規模損壊が発生した場合でも速やかに対策を行えるよう、次の体制を整備する。

- 発電所構内に緊急時対策要員、運転員、自衛消防隊合わせて常時 100 名確保し、分散して待機する。また、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室（運転員を含む）が機能しない場合においても、対応できる体制を整備する。
- 火災発生時の初期消火活動に対応するため、自衛消防隊初期消火班についても発電所に常時確保する。
- 重大事故等及び大規模損壊の対応で、高線量下における対応が必要な場合においても、社員で対応できるよう緊急時対策要員を確保する。
- 緊急時対策要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる緊急時対策要員で、安全が確保できる発電用原子炉の運転状態に移行する。

(1) 福島第一原子力発電所事故対応の課題と対策

a. 福島第一原子力発電所事故対応の課題

当社福島第一原子力発電所事故対応では発電所対策本部の指揮命令が混乱し、迅速・的確な意思決定ができなかったが、緊急時活動や体制面における課題及び、それぞれの課題に対する必要要件を表 2.1.18 に示す。

表 2.1.18 福島第一原子力発電所事故対応の課題と必要な要件

課 題	必要な要件 (表 2.1.19 参照)
自然災害と同時に起こり得る複数の発電用原子炉施設の同時被災を想定した備えが十分でなかった。	①複数施設の同時被災, 中長期的な対応を考慮した要員体制を構築する。
事故の状況や進展が個別の号炉ごとに異なるにも関わらず、従前の機能班単位で活動した。	②号機班を設け号炉単位に連絡体制を密にする。
中央制御室と発電所対策本部の間, 発電所対策本部と本社対策本部の間において機器の動作状況等を正しく共有できなかった。	③中央制御室と発電所対策本部間の通信連絡設備を強化する。 ④情報共有ツールの活用により情報共有を図る。
発電所長が全ての班 (12 班) を管理するフラットな体制で緊急時対応を行っていたため、あらゆる情報が発電所対策本部の本部長 (発電所長) に報告され、情報が輻輳し混乱した。	⑤発電所長が直接監督する人数を減らす。(監督限界の設定) ④情報共有ツールを活用し、情報共有することにより、本部における発話を制限する。
発電所長からの権限委譲が適切でなく、ほとんどの判断を発電所長が行う体制となっていた。	⑥発電所長の権限を下部組織に委譲する。
本来復旧活動を最優先で実施しなくてはならない発電所の要員が、対外的な広報や通報の最終的な確認者となり、復旧活動と対外情報発信活動の両立を求められた。	⑦対外対応を専属化し、発電所長の対外発信や広報の権限を委譲する。 ⑧対外対応活動を本社対策本部に一元化する。
公表の遅延、情報の齟齬、関係者間での情報共有の不足等が生じ、事故時の対外公表・情報伝達が不十分だった。	④情報共有ツールの活用により情報共有を図る。 ⑦対外対応を専属化し、発電所長の対外発信や広報の権限を委譲する。
本社対策本部が、発電所対策本部に事故対応に対する細かい指示や命令、コメントを出し、発電所長の判断を超えて外部の意見を優先したことで、発電所対策本部の指揮命令系統を混乱させた。	⑨現場決定権は発電所対策本部に与え本社対策本部は支援に徹する。 ⑩指揮命令系統を明確化し、それ以外の者からの指示には従わない。
官邸から発電所長へ直接連絡が入り、発電所対策本部を混乱させた。	⑪外部からの問合せ対応は本社対策本部が行い、外部からの発電所への直接介入を防止する。
緊急時対応に必要な作業を当社社員が自ら持つべき技術として設定していなかったことから、作業を自ら迅速に実行できなかった。	⑫外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるように可搬型代替注水ポンプやホイールローダ等をあらかじめ配備し、運転操作を習得する。

課 題	必要な要件（表 2.1.19 参照）
地震・津波による発電所内外の被害と放射性物質による屋外の汚染により、事故収束対応のための資機材の迅速な輸送、受け渡しができなかった。	⑬ 後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠点を速やかに立ち上げられるよう、拠点を整備し、あらかじめ派遣する人員を決める。
	⑬ 汚染エリアでの輸送にも従事できるよう、輸送部隊に放射線教育を実施する。
本社は、資材の迅速な準備、輸送、受け渡しで十分な支援ができなかった。	⑬ 本社は、災害発生後、発電所が必要としている資機材を迅速に送ることができるよう、調達・輸送面に関する運用を手順化する。
通常の管理区域以上の状態が屋外にまで拡大したため、放射線管理員が不足した。	⑫ 社員に対して放射線計測器の取扱研修を行い、放射線管理補助員を育成する。

※ 当社の社内事故調報告書（福島原子力事故調査報告書）や、「福島原子力事故の総括及び原子力安全改革プラン」以外にも、以下に示すような報告書が公表されており、これらの中には当社が取り組むべき有益な提言が含まれていると認識している。

- ・ 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 最終報告（政府事故調）
- ・ 東京電力福島原子力発電所事故調査委員会報告書（国会事故調）
- ・ 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について（原子力安全・保安院）
- ・ 「福島第一」事故検証プロジェクト最終報告書（大前研一）
- ・ Lessons Learned from the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (INPO)
- ・ 福島原発事故独立検証委員会 調査・検証報告書（民間事故調）

b. 原子力防災組織に必要な要件の整理

柏崎刈羽原子力発電所及び本社の原子力防災組織は、福島第一原子力発電所での課題を踏まえ、発電所の複数の発電用原子炉施設で同時に重大事故等が発生した場合及び重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合でも対応できるようにするため、当社の原子力防災組織へ反映すべき必要要件及び要件適用の考え方を表 2.1.19 に整理した。

表 2.1.19 当社原子力防災組織へ反映すべき必要な要件と要件適用の考え方

必要な要件（対応策）		当社の原子力防災組織への要件適用の考え方
組織構造上の要件	①複数施設同時被災，中長期的な対応ができる体制の構築	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所対策本部要員を増強。 ・交替して中長期的な対応を実施。
	②中央制御室ごとの連絡体制の構築	<ul style="list-style-type: none"> ・号機班の設置。 （プラント状況の様相・規模に応じて縮小・拡張する）
	⑤監督限界の設定	<ul style="list-style-type: none"> ・指示命令が混乱しないよう，現場指揮官を頂点に，直属の部下は最大7名以下に収まる構造を大原則とする。 ・原子力防災組織に必要な機能を以下の5つに定義し，統括を新規に設置。
	⑦対外対応の専属化	<ol style="list-style-type: none"> 1. 意思決定・指揮 2. 対外対応 3. 情報収集と計画立案 4. 現場対応 5. ロジスティック，リソース管理 <ul style="list-style-type: none"> ・対外対応に関する責任者や専属の対応者の配置。
組織運営上の要件	⑨現場決定権を発電所長に与える。	<ul style="list-style-type: none"> ・最終的な対応責任は現場指揮官に与え，現場第一線で活動する者以外は，たとえ上位職位・上位職者であっても現場のサポートに徹する役割とする。 ・必要な役割や対応について，あらかじめ本部長の権限を統括に委譲することで，自発的な対応を行えるようにする。 ・本社から発電所への介入は行わない。
	⑥発電所長の権限を下部組織に委譲	
	⑩指揮命令系統の明確化	
	⑧対外対応活動を本社対策本部に一本化	<ul style="list-style-type: none"> ・本社対策本部に対外対応に関する責任者と専属の対応者を配置し，広報，情報発信を一本化する。 ・外部からの問合せは全て本社が行い，発電所への直接介入を防止する。
	⑪外部からの対応の本社一元化	
	④情報共有ツールの活用	<ul style="list-style-type: none"> ・縦割りの指示命令系統による情報伝達に齟齬がでないよう，全組織で同一の情報を共有するための情報伝達・収集様式（テンプレート）の統一や情報共有のツールを活用する。 ・これに伴い，本部における発話を制限する（情報錯綜の防止）。
	⑫現場力の強化	<ul style="list-style-type: none"> ・外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるように可搬型代替注水ポンプやホイールローダ等をあらかじめ配備し，運転操作を習得する。 ・放射線管理補助員を育成する。
⑬発電所支援体制の構築	<ul style="list-style-type: none"> ・後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠点を速やかに立ち上げられるよう，拠点を整備し，あらかじめ派遣する人員を決める。 ・輸送を行う協力企業に放射線教育を実施する。 ・本社は，災害発生後，発電所が必要としている資機材を迅速に送ることができるよう，調達・輸送面に関する運用を手順化する。 	

※表 2.1.18 における対応策③は設備対策のため，本表には記載せず。

なお、当社の原子力防災組織へ反映すべき必要な要件の整理に当たり、弾力性をもった運用が可能である、米国の消防、警察、軍等の災害現場・事件現場等における標準化された現場指揮に関するマネジメントシステム [ICS¹ (Incident Command System)] を参考にしている。ICS の主な特徴を表 2. 1. 20 に示す。

表 2. 1. 20 ICS の主な特徴

特徴	対応する要件※
<p><u>・災害規模に応じて拡大・縮小可能な組織構造</u></p> <p>基本的な機能として、Command (指揮)、Operation (現場対応)、Planning (情報収集と計画立案)、Logistics (リソース管理)、Finance/Administration (経理、総務) がある。可能であれば現場指揮官が全てを実施しても構わないが、対応規模等、必要に応じ独立した班を組織する。規模の拡大に応じ、組織階層構造を深くする形で組織を拡張する。</p>	① ② ⑤
<p><u>・監督限界の設定 (3～7名程度まで)</u></p> <p>Incident Commander (現場指揮官) を頂点に、直属の部下は3～7名の範囲で収まる構造を大原則とする。本構造の持つ意味は、一人の人間が緊急時に直接指揮命令を下せる範囲は経験的に7名まで (望ましくは5名まで) であることに由来している。</p>	⑤
<p><u>・直属の上司の命令のみに従う指揮命令系統の明確化</u></p> <p>自分の直属の組織長からブリーフィングを受けて各組織のミッションと自分の役割を確実に理解する。善意であっても、誰の指示も受けず勝手に動いてはならない。反対に、指揮命令系統上にいない人物からの指示で動くこともしてはならない。</p>	⑩
<p><u>・決定権を現場指揮官に与える役割分担の明確化</u></p> <p>最終的な対応責任は現場指揮官に与え、たとえ上位組織・上位職者であっても周辺はそのサポートに徹する役割を分担する (米国の場合、たとえ大統領であっても現場指揮官に命令することはできない)。</p>	⑨
<p><u>・全組織レベルでの情報共有を効率的に行うための様式やツールの活用</u></p> <p>縦割りの指揮命令系統による情報伝達の齟齬を補うために、全組織で同一の情報を共有するための情報伝達・収集様式の統一や情報共有のためのツールを活用する。</p>	④
<p><u>・技量や要件の明確化と維持のための教育・訓練の徹底</u></p> <p>日本の組織体制では、役職や年次による役割分担が一般的だが、ICS では各役割のミッションを明確にし、そこにつく者の技量や要件を明示、それを満たすための教育/訓練を課すことで「その職務を果たすことができる者」がその役職に就く運用となっている。</p>	⑫
<p><u>・現場指揮官をサポートする指揮専属スタッフの配置</u></p> <p>現場指揮官の意思決定をサポートする役割を持つ指揮専属スタッフを設けることができる。(指揮専属スタッフは、現場指揮官に変わって意思決定は行わない立場であるが、与えられた役割に対し部門横断的な活動を行うことができる点で現場指揮官と各機能班の指揮命令系統とは異なった特徴を有している。)</p>	—

※対応する要件のうち、③は設備対策のため、⑦、⑧、⑩、⑬は、ICS の特徴に整理できないため上表に記載していない。なお、⑦、⑧、⑩は対外対応機能を分離し、本社広報、情報発信を一本化することで対応。⑬については本社に発電所支援機能を独立させ強化することで対応。(詳細は次ページ以降参照)

¹ 参考文献：

- ・「3. 11 以降の日本の危機管理を問う」(神奈川大学法学研究所叢書 27) 務台俊介編著、レオ・ボスナー/小池貞利/熊丸由布治著 発行所：(株) 晃洋書房 2013. 1. 30 初版
- ・21st Century FEMA Study Course:-Introduction to Incident Command System, ICS-100, National Incident Management System (NIMS), Command and Management (ICS-100. b) / FEMA / 2011. 6
- ・「緊急時総合調整システム Incident Command System (ICS) 基本ガイドブック」永田高志/石井正三/長谷川学/寺谷俊康/水野浩利/深見真希/レオ・ボスナー著 発行元：公益社団法人日本医師会 2014. 6. 20 初版

ICSは、これらの特徴を持つことから、たとえ想定を超えるような事態を迎えても、柔軟に対応し事態を收拾することを目的とした弾力性を持ったシステムであり、当社の原子力防災組織へ反映すべき必要な要件におおむね合致していると考えている。

c. 具体的な改善策

当社の原子力防災組織の具体的な改善策について以下に記す。(図 2.1.4～2.1.8 参照)

(a) 組織構造上の改善

- 基本的な機能として5つの役割にグルーピング。
- 指揮命令が混乱しないよう、また、監督限界を考慮し、指揮官(本部長)の直属の部下(統括)を7名以下、統括の直属の部下(各班の班長)も7名以下となるよう組織を構成。班員についても役割に応じたチーム編成とすることで、班長以下の指揮命令系統にも監督限界を配慮(例:総務班の場合は、厚生チーム、警備チーム、医療チーム、総務チーム等、役割ごとに分類)。
- 号機班は、プラント状況の様相・規模に応じて縮小、拡張可能なよう号炉ごとに配置。
- ロジスティック機能を計画立案、現場対応機能から分離。
- 対外対応に関する責任者として対外対応統括を配置。
- 社外対応を行う要所となるポジションにはリスクコミュニケーターを配置。
- 現場指揮官の意志決定をサポートする役割を持つ指揮専属スタッフとして安全監督担当を配置。現場の安全性について、指揮官(本部長)に助言を行うとともに、現場作業員の安全性を確保するために協働し、緊急時対策要員の安全確保に努める役割を担う。安全監督担当は、部門横断的な活動を行うことができる点で本部長、統括と各機能班長の指揮命令系統とは異なった位置づけとなっており、現場作業員の安全性に関し、各統括・班長に対して是正を促すことができる。

(b) 組織運営上の改善

- 指揮命令系統上にいない人物からの指示で動くことがないようにする。
- 最終的な対応責任は発電所対策本部にあり、重大事故等時における本社対策本部の役割は、事故の収束に向けた発電所対策本部の活動の支援に徹すること、現地の発電所長からの支援要請に基づいて活動することを原則とし、事故対応に対する細かい指示や命令、コメントの発信を行わ

ない。

- 必要な役割や対応について、あらかじめ本部長の権限を委譲することで、各統括や班長が自発的な対応を行えるようにする。
- 発電所の被災状況や、プラントの状況を共有する社内情報共有ツール（チャット、COP（Common Operational Picture））を整備することにより、発電所や本社等の関係者に電話や紙による情報共有に加え、より円滑に情報を共有できるような環境を整備する。（図 2.1.9 参照）
- TV 会議で共有すべき情報は、全員で共有すべき情報に限定する等、発話内容を制限することで、適切な意思決定、指揮命令を行える環境を整備する。
- 発電所対策本部及び本社対策本部間の情報共有は、TV 会議システム、社内情報共有ツールと併せて、同じミッションを持つ統括、班長同士で通信連絡設備を使用し、連絡、情報共有を行う。
- 外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるように可搬型代替注水ポンプやホイールローダ等をあらかじめ配備し、運転操作を習得。
- 本社は、後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠点を速やかに立ち上げられるよう、拠点を整備し、あらかじめ派遣する人員を決める。
- 本社は、災害発生後、発電所が必要としている資機材を迅速に送ることができるよう、調達・輸送面に関する運用をあらかじめ手順化。

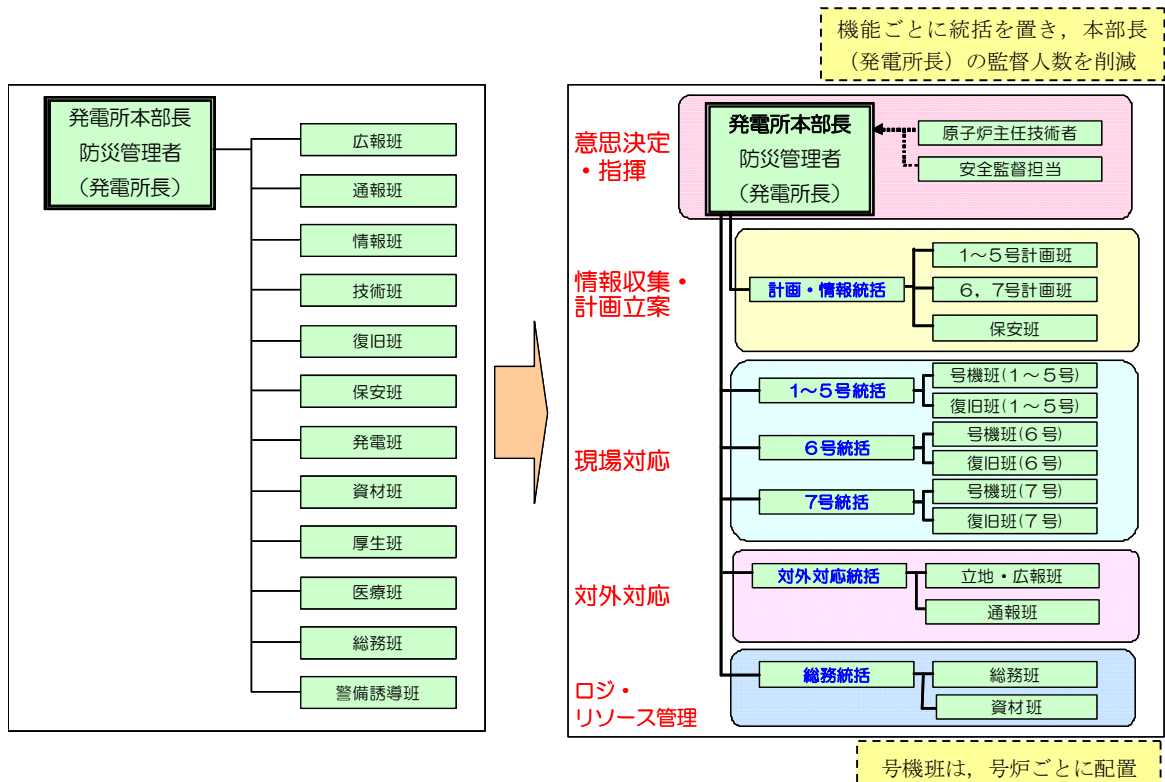


図 2.1.4 柏崎刈羽原子力発電所の原子力防災組織の改善

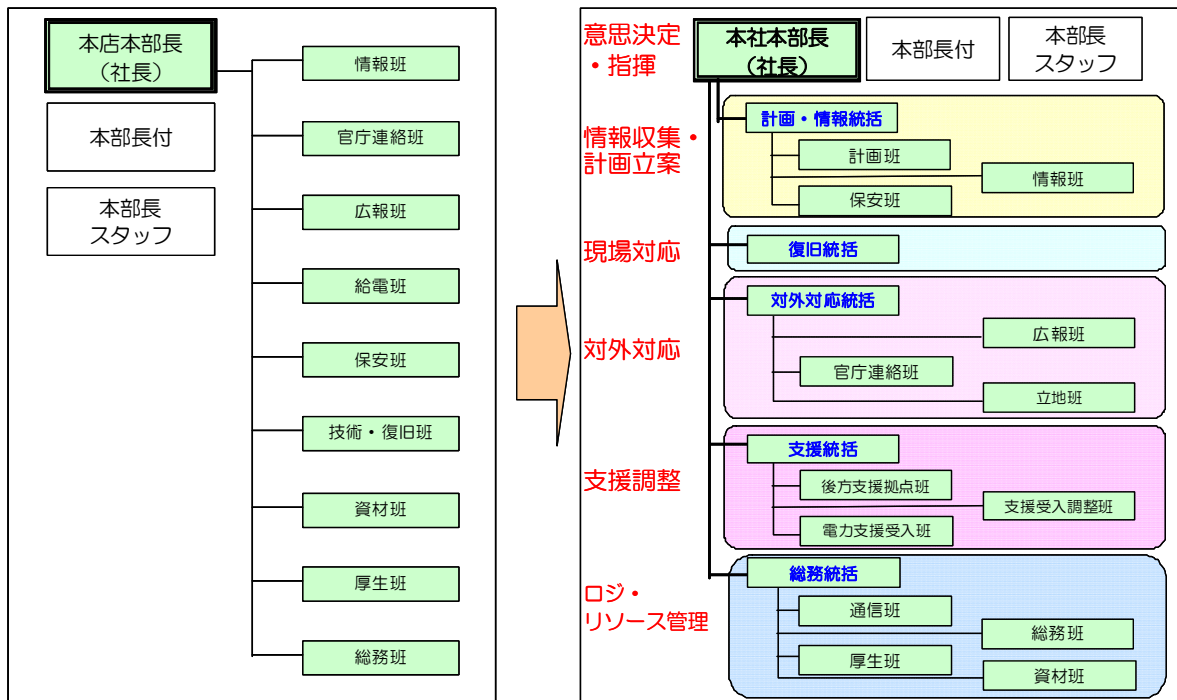
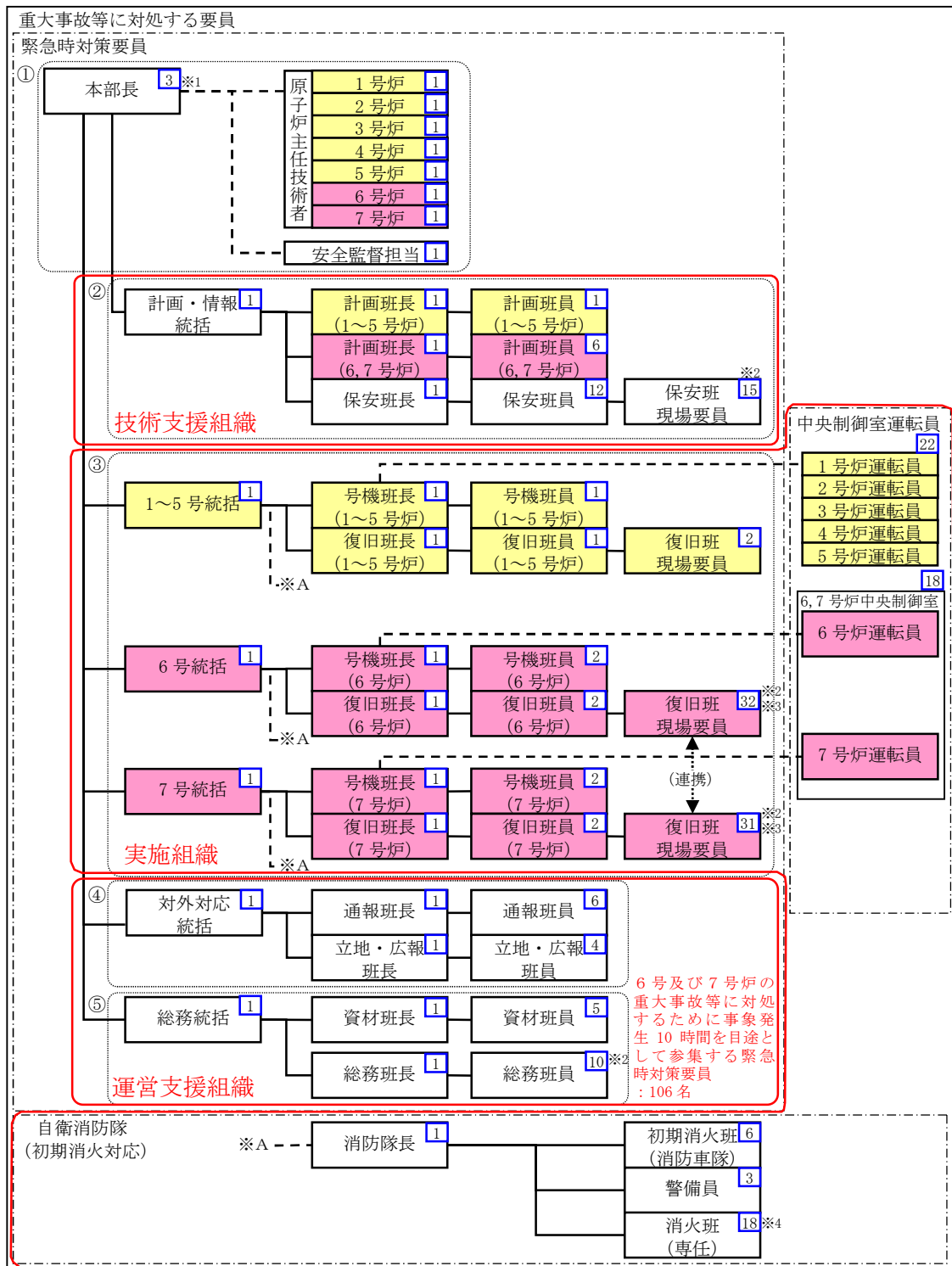


図 2.1.5 本社の原子力防災組織の改善



※1 本部付含む。
 ※2 班員については役割に応じたチームを編成する。
 ※3 復旧班現場要員は、6号及び7号炉の共用設備の対応を行う現場対応要員も含まれおり、いずれかに所属させていることから人数が異なっている。
 ※4 消火班は、火災の規模に応じ召集する。

■：1~5号炉対応要員
 ■：6号又は7号炉対応要員
 □：1~7号炉共通対応要員
 □：人数を示す

図 2.1.6 柏崎刈羽原子力発電所 原子力防災組織 体制図

(第2次緊急時態勢・参集要員召集後 6号及び7号炉ともに運転中の場合)

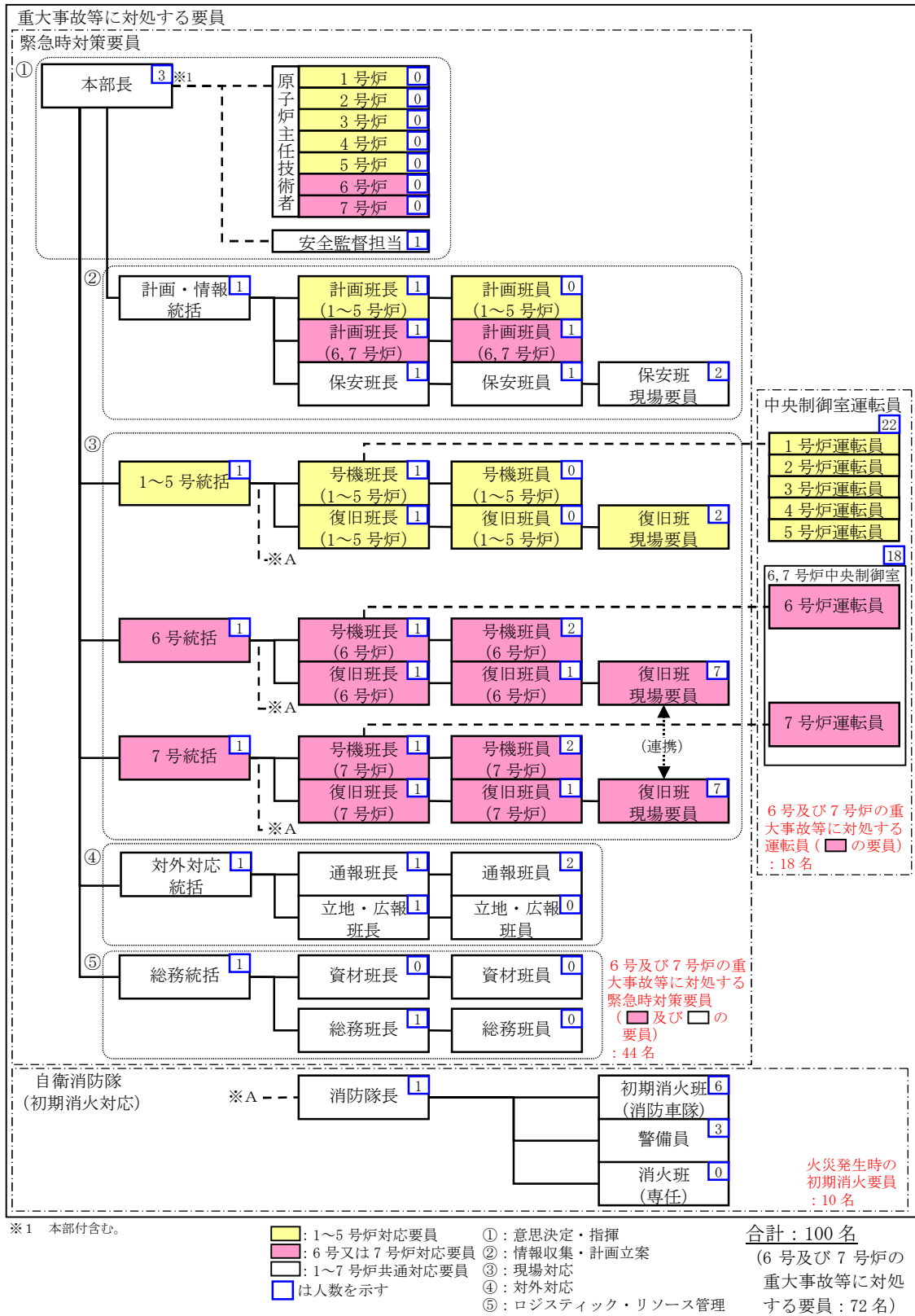
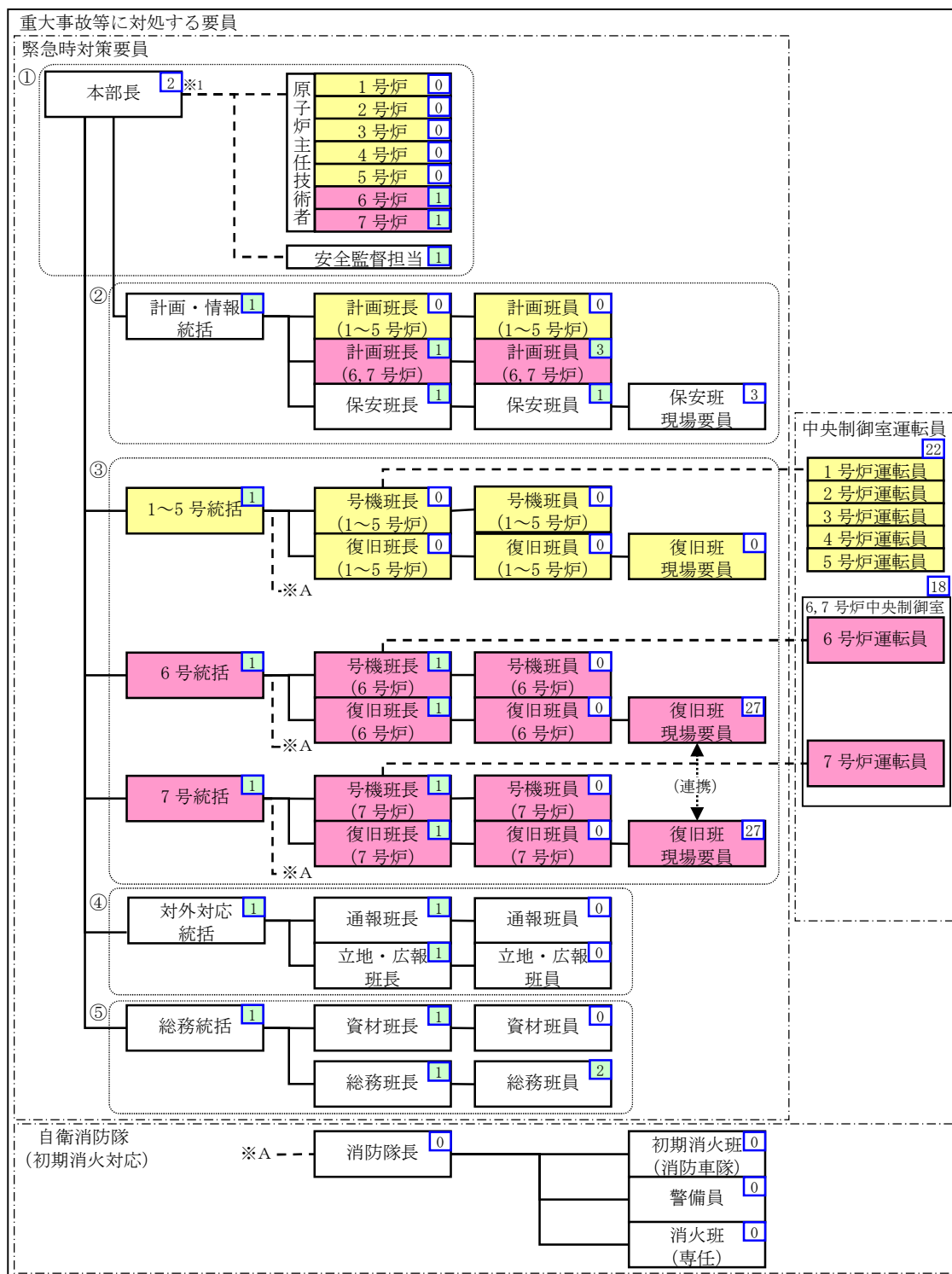


図 2.1.7 柏崎刈羽原子力発電所 原子力防災組織 体制図

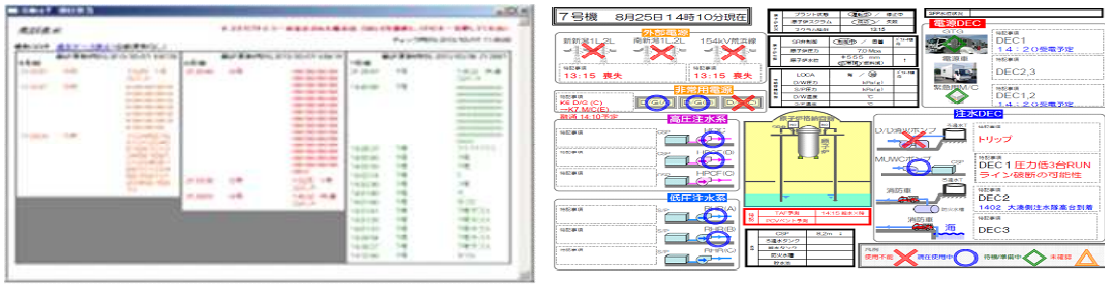
(夜間及び休日 (平日の勤務時間帯以外) 6号及び7号炉ともに運転中の場合)



※1 本部付含む。

- : 1~5号炉対応要員
- : 6号又は7号炉対応要員
- : 1~7号炉共通対応要員
- : は人数を示す
- : は交替要員あり
- ① : 意思決定・指揮
- ② : 情報収集・計画立案
- ③ : 現場対応
- ④ : 対外対応
- ⑤ : ロジスティック・リソース管理

図 2.1.8 柏崎刈羽原子力発電所 原子力防災組織 体制図
(プルーム通過時)



社内情報共有ツール（チャット）

社内情報共有ツール（COP）

※ 緊急時組織の運用については、訓練を通じて改善を図っていることから、今後変更となる可能性がある。

図 2.1.9 社内情報共有ツール

d. 改善後の効果について

原子力防災組織の改善により、以下の効果が期待できると考えている。

- ・ 指揮命令系統が機能ごとに明確になる。
- ・ 管理スパンが設定されたことにより、指揮者（特に本部長）の負担が軽減され、指揮者は、プラント状況等を客観的に俯瞰し、指示が出せるようになる。
- ・ 本部長から各統括に権限が委譲され、各統括の指示の下、各機能班が自律的に自班の業務に対する検討・対応を行うことができるようになる。
- ・ 運用や情報共有ツール等を改善することにより、発電所対策本部、各機能班のみならず、本社との情報共有がスムーズに行えるようになる。

(2) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練の実施

大規模損壊への対応のための運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊への教育及び訓練については、技術的能力 1.0 で示す重大事故等対策にて実施する教育及び訓練を基に、大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。教育及び訓練は、各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するために実施する。必要となる力量を表 2.1.21 に示す。また、大規模損壊発生時に対応する発電所対策本部とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施する。

大規模損壊のような過酷な状況下で対応するためには、更に下記事項を実施することで不測の事態にも対処することが可能となる。

- a. 運転員及び緊急時対策要員については、要員の役割に応じて付与される力量に加え、例えば要員の被災等が発生した場合においても、優先順位の高い緩和措置の実施に遅れが生じることがないように、臨機応変な配員変更に対応できる知識及び技能習得による要員の多能化を計画的に実施する。多能化に当たっては、重大事故等時の要員の動線を考慮して多能化の組み合わせを決定する。また、緊急時対策要員は、本来の役割と異なる役割を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に担う場合があるため、技術的能力1.0で示す重大事故等対策にて実施する教育及び訓練に基づき該当者の多能化を図る。加えて、要員が負傷する等により役割を実行できなくなった場合には、同じ機能を担務する下位の職位の要員が代行するか、又は上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務することになるため、代行若しくは兼務対象者に対して必要な教育を実施する。
- b. 原子力防災管理者及びその代行者を対象に、通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。
- c. 発電所構内の要員を最大限に活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。
- d. 大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための個別訓練を、訓練ごとに実施頻度を定めて実施する。
- e. 事故時の対応や事故後の復旧を迅速に行うため、重大事故等及び大規模損壊発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し放射線防護具を使用した事故時対応訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練を実施する。
- f. 大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施する。

教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、次のとおりとし、この考え方にに基づき教育訓練の計画を定め、実施する。

- ・ 各要員の役割に応じた教育及び訓練を年1回以上実施することにより、各手順を習熟させ、力量の維持・向上を図る。あわせて力量が維持されていることを確認する。

- ・各要員の力量評価の結果に基づき教育及び訓練の有効性評価を行い、年1回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育及び訓練については、年2回以上実施する。
- ・大規模損壊の緩和措置における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作について、必要な要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練を効果的かつ確実に実施する。
- ・教育及び訓練の実施結果により、手順、資機材及び体制について改善要否を評価し、必要により手順、資機材の改善、教育及び訓練計画への反映を行い、力量を含む対応能力の向上を図る。
- ・あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な緊急時対策要員を非常召集できるよう、定期的に連絡訓練を実施する。

表 2.1.21 大規模損壊発生時の対応に係る発電所要員の力量管理について

要員	必要な作業	必要な力量
緊急時対策要員 ・本部長、各統括及び技術スタッフ	○発電所における災害対策活動の実施	○事故状況の把握 ○対応判断 ○適確な指揮 ○各班との連携
緊急時対策要員 ・上記以外の要員	○発電所における災害対策活動の実施（統括／班長指示による） ○関係箇所への情報提供 ○各班要員の活動状況把握	○所掌内容の理解 ○対策本部との情報共有 ○各班との連携
運転員	○事故状況の把握 ○事故拡大防止に必要な運転上の措置 ○除熱機能等確保に伴う措置	○確実なプラント状況把握 ○運転操作 ○事故対応手順の理解
実施組織 （自衛消防隊含む）	○復旧対策の実施 ・資機材の移動、電源車による給電、原子炉圧力容器への注水、使用済燃料プールへの注水等 ○消火活動	○個別手順の理解 ○資機材の取り扱い ○配置場所の把握
支援組織	○事故拡大防止対策の検討 ○資材の調達及び輸送 ○放射線・放射能の状況把握 ○社外関係機関への通報・連絡	○事故状況の把握 ○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取り扱い

(3) 大規模損壊発生時の体制

技術的能力 1.0 で整備する発電所対策本部体制に加え、下記事項を考慮したものとする。

- 大規模損壊発生時の不確実性にも対処できるよう、運転員以外の発電所

職員について、原則として全員を緊急時対策要員とするとともに、他号炉の運転員による応援が可能な体制を整備する。

- b. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等及び大規模損壊のような原子力災害が発生した場合にも、速やかに対策の対応を行うため、発電所構内に緊急時対策要員、運転員及び自衛消防隊合わせて常時 100 名確保し、大規模損壊発生時は本部長代行が初動の指揮を執る体制を整備する。
また、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室（6号及び7号炉運転員を含む）が機能しない場合もあらかじめ想定し、緊急時対策要員で役割を変更する要員に対して事前に周知しておくことで混乱することなく迅速な対応を可能とする。
- c. 大規模損壊発生時において、緊急時対策要員として参集が期待される社員寮、社宅の緊急時対策要員の発電所へのアクセスルートは複数確保し、その中から通行可能なルートを選択し発電所へ参集する。なお、プラント状況が確実に入手できない場合は、あらかじめ定めた集合場所にて、発電所の状況等の確認を行った後、発電所へ参集する。
- d. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、大規模な自然災害が発生した場合には、上記アクセスルートによる社員寮、社宅等からの参集に時間を要する可能性があるが、その場合であっても、発電所構内に分散待機する緊急時対策要員により優先する対応手順を必要とする要員数未滿で対応することで当面の間は事故対応を行えるよう多能化を図る。

(4) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的考え方

大規模損壊発生時には、通常原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、発電所構内に勤務している緊急時対策要員により指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊発生時に対応するための体制を次の基本的な考え方に基づき整備する。

- a. 大規模損壊への対応に必要な要員を常時確保するため、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊初期消火班は、地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分

散して待機する。また、地震、津波等の大規模な自然災害によって、待機場所への影響が考えられる場合は、屋外への退避及び高台への避難等を行う。なお、建物の損壊等により要員が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることを基本とする。

- b. 地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることで体制を維持する。
- c. 6号及び7号炉同時被災時には、6号及び7号炉の原子炉主任技術者は、それぞれ担当する号炉の保安監督を誠実かつ最優先に行う。また、大規模損壊の緩和措置の実施に当たり保安上必要な場合は、実施組織（所長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。
- d. プルーム放出時は、大規模損壊対応への指示を行う緊急時対策要員と発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な緊急時対策要員は緊急時対策所、運転員は中央制御室待避室にとどまり、その他の緊急時対策要員及び自衛消防隊は発電所構外へ一時退避し、その後、発電所対策本部本部長（所長）の指示に基づき再参集する。
- e. 大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合、発電所対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、自衛消防隊は消火活動を実施する。また、発電所対策本部本部長（所長）が、事故対応を実施又は継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、緊急時対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で消火活動に従事させる。なお、発電所対策本部の体制が整った後は、本部長の判断により、自衛消防組織を立ち上げし、自衛消防隊による消火活動を実施する。

(5) 大規模損壊発生時の対応拠点

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合において、本部長を含む発電所対策本部の緊急時対策要員等が対応を行う拠点は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を基本とする。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の健全性（居住性確保、通信連絡機能等）が確認できない場合は、代替可能な

スペース及び必要に応じて風雨を凌ぐための資機材を活用することにより発電所対策本部の指揮命令系統を維持する。

また、運転員の拠点については、中央制御室が機能している場合は中央制御室とするが、中央制御室が機能していない場合や火災等により運転員に危険が及ぶおそれがある場合は、施設の損壊状況、対応可能な要員等を勘案し発電所対策本部が適切な拠点を選定する。

(6) 大規模損壊発生時の支援体制の確立

a. 本社緊急時対策本部体制の確立

大規模損壊発生時における本社対策本部の設置による発電所への支援体制は、技術的能力 1.0 で整備する支援体制と同様である。

b. 外部支援体制の確立

大規模損壊発生時における外部支援体制は、技術的能力 1.0 で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。

2.1.2.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え、2.1.2.1 項における大規模損壊発生時の対応手順にしたがって活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。

原子力災害発生時における資機材等の配備は、技術的能力 1.0 で整備する。

(1) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

可搬型重大事故等対処設備は、技術的能力 1.0 で想定する自然現象による影響等に加え、下記の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響等を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる場所に保管するとともに、設計基準事故対処設備と共通要因によって同時に必要な機能が損なわれないよう、次の考え方に基づいて保管する。

- a. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、基準地震動を超える地震動に対して、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。
- b. 可搬型重大事故等対処設備は、基準津波を超える津波に対して裕度を有す

る高台に保管する。

- c. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮して、関連する常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が設置されている原子炉建屋から100m以上離隔をとって当該建屋と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。
- d. 可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管する。原子炉建屋外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備は、アクセスルートを確認した複数の接続口を設ける。
- e. 地震、津波、大規模な火災等の発生に備え、アクセスルートを確認するために、速やかに消火及びがれき撤去ができる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。

(2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材と基本的な考え方に差異はない。

資機材は、炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境、大規模な火災の発生した環境を考慮するとともに、大規模な自然災害等により外部支援が受けられない状況を想定し必要な数量を配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉建屋から100m以上離隔をとった場所に、分散して配備する。必要な資機材には次を含む。

- a. 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。
- b. 地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災、又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）や放水砲等の消火設備を配備する。
- c. 炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境下において、事故対応のために着用するマスク、高線量対応防護服、個人線量計等の必要な資機材を配備する。

- d. 大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具，線量計，食料等の資機材を確保する。
- e. 大規模損壊発生時において，指揮者と現場間，発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため，多様な複数の通信連絡設備を整備する。
また，通常の通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として，衛星電話設備，無線連絡設備，携帯型音声呼出電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備する。

2.1.3 まとめ

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより、プラント監視機能の喪失、建屋の損壊に伴う広範囲な機能の喪失等の大規模な損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合の対応措置として、プラント内において有効に機能する運転員を含む人的資源、設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備等の物的資源及びその時点で得られる発電所構内外の情報を活用することにより、様々な事態において柔軟に対応できる「手順書の整備」、「体制の整備」及び「設備・資機材の整備」を行う方針とする。

「手順書の整備」においては、大規模な火災の発生に伴う消火活動を実施する場合及びプラントの状況把握が困難である場合も考慮し、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有するものとして整備する。

「体制の整備」においては、指揮命令系統が機能しなくなる等の通常の体制の一部が機能しない場合を考慮した対応体制を構築するとともに、原子力防災組織の実効性等を確認するため、大規模損壊となる種々の想定に対して本部要員が対応方針を決定し指示を出すまでの図上訓練、緊急時対策要員が必要となる力量を習得及び維持するための教育・訓練を実施する。

「設備・資機材の整備」においては、可搬型重大事故等対処設備は、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう、発電所の敷地特性を活かし、構内の高台に分散配置するとともに、原子炉建屋から離隔距離を置いて配備する。

大規模損壊への対応として整備する「手順書」、「体制」及び「設備・資機材」については、今後とも新たな知見や教育・訓練の結果を取り入れることで、継続的に改善を図っていく。

大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然現象の
抽出プロセスについて

1. 外部事象の収集

柏崎刈羽原子力発電所での設計上考慮すべき事象の選定に当たっては、安全性の観点から考慮すべき外部現象を幅広く検討するために、以下の資料を参考に網羅的に自然現象 55 事象（表 1 参照）の収集を行った。

類似・随件事象の観点から前述の収集事象を整理した結果、自然現象 44 事象（表 2 参照）を選定した。

- a. 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」(制定 平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 1306193 号 原子力規制委員会決定)
- b. 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（制定 平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 1306194 号 原子力規制委員会決定）
- c. NUREG/CR-2300 “PRA Procedures Guide”, NRC, January 1983
- d. Specific Safety Guide (SSG-3) “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010

さらに、日本の自然現象における実例（資料 e）や、米国の原子力発電設備の維持基準に引用されている米国機械学会の規格（資料 f）、また、関連して、FLEX や大規模損壊事象を取り上げている米国 NEI のガイド(資料 g, h) で取り上げられている事象を収集することによって、網羅性を確保した。

- e. 「日本の自然災害」国会資料編纂会 1998 年
- f. ASME/ANS RA-S-2008 “Standard for Level 1/Large Early Release Frequency probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”
- g. DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI-12-06 August 2012)
- h. B.5.b Phase 2 & 3 Submittal Guideline (NEI-06-12 December 2006)-2011.5 NRC 公表

表1 文献より収集した自然現象 (1/2)

No.	外部事象	外部事象を抽出した文献等*							
		a	b	c	d	e	f	g	h
1-1	凍結	○	○	○	○	○	○	○	
1-2	隕石			○	○		○	○	
1-3	降水 (豪雨 (降雨))	○	○	○	○	○	○	○	
1-4	河川の迂回	○		○	○		○	○	
1-5	砂嵐 (塩を含んだ嵐)			○	○		○	○	
1-6	静振			○			○	○	
1-7	地震活動	○	○	○	○	○	○	○	
1-8	積雪 (豪風雪)	○	○	○	○	○	○	○	
1-9	土壌の収縮又は膨張			○			○	○	
1-10	高潮			○	○	○	○	○	
1-11	津波	○	○	○	○	○	○	○	
1-12	火山 (火山活動・降灰)	○	○	○	○	○	○	○	
1-13	波浪・高波			○	○	○	○	○	
1-14	雪崩			○	○	○	○	○	
1-15	生物学的事象	○	○		○		○	○	
1-16	海岸侵食			○			○	○	
1-17	干ばつ			○	○	○	○	○	
1-18	洪水 (外部洪水)	○		○	○	○	○	○	
1-19	風 (台風) (暴風 (台風))	○	○	○	○	○	○	○	
1-20	竜巻	○	○	○	○		○	○	
1-21	濃霧			○			○	○	
1-22	森林火災	○	○	○	○	○	○	○	
1-23	霜, 白霜			○	○	○	○	○	
1-24	草原火災							○	
1-25	ひょう, あられ			○	○	○	○	○	
1-26	極高温			○	○	○	○	○	
1-27	満潮			○	○		○	○	
1-28	ハリケーン			○	○		○	○	
1-29	氷結, 結氷板			○	○		○	○	
1-30	氷晶				○			○	
1-31	氷壁				○				
1-32	土砂崩れ (山崩れ, がけ崩れ)					○			
1-33	落雷	○	○	○	○	○	○	○	
1-34	湖又は河川の水位低下			○	○		○	○	
1-35	湖又は河川の水位上昇			○	○	○			
1-36	陥没, 地盤沈下, 地割れ	○			○	○		○	
1-37	極限的な圧力 (気圧高/低)				○				
1-38	靄				○				
1-39	塩害, 塩雲	○			○				
1-40	地面の隆起	○			○	○			
1-41	動物				○				
1-42	地滑り	○		○	○	○	○	○	
1-43	カルスト				○				
1-44	地下水 (浸食, 多量/枯渇)	○			○				
1-45	海水面低				○				
1-46	海水面高				○	○			
1-47	水中の地滑り	○			○				
1-48	水中の有機物				○				
1-49	太陽フレア, 磁気嵐							○	
1-50	高温水 (海水温高)			○	○	○		○	

※ 「○」は外部事象を収集した文献を示す。

表 1 文献より収集した自然現象 (2/2)

No.	外部事象	外部事象を抽出した文献等*							
		a	b	c	d	e	f	g	h
1-51	低温水 (海水温低)				○				
1-52	泥湧出					○			
1-53	土石流					○			
1-54	水蒸気					○			
1-55	毒性ガス			○		○	○	○	

※ 「○」は外部事象を収集した文献を示す。

表 2 自然現象の整理(1/2)

No.	自然現象	備考
1	地震	(1-7)
2	津波	(1-11)
3	降水	(1-3)
4	積雪	(1-8)
5	雪崩	(1-14)
6	ひょう, あられ	(1-25)
7	氷嵐, 雨氷, みぞれ	(1-25)
8	氷晶	(1-30)
9	霜, 霜柱	(1-23)
10	結氷板, 流氷, 氷壁	氷結, 結氷板 (1-29), 氷壁 (1-31)
11	風 (台風含む)	風(台風)(暴風(台風))(1-19), ハリケーン(1-28)
12	竜巻	(1-20)
13	砂嵐	(1-5)
14	霧, 霞	濃霧, 霧 (1-21), 靄 (1-38)
15	高温	(1-26)
16	低温	凍結 (1-1)
17	高温水 (海水温高)	(1-50)
18	低温水 (海水温低)	(1-51)
19	極限的な圧力 (高/低)	(1-37)
20	落雷	(1-33)
21	高潮	高潮 (1-10), 満潮 (1-27)
22	波浪	(1-13)
23	風津波	波浪・高波 (1-13)
24	洪水	(1-18)
25	池・河川の水位低下	(1-34)
26	河川の迂回	(1-4)
27	干ばつ	(1-17)
28	火山	火山活動 (1-12), 水蒸気 (1-54), 毒性ガス (1-55)
29	地滑り	地滑り (1-32), 土砂崩れ (山崩れ, がけ崩れ) (1-42)
30	海水中の地滑り	水中の地滑り (1-47)
31	地面隆起 (相対的な水位低下)	地面隆起 (1-40)
32	土地の浸食, カルスト	陥没, 地盤沈下, 地割れ (1-36), カルスト (1-43)
33	土の伸縮	土壌の収縮又は膨張 (1-9)
34	海岸浸食	海岸侵食 (1-16)
35	地下水 (多量/枯渇)	(1-44)

※ () 内の番号は「表 1 文献より収集した自然現象」における番号

表 2 自然現象の整理(2/2)

No.	自然現象	備考
36	地下水による浸食	(1-44)
37	森林火災	森林火災 (1-22), 草原火災 (1-24)
38	生物学的事象	生物学的事象 (1-15), 動物 (1-41), 水中の有機物 (1-48)
39	静振	静振 (1-6), 湖又は河川の水位低下 (1-34), 湖又は河川の水位上昇 (1-35), 海水面低 (1-45), 海水面高 (1-46)
40	塩害, 塩雲	(1-39)
41	隕石, 衛星の落下	隕石 (1-2)
42	太陽フレア, 磁気嵐	(1-49)
43	土石流	(1-53)
44	泥湧出	(1-52)

※ () 内の番号は「表 1 文献より収集した自然現象」における番号

(1) 各事象の影響度評価と選定

各自然現象について、想定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、設計基準を超えるような非常に苛酷な状況を想定した場合に考え得る起因事象について評価し、その結果から特にプラントの安全性に影響を与える可能性がある事象を選定した。（表3参照。）

選定に当たっては、そもそも柏崎刈羽原子力発電所において発生する可能性があるか、非常に苛酷な状況を想定した場合、プラントの安全性が損なわれる可能性があるか、影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点で確認した。

(2) 選定結果

上記評価の結果、苛酷な状況となる可能性がある事象であって、影響の程度評価を行うべき外部事象を以下のとおり選定した。

- ・地震
- ・津波
- ・地震と津波の重畳
- ・風（台風）
- ・竜巻
- ・低温（凍結）
- ・降水
- ・積雪
- ・落雷
- ・火山
- ・隕石

表3 評価対象自然現象評価結果 (1/11)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
1	<p style="text-align: center;">降水</p> <p>※詳細は添付資料 2.1.8 参照</p>	<p>①浸水 敷地及び建屋内浸水による機器浸水</p> <hr/> <p>②荷重（堆積荷重） 建屋屋上での雨水排水不可（排水能力超過）による滞留</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 降水の影響により屋外の送変電設備が機能喪失し、外部電源喪失が発生している状態で、燃料移送ポンプが没水により機能喪失し、非常用ディーゼル発電設備(燃料ディタンク)の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ・ 原子炉建屋の天井が崩落した場合に、原子炉補機冷却系が喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。 ・ タービン建屋の天井が崩落した場合に、タービンや発電機に影響が及びタービントリップに至るシナリオ。 ・ タービン建屋熱交換器エリアの天井が崩落した場合に、原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。 ・ タービン建屋熱交換器エリアの天井が崩落した場合に、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。 ・ コントロール建屋の天井が崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に又は没水若しくは被水により機能喪失し、計測・制御系機能喪失に至るシナリオ。さらには中央制御室の下階に位置している直流電源設備が内部溢水により機能喪失に至るシナリオ。 ・ 廃棄物処理建屋の天井が崩落した場合に、冷却材再循環ポンプ M/G セットや換気空調補機常用冷却系が没水又は被水により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。

表3 評価対象自然現象評価結果 (2/11)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
2	<p style="text-align: center;">積雪</p> <p>※詳細は添付資料 2.1.2 参照</p>	<p>①荷重（堆積荷重） 建屋及び屋外機器への堆積</p> <p>②相間短絡 送電・変電設備の屋外設備への着氷</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋の天井が崩落した場合に、原子炉補機冷却系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。 ・タービン建屋の天井が崩落した場合に、建屋最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至るシナリオ。さらに、原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。 ・コントロール建屋の天井が崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に又は積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、計測・制御系機能喪失に至るシナリオ。さらには中央制御室の下階に位置している直流電源設備が内部溢水により機能喪失に至るシナリオ。 ・廃棄物処理建屋の天井が崩落した場合に、冷却材再循環ポンプ M/G セットや換気空調補機常用冷却系が積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。 ・軽油タンクの天井が積雪荷重により崩落した場合に、軽油タンク機能喪失に至り、②項に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備（燃料ディタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 <p>・送電線や碍子へ雪が着氷（着氷雪）することによって、相間短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。</p>

表3 評価対象自然現象評価結果 (3/11)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
2	積雪 ※詳細は添付資料 2.1.2 参照	③閉塞（空調） 給排気口の閉塞（堆積又は付着による給気口閉塞）	・ 非常用ディーゼル発電機（以下「D/G」という。）室空調給気口の閉塞により、非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るような場合において、②項の外部電源喪失が同時発生した場合に、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。
3	雪崩	①荷重（衝突） 雪崩による建屋及び屋外機器への荷重	・ 建屋周辺に急峻な斜面がないことから、プラントの安全性に影響を与えるような雪崩は発生せず、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
4	ひょう、あられ	①荷重（衝突） 建屋及び屋外機器へのひょう（又はあられ）の衝突	・ 竜巻の影響に包絡される。（No. 10 参照）
5	氷嵐，雨水，みぞれ	①荷重（堆積） 建屋及び屋外機器への雨水等の着氷	・ 火山及び積雪の影響に包絡される。（火山は No. 26，積雪は No. 2 参照）
		②閉塞（空調） 建屋及び屋外機器への雨水等の着氷	・ 積雪の影響に包絡される。（No. 2 参照）
6	氷晶	①荷重（堆積） 建屋及び屋外機器への付着	・ 火山及び積雪の影響に包絡される。（火山は No. 26，積雪は No. 2 参照）
		②閉塞（空調） 建屋及び屋外機器への付着	・ 積雪の影響に包絡される。（No. 2 参照）
7	霜，霜柱	①－ 建屋及び屋外機器への霜の付着，敷地での霜柱生成	・ 建物及び屋外機器への霜付着による影響はなく，霜柱についても発生範囲は土露出範囲であるため，プラントの安全性が損なわれるような影響は発生せず，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
8	結氷板，流水，氷壁	①閉塞（取水） 流水等による取水口閉塞	・ 柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺においては発生せず，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。

表3 評価対象自然現象評価結果 (4/11)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
9	風（台風含む） ※詳細は添付資料 2.1.6 参照	①荷重（風圧，衝突） 風圧（又は飛来物衝突）による建屋，設備の損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・風荷重によりタービン建屋が損傷し，タービン，発電機に影響が及びタービントリップに至るシナリオ。 ・風荷重による送変電設備の損傷により外部電源喪失に至るシナリオ。 ・風荷重にて軽油タンク等が損傷し，かつ同時に外部電源喪失が発生し，全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ※飛来物衝突影響については竜巻の影響に包絡される。
		②閉塞（取水） 台風による漂流物による取水口閉塞	<ul style="list-style-type: none"> ・台風による漂流物により取水口が閉塞した場合，原子炉補機冷却海水ポンプによる取水ができなくなり，最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。
10	竜巻 ※詳細は添付資料 2.1.7 参照	①荷重（風圧，気圧差及び衝突） 風圧，気圧差又は飛来物による建屋設備損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・風荷重及び気圧差荷重によるタービン建屋損傷又は，飛来物が建屋外壁を貫通し，タービンや発電機に衝突することに伴いタービントリップに至るシナリオ。 ・送変電設備損傷に伴い外部電源喪失に至るシナリオ。 ・軽油タンク等が損傷，かつ外部電源喪失している状況下において，非常用ディーゼル発電設備の燃料枯渇により，全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ・循環水ポンプが飛来物の衝突により損傷し，復水器の真空度が低下することに伴い出力低下又は手動停止に至るシナリオ。
		②閉塞（取水） 竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞	<ul style="list-style-type: none"> ・竜巻により資機材，車両等が飛散して取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させた場合，原子炉補機冷却海水ポンプによる取水ができなくなり，最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。
11	砂嵐	①閉塞（空調） 空調フィルタの閉塞	<ul style="list-style-type: none"> ・砂嵐や黄砂は柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺においては発生していないこと，及び発生を仮定してもその影響はNo.26火山の降下火砕物による「③閉塞（空調）」事象に包絡されることから，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
12	霧，靄	①－ 発電所敷地内での霧，靄（もや）の発生による設備等への影響なし	<ul style="list-style-type: none"> ・安全施設の機能が損なわれることはなく，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。

表3 評価対象自然現象評価結果 (5/11)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
13	高温	①外気温度高 外気温度高による機器等の冷却能力低下	<ul style="list-style-type: none"> 空調設計条件を超過する可能性はあるものの、1日の中でも気温の変動があり高温状態が長時間にわたり継続しないこと、空調設備が余裕をもって設計されていること、また、外気温度高により即安全性が損なわれることはないことから、安全施設の機能が損なわれることはない。よって、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
14	低温（凍結） ※詳細は添付資料 2.1.3 参照	①外気温度低（凍結） 屋外配管・タンクの内部流体凍結	<ul style="list-style-type: none"> 着氷による相間短絡によって外部電源喪失が発生し、さらに軽油タンク等内の軽油の凍結により非常用ディーゼル発電設備（燃料ディタンク）の燃料が枯渇し全交流動力電源喪失に至るシナリオ。
15	高温水 (海水温高)	①海水温度高（冷却機能低下：海水系） 取水温度高に伴う冷却性能への影響	<ul style="list-style-type: none"> 海水温度高に伴う復水器真空度低下により、タービントリップに至るシナリオ。
16	低温水 (海水温低)	①－ 取水温度低に伴う海水系機器への影響なし	<ul style="list-style-type: none"> 取水温度低について冷却性能の劣化につながらず、影響ないため、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
17	極限的な圧力 (気圧高、気圧低)	①荷重（気圧差） 気圧差による空調設備等への影響	<ul style="list-style-type: none"> 竜巻の影響に包絡される。(No. 10 参照)
18	落雷 ※詳細は添付資料 2.1.4 参照	①雷サージ及び誘導電流 過電圧による設備損傷	<ul style="list-style-type: none"> 落雷により計測制御機器に発生するノイズの影響により、プラントスクラムに至るシナリオ。 屋外設備への雷サージの影響により、外部電源喪失及びその他過渡事象に至るシナリオ。 屋外設置のタンク類（軽油タンク、液化窒素貯槽）のうち、軽油タンクと屋内非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージによる非常用ディーゼル発電設備機能喪失が外部電源喪失と同時に発生し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 建屋内外への雷による誘導電流の影響により、各種設備が機能喪失及びその他過渡事象に至るシナリオ。なお、その他過渡事象については、内部事象レベル1 PRA 等にて考慮されている。
19	高潮	①浸水 高潮による建屋や機器への浸水影響	<ul style="list-style-type: none"> 津波の影響に包絡される。

表3 評価対象自然現象評価結果 (6/11)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
20	波浪	①浸水 波浪による建屋や機器への浸水影響	・津波の影響に包絡される。
21	風津波	①浸水 風津波による建屋や機器への浸水影響	・津波の影響に包絡される。
22	洪水	①浸水 発電所敷地の浸水による建屋や機器への影響（津波を除く）	・津波以外の洪水としては、ダムの決壊や河川の氾濫等考えられるが、柏崎刈羽原子力発電所へ影響を及ぼす範囲にダムや河川はない。したがって、本事象によるプラントへの影響はないことから、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
23	池・河川の水位低下	①－ 河川等の水位低下による設備等への影響なし	・柏崎刈羽原子力発電所は海水を冷却源としていることから、河川等からの取水不可によるプラントへの影響はなく、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
24	河川の迂回	①－ 河川の迂回による設備等への影響なし	・柏崎刈羽原子力発電所は海水を冷却源としていることから、河川等からの取水不可によるプラントへの影響はなく、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
25	干ばつ	①－ 干ばつに伴う河川等からの取水不可による設備等への影響なし	・柏崎刈羽原子力発電所は海水を冷却源としていることから、河川等からの取水不可によるプラントへの影響はなく、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。

表3 評価対象自然現象評価結果 (7/11)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
26	火山 ※詳細は添付資料 2.1.5 参照	①荷重（堆積荷重） 建築物やタンク等上部への降下火砕物の堆積による天井崩落	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋の天井が崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に損傷、機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。 ・タービン建屋の天井が崩落した場合に、建屋最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至るシナリオ。さらに、原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。 ・コントロール建屋の天井が崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室内設備が物理的に損傷し、計測・制御系機能喪失に至るシナリオ。 ・軽油タンクの天井が崩落した場合に、軽油タンクの機能喪失に至り、⑤項に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備（燃料ディタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。
		②閉塞（取水） 降下火砕物の取水口及び海水系への取込みによる閉塞	<ul style="list-style-type: none"> ・海水中の降下火砕物が高濃度な場合に、熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の閉塞による異常磨耗や海水ストレーナの自動洗浄能力を上回ることによる閉塞により、海水系設備の機能喪失、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。
		③閉塞及び摩耗 降下火砕物による換気空調系の閉塞、軽油タンクのベント管の閉塞及び非常用ディーゼル発電設備燃料移送系ポンプの軸受摩耗	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機室空調給気口又は軽油タンクの閉塞若しくは非常用ディーゼル発電設備燃料移送系ポンプの軸受摩耗により、非常用ディーゼル発電設備の機能喪失に至る場合において、⑤項に示す外部電源喪失が発生している状況下では、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。
		④腐食 降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響	<ul style="list-style-type: none"> ・腐食の進行は時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはないと判断。よって、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
		⑤相間短絡 降下火砕物の送電網又は変圧器への付着による相間短絡	<ul style="list-style-type: none"> ・降下火砕物が送電網の碍子や変圧器へ付着し、霧や降雨の水分を吸収することによって、相間短絡を起こし外部電源喪失に至るシナリオ。

表3 評価対象自然現象評価結果 (8/11)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
27	地滑り	①荷重（衝突） 地滑りに伴う土砂等の建屋・屋外設備への衝突	<ul style="list-style-type: none"> 送電設備については、斜面に設置されているものもあり、地滑りにより送電設備が倒壊することで、外部電源喪失に至るシナリオ。 一方、周辺斜面と原子炉建屋等の基幹となる発電用原子炉施設は十分な離隔距離を有しており、プラントの安全性に影響が及ぶことはないと判断。
28	海水中の地滑り	①閉塞（取水） 海水中の地滑りに伴う取水口閉塞	<ul style="list-style-type: none"> 港湾内については、海底に地滑りの発生し得る起伏がないため、発生可能性がない。 港湾外の地滑りに伴い発生可能性のある津波については、津波事象として考慮。
29	地面隆起(相対的な水位低下)	①地盤安定性 地盤の隆起に伴う建屋や屋外設備の傾斜等による損壊	<ul style="list-style-type: none"> 地面隆起は、地震の随伴事象である。原子炉建屋等の基幹となる発電用原子炉施設は岩着や杭基礎で施工されており、地震時は一体となって震動することから、プラントの安全性に影響が及ぶような部分的な地面隆起は発生せず、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
30	土地の浸食, カルスト	①地盤安定性 土壌の流出による荒廃、地盤沈下に伴う建屋や屋外設備の周辺地面の浸食による設備等の損壊	<ul style="list-style-type: none"> 土地の浸食は時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはないと判断。適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
31	土の伸縮	①地盤安定性 建屋・屋外設備の周辺地面の変状による設備等の損壊	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋等の基幹となる発電用原子炉施設は、岩着や杭基礎等の工法にて施工されており、土の伸縮による影響を受けにくい。 また、土の伸縮は、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはないと判断。 本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
32	海岸浸食	①冷却機能低下：海水系 海岸線の後退、海底勾配の変化による取水設備性能への影響	<ul style="list-style-type: none"> 海岸浸食は時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはないと判断。適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。

表3 評価対象自然現象評価結果 (9/11)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
33	地下水 (多量, 枯渇)	①浸水 地下水の建屋地下階への流入による設備等の浸水	<ul style="list-style-type: none"> ・ 土壌に地下水が浸透することにより、地滑りや建屋への浸水が考えられるが、地滑りについては、No.27「地滑り」にて考慮し、多量の地下水流入については、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはないと判断。本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
		②— 地下水の枯渇	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地下水は活用しておらず、安全施設の機能が損なわれることはないと判断。したがって、本事象によるプラントへの影響はなく、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
34	地下水による浸食	①地盤安定性 建屋・屋外構築物の地下部（地下階，基礎部）土壌浸食	<ul style="list-style-type: none"> ・ 安全上重要な建屋や屋外設備は、岩着や杭基礎等の工法にて施工されており、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはないと判断。本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
		②浸水 建屋地下部の浸食による建屋内への地下水の流入	<ul style="list-style-type: none"> ・ 基本的に設備等の機能に影響を及ぼすほどの地下水が建屋内へ流入する可能性は稀である。また、仮に浸食があっても、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはないと判断。本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。

表 3 評価対象自然現象評価結果 (10/11)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
35	森林火災	①熱影響 輻射熱による建屋・屋外設備への熱影響	<ul style="list-style-type: none"> 森林火災が送電設備に延焼し、外部電源喪失に至るシナリオ。 発電所周辺監視区域の境界に沿って森林を伐採しており、構外から延焼する状況に対して一定の効果があると考えられること、敷地境界から出火した場合であっても、防火帯を設定しておりプラントまでの離隔距離が十分あること、防火帯内側への延焼を仮定した場合でも街路樹等が燃えるだけで火災の規模は限定的なため、消火が可能であると考えられること、プラント近傍は非植生であり、仮に危険物（軽油タンク）に延焼した場合であっても原子炉建屋外壁面が 200℃未満であることを評価で確認していることから、原子炉建屋等の基幹となる発電用原子炉施設への影響はなく、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
		②外気取入機器及び人への影響 ばい煙等による閉塞（空調）影響及び人への影響	<ul style="list-style-type: none"> ばい煙の換気空調系への取込みは、火山の影響に包絡される。（No. 26 参照） ばい煙を取り込むことによる人への影響については、発電所敷地内の林縁とプラント間に十分な離隔距離があることから、影響はないと判断。ばい煙が中央制御室空調外気取入口まで達する仮定した場合でも、再循環運転を行うことで影響を抑えられるため、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
36	生物学的事象	①閉塞（取水） 海生生物（くらげ等）の襲来による取水口閉塞	<ul style="list-style-type: none"> 大量発生したくらげ等の海生生物により、取水口が閉塞した場合に、原子炉補機冷却海水ポンプによる取水ができなくなり、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。
		②個別設備の機能喪失 齧歯類（ネズミ等）によるケーブル類の損傷、電気機器接触による地絡等	<ul style="list-style-type: none"> ネズミ等齧歯類によるケーブル類の損傷、電気機器接触による地絡等は、個別機器の不具合というランダム事象に整理される。
37	静振	①浸水 港湾内での潮位振動による取水への影響	<ul style="list-style-type: none"> 津波の影響に包絡される。（浸水影響の最も大きい津波の評価においては、数値シミュレーションを実施しており、その中で静振の影響も考慮されている。）
		②冷却機能低下：海水系 港湾内での潮位振動による取水への影響	

表 3 評価対象自然現象評価結果 (11/11)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
38	塩害, 塩雲	①塩害による屋外構築物・設備の腐食	<ul style="list-style-type: none"> 腐食は、発電所の運転に支障をきたす時間スケールで事象進展しないことから、安全施設の機能が損なわれるおそれはなく、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
39	隕石, 衛星の落下	①荷重 (衝突) 隕石衝突に伴う建屋・屋外設備の損傷	<ul style="list-style-type: none"> 安全施設の機能に影響が及ぶ規模の隕石等が衝突に至る可能性は、極低頻度な事象ではあるが、被害の影響から大規模損壊の対象とする。 ①, ②荷重 (衝突) については、航空機落下と同じ起回事象等が発生する可能性がある。 ③浸水については、津波の影響に包絡される。
		②荷重 (衝突) 発電所敷地への隕石落下に伴う衝撃波	
		③浸水 隕石の発電所近海への落下に伴う津波	
40	太陽フレア, 磁気嵐	①誘導電流 太陽フレアの地磁気誘導電流による変圧器の損傷	<ul style="list-style-type: none"> 磁気嵐により誘導電流が発生し、変圧器等の送電・変電設備の損傷により、外部電源喪失に至るシナリオ。 ただし、磁気嵐の影響を受けるのは、こう長の長い送電線であり、非常用ディーゼル発電設備及び非常用電源母線への影響はなく、プラントの安全性への影響はないと判断。 太陽フレアによる電磁波や放射線については、電波障害等を引き起こす可能性はあるものの、基本的に大気や磁場により地表面まで到達せず、さらに建屋による遮蔽効果に期待できるため安全設備等への影響については考えにくいことから大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
41	土石流	①荷重 (衝突) 土石流による建屋及び屋外機器への荷重	<ul style="list-style-type: none"> 敷地内に溪流がなく、土石流危険区域に指定されていないことから土石流が敷地内に到達することはない。したがって、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
42	泥湧出	①地盤安定性 地盤の脆弱化に伴う建屋や屋外設備の傾斜等による損壊	<ul style="list-style-type: none"> 地震による液状化で損傷が想定される機器は、地震動による損傷も想定しており、地震の影響に包絡される。

設計基準を超える積雪事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

積雪事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 建屋天井や屋外設備に対する荷重
- ② 送電変電設備の屋外設備への着氷
- ③ 空調給気口の閉塞
- ④ 積雪によるアクセス性や作業性の悪化

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す建屋及び屋外設置（屋外に面した設備含む）の設備等を評価対象設備として選定した。

<建屋>

- ・原子炉建屋
- ・コントロール建屋
- ・タービン建屋
- ・廃棄物処理建屋

<屋外設備>

- ・送変電設備
- ・軽油タンク及び非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下「軽油タンク等」という。）
- ・中央制御室換気空調設備
- ・非常用ディーゼル発電機非常用給気設備（6号炉），非常用電気品区域空調設備（7号炉）（以下「D/G室空調」という。）

(3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードごとに、(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。

① 建屋天井や屋外設備に対する荷重

建屋及び屋外設備に対する積雪荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建屋>

○原子炉建屋

原子炉建屋の天井が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に損傷し、機能喪失することで、原子炉補機冷却系が喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。

○タービン建屋

タービン建屋の天井が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至るシナリオ。さらに、タービン建屋熱交換器エリアの天井が積雪荷重により崩落した場合に、積雪（雪融け水含む）の影響により原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。

○コントロール建屋

コントロール建屋の天井が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的又は積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、計測・制御系機能喪失に至るシナリオ。その後、中央制御室の下階に位置している直流電源設備が内部溢水により機能喪失に至るシナリオ。

○廃棄物処理建屋

廃棄物処理建屋の天井が積雪荷重により崩落した場合に、冷却材再循環ポンプ M/G セットや換気空調補機常用冷却水系が積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。

<屋外設備>

○軽油タンク等

軽油タンクの天井が積雪荷重により崩落した場合に、軽油タンク機能喪失に至り、②項に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備（燃料ディタンク）の燃料枯渇によ

り、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

② 送変電設備の屋外設備への着氷

送電線や碍子へ雪が着氷（着氷雪）することによって、相間短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。

③ 空調給気口の閉塞

D/G 室空調給気口閉塞により、非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るような場合において、②項の外部電源喪失が同時発生した場合に、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

④ 積雪によるアクセス性や作業性の悪化

積雪により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの、設計基準事故対処設備のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外の作業性へ影響が及んだ場合であっても構内の道路又はアクセスルートについては、除雪を行うことから問題はない。

そのため①～③項の影響評価の結果として、可搬型代替交流電源設備の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。

(4) 起回事象の特定

(3) 項で選定した各シナリオについて、想定を超える積雪事象に対しての裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。

① 建屋天井や屋外設備に対する荷重により発生可能性のあるシナリオ

積雪荷重が各建屋天井の許容荷重を上回った場合には、(3) 項で選定した各シナリオが発生する可能性はあるものの、最終ヒートシンク喪失、タービントリップ及びプラントスクラムについては、運転時の内部事象レベル 1PRA でも考慮していること、計測・制御系機能喪失については、地震、津波のレベル 1PRA でも考慮していることから追加のシナリオではない。軽油タンクについても、天井の許容荷重を上回る積雪荷重によって破損に至る可能性はあるものの、外部電源喪失との重畳による全交流動力電源喪失は、運転時の内部事象、地震及び津波のレベル 1PRA でも考慮しているものであり、追加のシナリオではない。

なお、各建屋や軽油タンクの天井が崩落するような積雪事象は、年超過確率評価上、 10^{-7} /年より小さい事象であること（表1参照）、積雪事象の進展速度の遅さを踏まえると除雪管理が可能であることから、発生可能性

は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなり得ないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。

表1 各建屋・タンクの積雪荷重と年超過確率の比較

建屋・タンク	積雪荷重	年超過頻度	結果
原子炉建屋	6号炉 408cm 7号炉 408cm	306cm : 10^{-7} /年未満 (10^{-4} /年 : 135.9cm) (10^{-7} /年 : 213.3cm)	積雪荷重を超えるまでに大きな裕度がある
タービン建屋	6号炉 340cm 7号炉 340cm		
コントロール建屋	714cm		
廃棄物処理建屋	306cm		
軽油タンク	6号炉 442cm 7号炉 442cm		

② 送変電設備の屋外設備への着氷

着氷に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える積雪事象に対して発生を否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべき起因事象として選定する。

③ 空調給気口の閉塞

仮にD/G室空調給気口閉塞により非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至り、かつ同時に外部電源喪失に至ることを想定した場合、全交流動力電源喪失に至ることとなるが、全交流動力電源喪失については、運転時の内部事象、地震及び津波レベル 1PRA でも考慮しており、追加のシナリオではない。

なお、基本的には除雪管理が可能であるが、D/G室空調給気口が閉塞に至る積雪深さは、年超過確率評価上、 10^{-7} /年より小さくなること、積雪の給気口への付着・堆積についても除雪管理が可能であることから、積雪事象による給気口閉塞事象の発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。(表2にD/G室空調給気口高さを示す。)

表 2 各空調給排気口の高さとも年超過確率の比較

空調給排気口	設置高さ	年超過確率	結果
D/G室空調(A) 給気口	6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m	7.8m： 10^{-7} /年未満 〔 10^{-4} /年：135.9cm〕 〔 10^{-7} /年：213.3cm〕	設置高さを 超えるまで に大きな裕 度がある
D/G室空調(A) 排気口	7.8 m		
D/G室空調(B) 給気口	6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m		
D/G室空調(B) 排気口	7.8 m		
D/G室空調(C) 給気口	6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m		
D/G室空調(C) 排気口	7.8 m		

2. 事故シーケンスの特定

1. (3)項にて起因事象となり得るシナリオを以下のとおり選定した。
 - 原子炉建屋の天井が崩落した場合に、原子炉補機冷却系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、非常用ディーゼル発電設備及び非常用電源盤が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。
 - タービン建屋の天井が崩落した場合にタービンや発電機に影響が及びタービントリップに至るシナリオ。また、原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。
 - コントロール建屋の天井が崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的又は積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、計測・制御系機能喪失に至るシナリオ。さらには中央制御室の下階に位置している直流電源設備が内部溢水により機能喪失に至るシナリオ。
 - 廃棄物処理建屋の天井が崩落した場合に、冷却材再循環ポンプM/Gセットや換気空調補機常用冷却水系が積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。
 - 軽油タンクの天井が崩落した場合で、かつ外部電源喪失が発生している状況下において、非常用ディーゼル発電設備（燃料ディタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。
 - 送電線や碍子へ雪が着氷することによって、相間短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。
 - D/G室空調給気口閉塞により非常用ディーゼル発電設備が機能喪失、かつ

外部電源喪失の同時発生により全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

上記シナリオについては、いずれも運転時の内部事象、地震及び津波レベル1PRAにて考慮しているものであり、追加すべき新たなものはない。

また、1.(4)項での起回事象の特定結果のとおり、上記シナリオのうち、建屋又は軽油タンクの天井崩落やD/G室空調給気口閉塞については、事象の発生頻度が表1及び表2に示したように非常に小さいこと、除雪管理により発生を防止可能なことから、発生自体が非常に稀な事象であり、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起回事象として選定不要であると判断した。

よって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起回事象は、外部電源喪失のみとなるが、各建屋及び軽油タンク等の健全性が確保される限り、非常用交流電源等の必要な影響緩和設備の機能維持が図られるため、事故シーケンスに至ることはない。

しがたって、積雪事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは生じないと判断した。

除雪については、敷地周辺の積雪量が約30cm以上となり、気象情報（除雪予報）等から除雪が必要と判断される場合には、安全施設等を対象として実施する。また、アクセスルートについては積雪量が10cm以上となった場合に除雪を実施する。除雪運用で想定している積雪量を超過するような場合には、原子炉建屋等の重要施設の倒壊防止、構内アクセスルートの確保、重大事故等対処施設の機能確保の優先順位で除雪を行う。このような除雪対応により建屋に損傷が生じるような場合でも被害範囲は一部の建屋・機器にとどまる。

さらに、積雪量が設計基準値(167cm)を超過する場合、又は除雪作業による対応が間に合わず、設計基準値を超過する可能性が見込まれる場合には、プラントを停止するとともに必要な注水手段を確保する。

設計基準を超える低温（凍結）事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

柏崎刈羽原子力発電所の立地環境，国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例等から低温（凍結）に対する発電所への影響を調査し，その結果，以下のとおり機能喪失モードを抽出した。

- ① 屋外タンク及び配管内流体の凍結
- ② ヒートシンク（海水）の凍結
- ③ 着氷による送電線の相間短絡

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

<屋外設備>

- ・軽油タンク及び非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下「軽油タンク等」という。）
- ・取水設備（海水）
- ・送変電設備

(3) 起回事象になり得るシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

①屋外タンク及び配管内流体の凍結

低温（凍結）によって軽油タンク等内の軽油が凍結するとともに，以下③に示す外部電源喪失が発生している状況下においては，非常用ディーゼル発電設備（燃料ディタンク）の燃料枯渇により，全交流動力電源喪失に至る。

②ヒートシンク（海水）の凍結

低温（凍結）によって柏崎刈羽原子力発電所周辺の海水が凍結することは起こり得ないと考えられるため、この損傷・機能喪失モードは考慮しない。

③着氷による送電線の相間短絡

送電線や碍子へ雪が着氷（着氷雪）することによって、相間短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。

(4) 起回事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を超える低温（凍結）事象に対しての裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。

①屋外タンク及び配管内流体の凍結

低温（凍結）に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える低温（凍結）事象に対しては発生を否定できないため、軽油タンク等内の軽油の凍結を想定した場合、外部電源喪失の同時発生時においては、非常用ディーゼル発電設備燃料ディタンクの燃料枯渇により全交流動力電源喪失に至るシナリオは考えられる。

ただし、軽油タンク等内の軽油は、流動点の低い特3号軽油への交換を実施しており、年超過確率 10^{-7} /年に対する温度の -16.0°C では凍結しないことから、起回事象としての発生頻度は十分に低い。

②ヒートシンク（海水）の凍結

上述のとおり、この損傷・機能喪失モードは考慮しないため、想定するシナリオはない。

③送変電設備の屋外設備への着氷

着氷に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える低温（凍結）事象に対しては発生を否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定する。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える低温（凍結）事象に対し発生可能性のある起回事象として全交流動力電源喪失と外部電源喪失を選定したが、いずれも運転時の内部事象、地震及び津波レベル1PRAにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。

また、上述のとおり、軽油タンク等内の軽油が凍結に至る低温（凍結）事

象は、年超過確率評価上、約 10^{-7} /年未満と非常に稀な事象であることから、低温（凍結）事象を要因とする全交流動力電源喪失についての詳細評価は不要と考えられる。

よって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、外部電源喪失のみとなるが、軽油タンク等内の軽油が凍結する可能性の小ささを踏まえると、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは生じないと判断した。

設計基準を超える落雷事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

落雷事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例，国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 落雷により屋外及び屋内計測制御設備に発生するノイズ
- ② 落雷により屋外設備に発生する雷サージ
- ③ 落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

ただし，落雷については，建屋内外を含め全ての設備等に影響が及ぶ可能性が考えられるため，具体的な設備の特定は実施せず，次項の起回事象になり得るシナリオの選定に当たっては，影響範囲が同様である地震 PRA の評価を参照し行うこととする。

(3) 起回事象になり得るシナリオの選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

シナリオの作成に関しては，「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価に関する実施基準：2007」（(社)日本原子力学会）及び柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉に対する地震 PRA の起回事象選定の考え方から，落雷での発生可能性のある起回事象となり得るシナリオについて検討した。

ただし，落雷の影響として構造損傷は発生しないことから，地震 PRA にて考慮している起回事象のうち，原子炉格納容器及び圧力容器の破損，LOCA 事象といった建屋・構造物の破損については除外した。

また，設計基準を上回る落雷では，ノイズにより計測制御設備が誤動作しスクラムする可能性がある。また，雷サージや誘導電位によりプラントが影

響を受けた場合、その異常（タービントリップ等）を検知しスクラムすることから、プラントスクラム後を想定した。

落雷については単発雷を想定すると、複数の系統に期待できる設備については区分分離が実施されているので、機能喪失することはない。したがって、想定を超える落雷の複数発生により生じるシナリオを想定した。

① 落雷により屋内外計測制御設備に発生するノイズ

計測制御設備誤動作によりプラントスクラムに至るシナリオ。

② 落雷により屋外設備に発生する雷サージ

屋外設備のタンク類（軽油タンク、液化窒素貯槽）のうち、軽油タンクと屋内非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージによる非常用ディーゼル発電設備機能喪失が外部電源喪失と同時に発生し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

③ 落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位

屋外及び屋内設備に発生する誘導電位により、各種設備が機能喪失及びその他過渡事象に至るシナリオ。

(4) 起回事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を上回る落雷（雷撃電流値）に対する裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。

① 落雷により計測制御設備に発生するノイズ

当該事象の発生時には、計測制御設備誤動作によりプラントスクラムに至る可能性はあるが、ノイズの影響は計測制御設備に限定され、仮に誤動作に至る場合でもプラントはスクラムし、以降の事象進展については内部事象 PRA における過渡事象に含まれるため、起回事象としてはその他過渡事象として整理する。スクラム以外の誤動作（ポンプの誤起動等）については、設備の機能喪失には至らず、かつ復旧についても容易であることから、起回事象としては抽出しない。

② 落雷により屋外設備に発生する雷サージ

屋外変圧器に過度な電流が発生した場合、機器には雷サージの影響を緩和するため保安器が設置されているが、設計を超える落雷が発生した場合、外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、屋外設置のタンク類（軽油タンク、液化窒素貯槽）のうち、軽油タンクと屋内非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージによる非常用ディ

一ゼル発電設備機能喪失に至る場合、全交流動力電源喪失となることから起因事象として抽出した。また、シナリオとして抽出されない各個別機器の機能喪失についてはその他過渡事象として考慮した。

③ 落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位

落雷による屋外及び屋内設備へ発生する誘導電位については、その影響が広範囲にわたるため、地震 PRA にて選定される起因事象のうち、建屋・構造物の損傷を除外した起因事象として下記を抽出した。ただし、スクラム後の状態を想定していることから、原子炉停止機能喪失については対象外とし、下記に含まれない事象についてはその他過渡事象とした。柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉に対する地震 PRA での起因事象選定のフローを参考に落雷により発生し得る起因事象選定を実施した。(図 1 参照)

- ・外部電源喪失
- ・全交流動力電源喪失
- ・原子炉補機冷却系喪失
- ・直流電源喪失
- ・計測・制御系喪失に伴う制御不能
- ・その他過渡事象

上記起因事象のうち、安全上重要な設備の損傷を要因とするものについて、設計基準雷撃電流値 200kA を超える雷撃電流値に対する裕度（起因事象発生可能性）を評価した。

評価は、過去に実施した雷インパルス試験結果をもとに、雷撃電流により発生する誘導電位が各設備の絶縁耐力値を上回る雷撃電流値を評価し、その雷撃電流値の発生可能性について評価を実施した。具体的には、印加電流とそれにより発生する誘導電位は比例関係にあることが知られていることから、過去の雷インパルス試験結果から印加電流（雷撃電流）に応じて発生する誘導電位を推定し、各設備の絶縁耐力値（計装設備：雷インパルス試験絶縁耐力値 1000V、制御設備：雷インパルス試験絶縁耐力値 2000V）との比較により機能喪失判断を実施した。6 号炉の場合、印加電流に対し発生し得る最大の誘導電圧は 200kA 換算で 709.3V であるが（表 1 参照）、この関係から絶縁耐力値 1000V に達する雷撃電流値は 282kA（発生頻度は 8.7×10^{-6} 件/年）で設備損傷と判断する。7 号炉の場合、表 2 より耐力値の低い計装設備で絶縁耐力値 1000V に達する雷撃電流値は 789kA（発生頻度 3.1×10^{-8} 件/年）となる。したがって、安全上重要な設備が損傷に至る雷撃が発生する可能性は非常に

小さく、かつ起因事象の発生には複数区分の設備が損傷することが必要となるため、落雷を要因とする上記起因事象の発生は極低頻度事象であるため考慮不要とした。

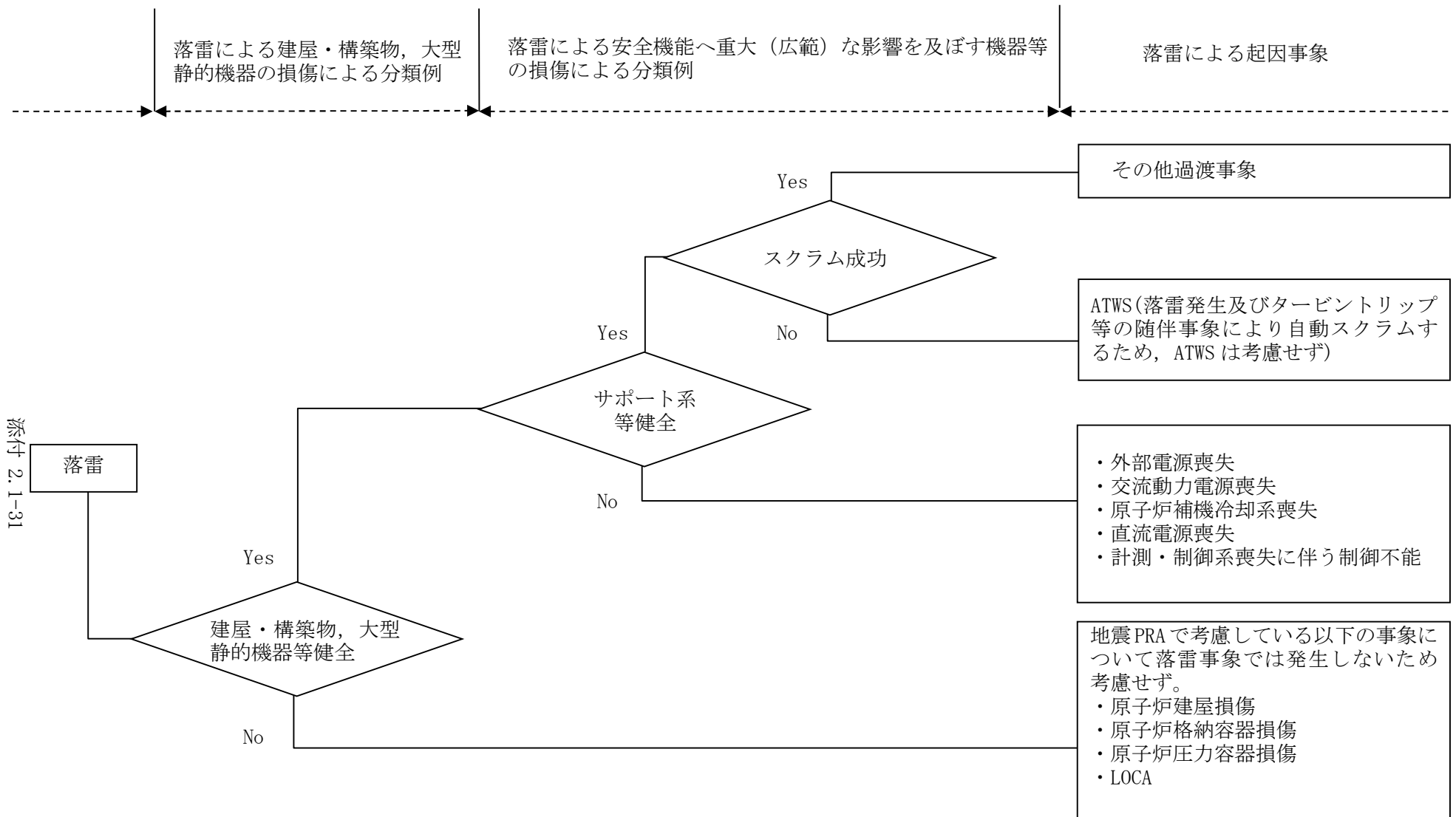
表1 雷インパルス試験結果によるケーブルへの誘導電圧(6号炉)

発点－着点	ケーブル種類	誘導電圧測定値(V) (() 内は印加電流(A))		誘導電圧 200kA 換算値(V)	
		発点側	着点側	発点側	着点側
原子炉建屋(FMCRD)－ コントロール建屋	計装	0.6(900)	1.06(888)	133.3	238.7
原子炉建屋(4F 東側)－ タービン建屋	計装	3.22(908)	0.012(884)	709.3	2.7
原子炉建屋(B1F)－ タービン建屋	制御	0.84(900)	0.042(900)	186.7	9.3
原子炉建屋 2F － B3F	計装	0.1(888)	0.24(896)	22.5	53.6
原子炉建屋(FMCRD)－ コントロール建屋	制御	4.24(872)	5.0(904)	972.5	1106.2

表2 雷インパルス試験結果によるケーブルへの誘導電圧(7号炉)

発点－着点	ケーブル種類	誘導電圧測定値(V) (() 内は印加電流(A))		誘導電圧 200kA 換算値(V)	
		発点側	着点側	発点側	着点側
原子炉建屋(FMCRD)－ コントロール建屋	計装	1.1(868)	0.34(872)	253.5	78.0
原子炉建屋(4F 東側)－ タービン建屋	計装	5.04(876)	0.32(868)	1150.7 *	73.7
原子炉建屋(B1F)－ タービン建屋	制御	1.04(904)	1.4(868)	230.1	322.6
原子炉建屋 2F － B3F	計装	0.12(864)	0.66(872)	27.8	151.4
原子炉建屋(FMCRD)－ コントロール建屋	制御	4.32(872)	2.8(852)	990.8	657.3

※柏崎刈羽原子力発電所7号炉の場合、R/B(4F 東側)－T/B間で最大約1150V/200kAの誘導電位が発生するが、当該区間を融通しているのは「R/A 外気差圧発信器」のみであり、差圧発信器にはアレスタ（雷インパルス試験耐電圧値：15kV）が内蔵されており、機器に影響を及ぼすことは無い。



添付 2.1-31

図1 発電用原子炉の燃料の重大な損傷に至る起因事象選定フロー(落雷)

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える落雷事象に対し発生可能性のあるシナリオ及び起因事象として以下のとおり抽出した。

- 落雷により計測制御機器に発生するノイズの影響により、プラントスクラムに至るシナリオ
- 屋外設備への雷サージの影響により、外部電源喪失、全交流動力電源喪失及びその他過渡事象に至るシナリオ
- 建屋内外への雷による誘導電流の影響により、各種設備が機能喪失及びその他過渡事象に至るシナリオ

上記のシナリオにおける起因事象については、内部事象、地震及び津波レベル1PRAにて考慮しており、落雷により追加するべき事故シーケンスはないと判断した。

また、上記シナリオの発生頻度は、1. (4)に示したとおり極低頻度であること、又は発生した場合であっても緩和設備に期待できることから、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスには至らないものと判断した。

設計基準を超える火山事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

火山事象のうち、火砕流や火山弾といった原子力発電所の火山影響評価ガイド(制定 平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 13061910 号 原子力規制委員会決定)（以下「影響評価ガイド」という。）において設計対応不可とされている事象については、影響評価ガイドに基づく立地評価にて原子力発電所の運用期間中に影響を及ぼす可能性がないと判断されている。よって、個々の火山事象への設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行うため抽出した降下火砕物を対象に原子力発電所への影響を検討するものとする。

降下火砕物により設備等に発生する可能性のある影響について、影響評価ガイドも参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 降下火砕物の堆積荷重による建屋天井や屋外設備の崩落
- ② 降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞
- ③ 降下火砕物による換気空調系フィルタ及び軽油タンクの閉塞並びに屋外設備の摩耗
- ④ 降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響
- ⑤ 降下火砕物の送電網又は変圧器への付着による相間短絡
- ⑥ 降下火砕物によるアクセス性や作業性の悪化

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

- ① 降下火砕物の堆積荷重による建屋天井や屋外設備の崩落
 - <建屋>
 - ・原子炉建屋，コントロール建屋，タービン建屋
 - <屋外設備>
 - ・軽油タンク，非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下「軽油タンク等」という。）

- ② 降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞
取水口及び海水系（原子炉補機冷却海水系）
- ③ 降下火砕物による換気空調系フィルタ及び軽油タンクの閉塞並びに屋外設備の摩耗
＜屋外に面した設備＞
- ・中央制御室換気空調
 - ・非常用ディーゼル発電機室非常用給気設備（6号炉），非常用電気品区域換気空調（7号炉）（以下「D/G室空調」という。）
- ＜屋外設備＞
- ・軽油タンク等
- ④ 降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響
軽油タンク等
- ⑤ 降下火砕物の送電網又は変圧器への付着による相間短絡
送変電設備
- ⑥ 降下火砕物によるアクセス性や作業性の悪化
－（アクセスルート）
- (3) 起因事象になり得るシナリオの選定
(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対して，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。
- ① 降下火砕物の堆積荷重による建屋天井や屋外設備の崩落
建屋及び屋外設備に対する降下火砕物堆積荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。
- ＜建屋＞
- 原子炉建屋
原子炉建屋の天井が降下火砕物堆積荷重により崩落した場合に，建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に損傷，機能喪失し，最終ヒートシンク喪失に至る。
 - タービン建屋
タービン建屋の天井が降下火砕物堆積荷重により崩落した場合に，建屋最上階に設置しているタービン，発電機に影響が及び，

タービントリップに至る。さらに、原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至る。

○コントロール建屋

コントロール建屋の天井が降下火砕物堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室内設備が物理的に損傷し、計測・制御系機能喪失に至る。

<屋外設備>

○軽油タンク

軽油タンクの天井が降下火砕物堆積荷重により崩落した場合に、軽油タンクの機能喪失に至り、⑤項に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備（燃料ディタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至る。

② 降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞

海水中への降下火砕物による取水口や海水系への影響については、定量的な裕度評価は困難ではあるが、降下火砕物に対する取水量や取水設備構造等を考慮すると、取水口閉塞の発生は考えにくく、考慮すべきシナリオとしては抽出不要と考えられる。

海水系については、海水中の降下火砕物が高濃度な場合には、熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の閉塞による異常磨耗や海水ストレーナの自動洗浄能力を上回ることによる閉塞により、海水系設備の機能喪失、最終ヒートシンク喪失に至る。

③ 降下火砕物による換気空調系フィルタ及び軽油タンクの閉塞並びに屋外機器の摩耗

<屋外に面した設備>

降下火砕物によってD/G室空調給気口閉塞により各空調設備が機能喪失に至る。（ただし、中央制御室換気空調については、外気遮断による再循環運転が可能な設計となっているため、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。）

D/G室空調給気口閉塞により、非常用ディーゼル発電設備の機能喪失に至る場合において、⑤項の外部電源喪失が発生している状況下では、全交流動力電源喪失に至る。

<屋外設備>

軽油タンクのベント管の閉塞や非常用ディーゼル発電設備燃料移送系ポンプの降下火砕物による軸受摩耗により、軽油タンク等が機能喪失し、⑤項に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備（燃料ディタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至る。

④ 降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響

降下火砕物が屋外設備に付着することによる腐食については、屋外設備表面には耐食性の塗装（エポキシ等）が施されており腐食の抑制効果が考えられること、腐食の進展速度の遅さを考慮し、適切な保全管理が可能と判断、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

⑤ 降下火砕物の送電網又は変圧器への付着による相間短絡

降下火砕物が送電網の碍子や変圧器へ付着し、霧や降雨の水分を吸収することによって、相間短絡を起こし外部電源喪失に至る。

⑥ 降下火砕物によるアクセス性や作業性の悪化

降下火砕物により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの、設計基準事故対処設備のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外の作業性へ影響が及んだ場合であっても構内の道路又はアクセスルートについては、除灰を行うことから問題はない。

そのため上記①～⑤の影響評価の結果として、可搬型代替交流電源設備の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。

(4) 起回事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を超える降下火砕物に対しての裕度評価を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。（火山事象については、積雪や落雷のように年超過確率の評価が困難であるため、それに基づく起回事象発生可能性の考慮は実施しない。）

① 降下火砕物の堆積荷重による建屋天井や屋外設備の崩落

設計として想定している降下火砕物堆積量35cmは、表4.1に示す各建屋天井及び軽油タンクの許容荷重より小さく、裕度を有しているもの

の、各建屋及び軽油タンクの許容荷重以上に堆積した場合には、(3)項で選定した各シナリオに至る可能性がある。

ただし、最終ヒートシンク喪失、タービントリップ、計測・制御系機能喪失、全交流動力電源喪失及びプラントスクラムについては、内部事象、地震及び津波のレベル1PRAでも考慮している事象であることから、追加のシナリオではない。

表4.1 各建屋・タンクの降下火砕物堆積における許容荷重

建屋・タンク	許容荷重
原子炉建屋	6号炉：81cm 7号炉：81cm
タービン建屋	6号炉：67cm 7号炉：67cm
コントロール建屋	142cm
軽油タンク	6号炉：88cm 7号炉：88cm

② 降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞

海水中の降下火砕物による海水系への影響については、降下火砕物の性質である硬度を考慮すると、海水中の降下火砕物によって熱交換器の伝熱管や海水ポンプ軸受の異常磨耗は進展しにくく、また、海水ストレーナの自動洗浄機能によって、機能喪失することは考えにくい。しかし、何らかの理由で、海水中の降下火砕物が大量に流入した場合には、海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性はある。ただし、最終ヒートシンク喪失は内部事象、地震及び津波のレベル1PRAでも考慮しており追加のシナリオではない。

③ 降下火砕物による換気空調系フィルタ及び軽油タンクの閉塞並びに屋外設備の摩耗

D/G 室空調フィルタへの降下火砕物の影響については、設計基準を超える降下火砕物に対しても、フィルタ交換が可能な構造であることを考慮すると、換気空調系フィルタの閉塞発生可能性が十分に低減されると考えられるが、定量的な裕度評価が困難であり、何らかの理由で大量の降下火砕物が流入した場合は、非常用ディーゼル発電機の機能喪失に至る。ただし、非常用ディーゼル発電機の機能喪失は内部事象、地震及び津波のレベル1PRAでも考慮しており追加のシナリオでは

ない。

軽油タンク等への降下火砕物の影響については、以下の理由で起回事象は発生しない。軽油タンクのベント管出口は地面側を向いていること、地上 10m の高さにあることから閉塞しない。また非常用ディーゼル発電設備燃料移送系ポンプは、軸貫通部に潤滑剤等の漏えいがないよう管理されており、電動機についても内部に降下火砕物が侵入しない構造となっていることから降下火砕物の影響を受けない。

④ 降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響

降下火砕物が屋外設備に付着することによる腐食については、屋外設備表面に耐食性の塗装（エポキシ等）が施されており腐食の抑制効果があること、及び腐食の進展速度が遅いことを考慮し、適切な保全管理により発生防止が可能であるため、腐食を要因とする起回事象は考慮不要である。

⑤ 降下火砕物の送電網又は変圧器への付着による相間短絡

降下火砕物の影響を受ける可能性がある送変電設備は、発電所内外の広範囲にわたるため、全域における管理が困難なことを踏まえると設備等の不具合による外部電源喪失の発生可能性は否定できない。ただし、外部電源喪失は内部事象や地震、津波でも考慮しており追加のシナリオではない。

2. 事故シーケンスの特定

1. (3)項にて起回事象となり得るシナリオを以下のとおり選定したが、いずれのシナリオについても、内部事象、地震及び津波レベル1PRAにて考慮しているものであり、追加すべき新たなものはない。

- ・原子炉建屋天井崩落による最終ヒートシンク喪失
- ・タービン建屋天井崩落によるタービントリップ又はプラントスクラム
- ・コントロール建屋天井崩落による計測・制御系機能喪失
- ・軽油タンク等の機能喪失及び外部電源喪失の重畳による全交流動力電源喪失
- ・海水系の閉塞による最終ヒートシンク喪失
- ・D/G室空調給気口閉塞及び外部電源喪失による全交流動力電源喪失
- ・送電網又は変圧器への相間短絡による外部電源喪失

また、上記シナリオのうち、各建屋及び軽油タンクの天井の崩落については、

除灰により発生防止を図ることが可能であること，D/G室空調給気閉塞についてもフィルタ交換により発生防止を図ることが可能であることから，それぞれ発生自体が影響のある事故シーケンスとはならないものと判断した。

設計基準を超える風（台風）事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

風（台風）事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例，国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 風荷重による建屋や設備等の損傷
- ② 強風により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞
- ③ 強風によるアクセス性や作業性の悪化

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

<建屋>

- ・原子炉建屋，コントロール建屋，タービン建屋

<屋外設備>

- ・送変電設備
- ・軽油タンク，非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下「軽油タンク等」という。）
- ・取水口

(3) 起回事象になり得るシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードごとに，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

① 風荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び屋外設備に対する風荷重により発生可能性のあるシナリオは

以下のとおり。

<建屋>

○原子炉建屋

風速については、年超過確率評価上、 10^{-7} /年となる風速は 55.7m/s（地上高 10m, 10 分間平均風速）となるが、原子炉建屋については十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造のため、この程度の極めて発生することが稀な風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。

○コントロール建屋

風速については、年超過確率評価上、 10^{-7} /年となる風速は 55.7m/s（地上高 10m, 10 分間平均風速）となるが、コントロール建屋は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり、この程度の極めて発生することが稀な風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。

○タービン建屋

タービン建屋については、建屋上層部が鉄骨造である。万が一、風荷重により破損に至るような場合は、鉄骨造である建屋上層部が考えられる。その場合の影響範囲としては、タービンや発電機が想定され、シナリオとしてはタービントリップが考えられる。

<屋外設備>

○送変電設備

風荷重により送変電設備が損傷した場合、外部電源が喪失する。

○軽油タンク等

風速については、年超過確率評価上、 10^{-7} /年となる風速は55.7m/s（地上高10m, 10分間平均風速）となるが、この程度の極めて発生することが稀な風荷重に対しても軽油タンク等が損傷に至ることはないものの、仮にこれを上回る風荷重に対し軽油タンク等が損傷し、かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失に至っているとすると、非常用ディーゼル発電設備（燃料ディタンク）の燃料枯渇により全交流動力電源喪失に至る。

②強風により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

強風により資機材、車両等が飛散して取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させた場合、原子炉補機冷却海水ポンプの取水ができなくなり最終ヒートシンク喪失に至るシナリオが考えられるが、取水口を閉塞させる程の資機材や車両等の飛散は考えられないことから考慮不要とする。

③強風によるアクセス性や作業性の悪化

強風により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響が及ぶ可能性があるものの、設計基準事故対処設備のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外作業へ影響が及んだ場合であっても問題はない。

そのため上記①の影響評価の結果として、可搬型代替交流電源設備の接続といった屋外での作業が必要となるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。

(4) 起回事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を超える風荷重に対しての裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。

① 風荷重による建屋や設備等の損傷

<建屋>

タービン建屋上層部は鉄骨造であり風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を大幅に超える風荷重が建屋に作用した場合、建屋が損傷してタービン、発電機に影響を及ぼす可能性は否定できないため、タービン建屋損傷に伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選定する。

なお、原子炉建屋及びコントロール建屋については、鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから、年超過確率 10^{-7} /年の風速55.7m/s（地上高10m，10分間平均風速）を超える風荷重が作用した場合であっても大規模損傷に至らないと考えられることから風荷重による建屋損傷シナリオは考慮不要とした。

<屋外設備>

○送変電設備損傷に伴う外部電源喪失

風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える風荷重に対して送変電設備が損傷することは否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定する。

○軽油タンク等損傷に伴う全交流動力電源喪失

仮に軽油タンク等が損傷し、かつ外部電源喪失の同時発生を想定すると全交流動力電源喪失に至るが、軽油タンク等は、年超過確率評価上、

10^{-7} /年となる風速55.7m/s（地上高10m，10分間平均風速）の風荷重が作用した場合であっても損傷に至らないことから，起因事象としての発生頻度は十分低く詳細評価は不要と考えられる。

2. 事故シーケンスの特定

1. (3)項にて起因事象となり得るシナリオを以下のとおり選定した。
 - タービン建屋損傷に伴いタービントリップに至るシナリオ
 - 送変電設備損傷に伴い外部電源喪失に至るシナリオ
 - 軽油タンク等が損傷，かつ外部電源が喪失している状況下において，非常用ディーゼル発電設備（燃料ディタンク）の燃料枯渇により，全交流動力電源喪失に至るシナリオ

上記シナリオについては，運転時の内部事象，地震及び津波レベル1PRAにて考慮しており追加のシナリオはない。

また，上記シナリオのうち，全交流動力電源喪失シナリオは，軽油タンク等の損傷可能性（年超過確率評価上， 10^{-7} /年未満）を考慮すると，発生自体が非常に稀な事象であり，起因事象としてはタービントリップと外部電源喪失のみを考慮すればよく，原子炉建屋及びコントロール建屋，軽油タンク等の損傷可能性を踏まえると，これら起因事象から有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは生じないと判断した。

設計基準を超える竜巻事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

竜巻事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例，国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷
- ② 飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷
- ③ 風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷
- ④ 竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞
- ⑤ 竜巻襲来後のがれき散乱によるアクセス性や作業性の悪化

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。ただし，屋内設備については，飛来物の建屋外壁貫通を考慮すると屋内設備に影響が及ぶ可能性が考えられるが，個別機器としては特定せず，地上1階以上かつ原子炉格納容器外の機器については破損を前提とする。

<建屋>

- ・原子炉建屋，コントロール建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋

<屋外設備>

- ・送変電設備，軽油タンク，非常用ディーゼル発電設備燃料移送系

(3) 起回事象になり得るシナリオの選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

シナリオの作成に関しては、「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価に関する実施基準：2007」（(社)日本原子力学会）及び地震 PRA の結果から、地震により発生する起因事象を参照し、竜巻での発生可能性のある起因事象となり得るシナリオについて検討した。

竜巻の影響としては、飛来物の建屋外壁貫通が考えられるものの、原子炉建屋等の大規模破損に至ることは考えられないこと、さらには原子炉格納容器及び原子炉格納容器内の設備まで影響を及ぼすことは考えられないことから、地震 PRA にて考慮している起因事象のうち、原子炉格納容器の破損、原子炉圧力容器の破損、LOCA 事象といった建屋・構造物の破損については除外した。

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードごとに、(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。

① 風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び屋内外設備に対する風荷重及び気圧差荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建屋>

○原子炉建屋

竜巻の最大風速については、年超過確率評価上、 10^{-7} /年となる風速は 90m/s 程度となるが、原子炉建屋については十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから、この程度の極めて発生することが稀な風荷重に対しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。また、風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても、風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は、原子炉建屋設計時の地震荷重よりも小さいため建屋の頑健性は維持されると考えられる。ただし、ブローアウトパネルは、建屋内外の差圧により開放する。

○コントロール建屋及び廃棄物処理建屋

原子炉建屋同様、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから、この程度の極めて発生することが稀な風荷重に対しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。また、風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても、風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋設計時の地震荷重よりも小さいため建屋の頑健性は維持されると考えられる。

○タービン建屋

竜巻の最大風速については、年超過確率評価上、 10^{-7} /年となる風速は90m/s程度となり、タービン建屋はこの程度の風荷重及び気圧差荷重で損傷に至ることはないが、建屋上層部が鉄骨造のため、仮にこれを上回る風荷重及び気圧差荷重が生じた場合には破損に至る可能性が高いと考えられる。その場合の影響範囲としては、タービンや発電機が想定され、シナリオとしてはタービントリップが考えられる。

<屋外設備>

○送変電設備

風荷重により送変電設備が損傷した場合、外部電源が喪失する。

○軽油タンク、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下「軽油タンク等」という。）

竜巻の最大風速については、年超過確率評価上、 10^{-7} /年となる風速は90m/s程度となるが、この程度の風荷重に対しても軽油タンク等が損傷に至ることはないものの、仮にこれを上回る風荷重に対し軽油タンク等が損傷した場合で、かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失に至っているとすると、非常用ディーゼル発電設備（燃料ディタンク）の燃料枯渇により全交流動力電源喪失に至るシナリオが考えられる。

<屋内設備>

- ・タービン建屋上層部が風荷重及び気圧差荷重により破損に至った場合、タービンや発電機への影響が想定され、シナリオとしてはタービントリップが考えられる。
- ・非常用電気品区域換気空調設備は、原子炉建屋内に設置されており風荷重の影響を直接受けませんが、気圧差荷重によりダクト、ファン、ダンパ等の損傷が考えられる。それらの設備の損傷により、非常用ディーゼル発電機室の換気が困難になった場合、非常用ディーゼル発電機室温度の上昇に伴い、非常用ディーゼル発電機が機能喪失、交流動力電源喪失に至るシナリオが考えられる。また、その状況下において、送変電設備の損傷により外部電源喪失にも至っているとすると、全交流動力電源喪失となる。
- ・中央制御室換気空調設備は、コントロール建屋に設置されており、気圧差荷重によりダクト、ファン、ダンパ等への影響が考えられる。それら設備の損傷により中央制御室の換気が困難になった場合、中

中央制御室内の温度が上昇するが、即、中央制御室内の機器へ影響が及ぶことはなく、また、竜巻の影響は一時的であり竜巻襲来後の対応は十分可能であるため計測・制御系喪失により制御不能に至るシナリオは考慮不要とする。

② 飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び建屋内外設備に対する飛来物の衝撃荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建屋>

○原子炉建屋，コントロール建屋，タービン建屋

飛来物が建屋外壁を貫通することにより、屋内設備に波及的影響を及ぼすことが考えられるが、発生可能性のあるシナリオについては、後述の屋内設備で考慮することとする。

<屋外設備>

○送変電設備

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。

○軽油タンク，非常用ディーゼル発電設備燃料移送系

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。

<屋内設備>

- 原子炉建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合、原子炉補機冷却系が喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性があるが、原子炉補機冷却系のサージタンクは、多重化されていることに加えて分散配置されているため原子炉補機冷却系のサージタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失する確率は極低頻度であること、さらには、竜巻の襲来確率が極低頻度であることを考慮すると、原子炉補機冷却系が喪失するのは 10^{-7} /年より小さくなることから、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオは考慮不要とする。
- 原子炉建屋3階に設置している非常用ディーゼル発電設備燃料ディタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合で、かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失に至っているとすると、非常用ディーゼル発電設備（燃料ディタンク）の燃料枯渇により全交流動力電源喪失に至るシナリオが考えられるが、原子炉建

屋 3 階の非常用ディーゼル発電設備燃料ディタンク室のコンクリート外壁の厚さは 70cm であり、飛来物の衝突に対して貫通を避けるための十分な厚さであるため、貫通することはないと考えられる。したがって、飛来物による非常用ディーゼル発電設備（燃料ディタンク）の損傷は考慮不要とする。

- 原子炉建屋 1 階に設置している非常用ディーゼル発電設備に建屋扉を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合や 3 階に設置している非常用ディーゼル発電設備室空調給気口に飛来物が衝突して閉塞し、全数機能喪失した場合で、かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失に至っているとすると、全交流動力電源喪失に至るシナリオが考えられる。しかし、非常用ディーゼル発電設備及び空調給気口は多重化されていることに加えて分散配置されているため、非常用ディーゼル発電設備が全数機能喪失する確率は極低頻度であること、さらには、竜巻の襲来確率が極低頻度であることを考慮すると、非常用ディーゼル発電設備の機能が喪失するのは 10^{-7} /年より小さくなることから、全交流動力電源喪失に至るシナリオは考慮不要とする。
- コントロール建屋最上階に設置している中央制御室内の計測・制御設備に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して安全系設備の制御に関わる設備が全数機能喪失した場合、計測・制御系機能喪失に至るシナリオが考えられるが、飛来物の衝突により安全系設備の制御に関わる設備が全数機能喪失するのは、極低頻度であると考えられることから飛来物による計測・制御系機能喪失シナリオは考慮不要とする。
- タービン建屋 2 階に設置しているタービンや発電機に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合のシナリオとしては、タービントリップが考えられる。
- タービン建屋地下 1 階から 1 階にある循環水ポンプの 1 階部分に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合、復水器の真空度が低下し、出力低下又は手動停止に至る。

ただし、上記シナリオのうち、タービントリップ以外は、飛来物発生の要因である大規模竜巻の発生頻度が極低頻度であり、さらに飛来物が発生し建屋へ衝突、壁を貫通する可能性、壁を貫通したとしてもそれにより屋内設備が機能喪失に至る可能性を考慮すると、発生可能性は極めて小さい。加えて、安全系に関わる設備（原子炉補機冷却系、非常用デ

イーゼル発電設備燃料ディタンク等)は多重化されており、複数区分の設備が同時に損傷に至らない限り上述の起因事象には至らないことから、極めて稀な事象であり詳細評価不要と判断した。

③ 風荷重、気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び屋内外設備に対する組み合わせ荷重により発生可能性のあるシナリオについては、①、②に包絡される。

④ 竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

竜巻により資機材、車両等が飛散して取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させた場合、原子炉補機冷却海水ポンプの取水ができなくなり最終ヒートシンク喪失に至るシナリオが考えられるが、取水口を閉塞させる程の資機材や車両等の飛散は考えられないことから考慮不要とする。

⑤ 竜巻襲来後のがれき散乱によるアクセス性や作業性の悪化

竜巻襲来後のがれき散乱により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響が及ぶ可能性があるものの、設計基準事故対処設備のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外作業へ影響がおよんだ場合であっても問題はない。

そのため①～④項の影響評価の結果として、可搬型代替交流電源設備の接続といった屋外での作業が必要となるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を超える風荷重、気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重に対しての裕度評価(起因事象発生可能性評価)を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

① 風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷

<建屋>

タービン建屋上層部は鉄骨造であり年超過確率評価上 10^{-7} /年となる風速 90m/s 程度を超える竜巻の風荷重及び気圧差荷重が建屋に作用した場合、建屋が損傷してタービン、発電機に影響を及ぼす可能性は否定できな

いため、タービン建屋損傷に伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選定するが、運転時の内部事象、地震及び津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

なお、原子炉建屋及びコントロール建屋については、鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されており、年超過確率評価上 10^{-7} /年となる風速90m/s程度を超える竜巻の風荷重及び気圧差荷重が作用した場合であっても大規模損傷に至らないことから風荷重及び気圧差荷重による建屋損傷シナリオは考慮不要としている。

<屋外設備>

○送変電設備損傷に伴う外部電源喪失

風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える風荷重及び気圧差荷重に対して送変電設備の損傷を否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定する。

○軽油タンク等損傷に伴う全交流動力電源喪失

仮に軽油タンク等が損傷し、かつ外部電源喪失の同時発生を想定すると全交流動力電源喪失に至るが、軽油タンク等は、年超過確率評価上 10^{-7} /年となる風速90m/s程度を超える竜巻の風荷重及び気圧差荷重が作用した場合であっても損傷に至らないことから、起因事象としての発生頻度は十分小さく詳細評価は不要と判断した。

<屋内設備>

○タービン建屋の損傷によりタービンや発電機に影響を及ぼすことによるタービントリップ

先述のとおり、タービン建屋損傷によりタービンや発電機に影響を及ぼす可能性は否定できないため、タービン建屋損傷に伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選定するが、運転時の内部事象、地震及び津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

○換気空調系損傷に伴う全交流動力電源喪失

換気空調系（非常用ディーゼル発電機電気品区域換気空調系、海水熱交換器区域換気空調系）のうち、気圧差の影響を受けやすいダクトについては、設計を超える荷重が作用した場合変形する可能性があり、一定の風量を確保することが困難になる可能性があるため、換気空調系損傷に伴う非常用ディーゼル発電機の機能喪失（外部電源喪失状況

下においては全交流動力電源喪失) がシナリオとしては考えられる。しかし、内部事象レベル 1PRA でも考慮しており追加のシナリオではない。

② 建屋や建屋内外設備に対する飛来物の衝撃荷重により発生する可能性のあるシナリオ

<建屋>

原子炉建屋、コントロール建屋及びタービン建屋は、飛来物が建屋外壁を貫通することにより、屋内設備に波及的影響を及ぼすが、発生可能性のあるシナリオは、後述の屋内設備で考慮することとする。

<屋外設備>

○送変電設備損傷に伴う外部電源喪失

飛来物の衝撃荷重に対して発生を否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定するが、運転時の内部事象、地震及び津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

○軽油タンク等損傷に伴う全交流動力電源喪失

仮に軽油タンク等が損傷し、かつ外部電源喪失の同時発生を想定すると全交流動力電源喪失に至るが、全交流動力電源喪失は運転時の内部事象、地震及び津波レベル1PRAでも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

<屋内設備>

○飛来物がタービンや発電機に衝突することに伴うタービントリップ

タービン建屋上層部は鉄骨造であり、外壁については、原子炉建屋やコントロール建屋に比べて強度が低い材質であるため飛来物の貫通リスクが高く、タービン建屋 2 階に設置しているタービンや発電機に飛来物が衝突する可能性は否定できないため、飛来物がタービンや発電機に衝突することに伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選定するが、運転時の内部事象、地震及び津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

○循環水ポンプが飛来物の衝突により損傷し、復水器の真空度が低下することに伴い出力低下又は手動停止

タービン建屋の循環水ポンプエリアの外壁には、開口部（ルーバ）があるため飛来物の侵入リスクが高く、循環水ポンプに飛来物が衝突

し、循環水ポンプが損傷する可能性がある。その場合の影響としては、復水器真空度低下に伴う出力低下又は手動停止等の措置が考えられるが、運転時の内部事象、地震及び津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

2. 炉心損傷事故シーケンスの特定

1. (3)項にて起因事象となり得るシナリオを以下のとおり選定した。
 - 風荷重及び気圧差荷重によるタービン建屋損傷又は飛来物が建屋外壁を貫通し、タービンや発電機に衝突することに伴いタービントリップに至るシナリオ
 - 送変電設備損傷に伴い外部電源喪失に至るシナリオ
 - 軽油タンク等が損傷、かつ外部電源喪失している状況下において、非常用ディーゼル発電設備の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ
 - 循環水ポンプが飛来物の衝突により損傷し、復水器の真空度が低下することに伴い出力低下又は手動停止に至るシナリオ

上記シナリオについては、運転時の内部事象、地震及び津波レベル1PRAにて考慮しており追加のシナリオはない。

また、上記シナリオのうち、全交流動力電源喪失シナリオは、軽油タンク等の損傷可能性（年超過確率 10^{-7} /年未満）を考慮すると、発生自体が非常に稀な事象であることから起因事象としてはタービントリップと外部電源喪失のみを考慮すればよく、原子炉建屋及びコントロール建屋、軽油タンク等の損傷可能性及び飛来物の建屋貫通による屋内設備の損傷可能性を踏まえると、これら起因事象から有意な影響のある炉心損傷事故シーケンスは生じないと判断した。

設計基準を超える降水事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

降水事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 建屋天井に対する荷重
- ② 敷地内での雨水の滞留による屋外機器の没水
- ③ 建屋内浸水による機器の没水又は被水
- ④ 降水によるアクセス性や作業性の悪化

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

<建屋>

- ・原子炉建屋
- ・コントロール建屋
- ・タービン建屋
- ・廃棄物処理建屋

<屋外設備>

- ・送変電設備
- ・軽油タンク及び非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下「軽油タンク等」という。）

(3) 起回事象になり得るシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードごとに，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

①雨水荷重による建屋天井の崩落

建屋に対する雨水荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建屋>

○原子炉建屋

原子炉建屋の天井が雨水荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に機能喪失することで、原子炉補機冷却系が喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、雨水が下層階へ伝播し、非常用ディーゼル発電設備及び非常用電源盤が没水又は被水により機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

○タービン建屋

タービン建屋の天井が雨水荷重により崩落した場合に、タービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至るシナリオ。また、タービン建屋熱交換器エリア屋上が雨水荷重により崩落した場合に、没水又は被水により原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。

○コントロール建屋

コントロール建屋の天井が雨水荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に又は没水若しくは被水により機能喪失し、計測・制御系機能喪失に至るシナリオ。その後、中央制御室の下階に位置している直流電源設備へ雨水が伝播し直流電源喪失に至るシナリオ。

○廃棄物処理建屋

廃棄物処理建屋の天井が雨水荷重により崩落した場合に、冷却材再循環ポンプ M/G セットや換気空調補機常用冷却水系が没水又は被水により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。

②敷地内での雨水の滞留による屋外機器の没水

敷地内で雨水が滞留した場合に、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系の燃料移送ポンプが没水し機能喪失する可能性があり、降水の影響により屋外の送変電設備の機能喪失と重畳し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

③ 建屋内浸水による機器の没水又は被水

本損傷・機能喪失モードにより発生する事故シーケンスは、発生原因が浸水によるものであり、対策は建屋周辺の止水対策となるため、重大事故防止対策の有効性の確認のためのシーケンスには適さない。よってこの損傷・機能喪失モードは考慮しない。

④ 降水によるアクセス性や作業性の悪化

降水により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの、設計基準事故対処設備のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外の作業性へ影響が及んだ場合であっても問題はない。

そのため①～③項の影響評価の結果として、可搬型代替交流電源設備の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。

(4) 起回事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を超える降水事象に対しての裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。

①雨水荷重による建屋天井の崩落

雨水荷重が各建屋天井の許容荷重を上回った場合には、(3)項で選定した各シナリオが発生する可能性はあるものの、最終ヒートシンク喪失、タービントリップ及びプラントスクラムについては、運転時の内部事象レベル1PRAでも考慮していること、計測・制御系機能喪失及び直流電源機能喪失については、地震、津波のレベル1PRAでも考慮していることから追加のシナリオではない。

なお、年超過発生確率 10^{-7} /年相当の降水（159.2 mm/h）時には、一部の屋上において雨水の流入量が排水量を上回る。このうち原子炉建屋とタービン建屋の間の2mギャップ（主蒸気トンネル室直上除く）及びタービン建屋東側換気空調系エリアの屋上では、建屋パラペット高さまで雨水が滞留する可能性があり、これらの箇所では天井が損傷する可能性が否定できない。仮にこれらの箇所の天井が崩落するもっとも厳しい状況を考えた場合には、雨水の伝播経路上にある原子炉補機冷却系サージタンク水位計、ディーゼル発電設備、非常用電源盤及びタービン建屋の常用機器が没水又は被水し、機能喪失することで最終ヒートシンク喪失と全交流動力電源喪失が

発生する可能性がある。この時、原子炉建屋最地下階において原子炉隔離時冷却系が没水により機能喪失する可能性もあることから、平成4年以降に整備したアクシデントマネジメント策に期待しない場合には、炉心損傷に至る。ただし、このような事故シーケンスは津波PRAで考慮されていることから追加の事故シーケンスグループではない。

② 敷地内での雨水の滞留による屋外機器の没水

全交流動力電源喪失については、運転時の内部事象レベル 1PRA でも考慮していることから追加のシナリオではない。

なお、年超過発生確率 10^{-7} /年相当の降水時においても一部滞留水が発生するものの、排水用フラップゲートから滞留水を速やかに海域に排水することが可能である。よって、敷地内での雨水の滞留による屋外機器の没水は、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。

2. 事故シーケンスの特定

1. (3)項にて起因事象となり得るシナリオを以下のとおり選定した。

- 原子炉建屋の天井が崩落した場合に、原子炉補機冷却系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る。また、ディーゼル発電設備及び非常用電源盤が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至る。
- タービン建屋の天井が崩落した場合にタービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至る。
- タービン建屋熱交換器エリア屋上が崩落した場合に、原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る。
- タービン建屋熱交換器エリアの天井が崩落した場合に、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至る。
- コントロール建屋の天井が崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に又は没水若しくは被水により機能喪失し、計測・制御系機能喪失に至る。さらには、中央制御室の下階に位置している直流電源設備が溢水により機能喪失に至る。
- 廃棄物処理建屋の天井が崩落した場合に、冷却材再循環ポンプ M/Gセットや換気空調補機常用冷却水系が没水又は被水により機能喪失し、プラントスクラムに至る。
- 降水の影響により屋外の送変電設備が機能喪失し外部電源喪失が発生している状態で、燃料移送ポンプが没水により機能喪失し、非常用ディーゼル発電設備（燃料ディタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至る。

失に至る。

上記シナリオについては、いずれも運転時の内部事象、地震及び津波レベル1PRAのいずれかにおいて考慮しているものであり、追加すべき新たなものはない。

また、1.(4)項での起因事象の特定結果のとおり、年超過発生確率 10^{-7} /年相当の降水時においてはタービン建屋東側換気空調系エリアの天井崩落によりタービントリップが発生する可能性が否定できないものの、緩和設備に期待できることから有意な影響又は頻度を持つ事故シーケンスとはならない。

したがって、降水事象を要因として発生し得る有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは生じないと判断した。

設計基準を超える自然現象の重畳に対する事故シーケンス抽出

1. 想定する自然現象の重畳について

第六条においてプラントへの影響が大きいと判断し、個別に評価を実施している自然現象の重畳は以下のとおり。

- ・ 建屋等に雪・降下火砕物が滞積している状態での地震発生
- ・ 積雪と降下火砕物の堆積
- ・ 地震による固縛器具（竜巻対策）の損傷
- ・ 地震による常用系空調（低温対策）の損傷
- ・ 地震による避雷鉄塔（落雷対策）の損傷
- ・ 積雪後の降水による相間短絡
- ・ 降下火砕物と積雪による相間短絡
- ・ 積雪と降下火砕物による空調への影響
- ・ 積雪時の地滑り
- ・ 風による低温影響増
- ・ 風による火災熱影響増
- ・ 取水口閉塞

想定する重畳の規模としては、第六条で想定している設計基準としても、既に極めて低い頻度を想定している。例えば、建屋等に積雪している状態で地震が発生する重畳の場合の、主事象：積雪、副事象：地震のパターンでは、年超過確率 10^{-4} /年の規模の積雪が発生し、その状態において年超過確率 10^{-2} /年の規模の地震の発生を想定している（積雪規模は除雪を考慮して設定）。事象間には時間差があることから、例えば1ヶ月の時間差を考慮した場合、 10^{-4} [/年] $\times 10^{-2}$ [/年] $\times 1/12$ [年] $=$ 約 10^{-7} [/年]の事象を想定していることになる。実際には自然融解や除雪等により、1ヶ月の間、年超過確率 10^{-4} /年の積雪の規模が持続していることは考えにくく、更に短い時間差で地震が発生する状況を想定することが妥当であるが、その場合は更に頻度は低くなる。

以上より設計基準の重畳の想定では極めて低い頻度を想定しているものの、大規模損壊となりえるようなシナリオの有無を確認するため、更に低頻度の重畳による影響について確認する。

2. 想定シナリオ

1. の自然現象の重畳について、設計基準を超える規模を想定した場合のシナリオについて以下のとおり整理した。

① 建屋天井等を損傷させる重畳

以下の重畳については、設計基準を超える荷重により建屋天井や屋外設備の損傷を考慮する。

- ・ 建屋等に雪・降下火砕物が滞積している状態での地震発生
- ・ 積雪と降下火砕物の堆積

損傷する可能性のある建屋及び屋外設備（屋外に面した設備含む）と、当該設備が損傷した場合に発生するシナリオを以下のとおり選定した。

- ・ 原子炉建屋
→ 建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンク機能喪失により最終ヒートシンク喪失
- ・ コントロール建屋
→ 建屋最上階に設置している中央制御室内の計測・制御設備機能喪失
- ・ タービン建屋
→ 建屋2階に設置しているタービンや発電機機能喪失によりタービントリップ
- ・ 屋外設備
→ 送変電設備及び軽油タンク、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系の機能喪失により全交流動力電源喪失

② 防護設備を損壊させる重畳

以下の重畳については、一方の影響により他方の事象に対する防護設備が損壊する状況を考慮する。

- ・ 地震による固縛器具（竜巻対策）の損傷
- ・ 地震による常用系空調（低温対策）の損傷
- ・ 地震による避雷鉄塔（落雷対策）の損傷

これらについては、事象の規模に関係なくプラントが停止している可能性が高いことから基本的には考慮不要と考えられるものの、仮に2つの事象が同時に発生するような稀な状況を想定した場合、発生する可能性があるシナリオを以下のとおり選定した。

- ・竜巻飛来物の建屋外壁貫通
 - 原子炉建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンク機能喪失により最終ヒートシンク喪失
 - 原子炉建屋3階に設置している非常用ディーゼル発電設備燃料ディタンクや原子炉建屋1階に設置している非常用ディーゼル発電設備等の機能喪失により全交流動力電源喪失
 - コントロール建屋最上階に設置している中央制御室内の計測・制御設備機能喪失
 - タービン建屋2階に設置しているタービンや発電機機能喪失によりタービントリップ
- ・低温による凍結
 - 低温影響については比較的緩やかであり、低温時に地震が発生し常用系空調が破損した場合も建屋内の設備は即時に機能喪失しないことからプラントの安全性に影響を及ぼすようなシナリオは存在しない。
- ・落雷による発生する雷サージ
 - 計測・制御設備誤動作によるプラントスクラム
 - 保安器の設計を超える落雷による外部電源喪失や、軽油タンクと非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージによる非常用ディーゼル発電設備機能喪失による全交流動力電源喪失
 - 屋外又は屋内設備へ発生する誘導電位により、各種設備が機能喪失

③ 相間短絡を発生させる重畳

以下の重畳については、相間短絡発生を考慮する。

- ・積雪後の降水による相間短絡
- ・降下火砕物と積雪による相間短絡

相間短絡発生により外部電源喪失に至るシナリオが想定される。

④ 空調給排気口への影響

以下の重畳については、空調給排気口の閉塞を考慮する。

- ・積雪と降下火砕物による空調への影響

仮に非常に稀な頻度の重畳を想定した場合も、給排気口の設置高さまでは十分な裕度があることから、有意な頻度を持つシナリオとはなりえない。

⑤ 地滑り影響

以下の重畳については、建屋や屋外設備までの到達を考慮する。

- ・積雪時の地滑り

一部の建屋外壁や屋外設備損傷が発生する可能性があるが、発生可能性は非常に稀と考えられ、有意な頻度又は影響のあるシナリオとはなりえない。

⑥ 風による熱影響の増加

以下の重畳については、熱影響の増大を考慮する。

- ・風による低温影響増
- ・風による火災熱影響増

損傷する可能性のある設備と、当該設備が損傷した場合に発生するシナリオを以下のとおり選定した。

- ・屋外タンク及び配管内流体の凍結
→送電線や碍子への着氷での相間短絡による外部電源喪失と併せて、全交流動力電源喪失
- ・防火帯内の可搬型重大事故等対処設備への輻射熱影響
→外部電源喪失及び一部の可搬型重大事故等対処設備等の損傷

⑦ 取水口閉塞

取水口閉塞については、除塵装置と既に整備された手順等にて対応可能であり、作業不能となることは考えにくいことからプラントの安全性に影響を及ぼすことは考えにくいものの、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオが想定される。

3. まとめ

極めて低頻度の自然現象の重畳を想定した場合、以下のようなシナリオが抽出された。

- ・最終ヒートシンク喪失
- ・全交流動力電源喪失
- ・計測・制御系機能喪失
- ・過渡事象(タービントリップ, 計測・制御設備誤動作によるプラントスクラム)

以上については大規模損壊における地震若しくは大型航空機衝突で想定しているシナリオに全て包絡されることから、自然現象の重畳として新たに想定すべきようなシナリオは存在しない。

PRA で選定しなかった事故シーケンス等への対応について

レベル 1PRA により抽出された事故シーケンスのうち、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスを以下に挙げる。

- a. Excessive LOCA
- b. 計測・制御系喪失
- c. 格納容器バイパス
- d. 原子炉圧力容器・格納容器損傷
- e. 原子炉建屋損傷
- f. 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/G 喪失)+原子炉停止失敗
- g. 大 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗

以上の事故シーケンスのうち、a. ～ f. の 6 つの事故シーケンスについては、外部事象の地震による建屋・格納容器等の大規模な損傷を想定していることから、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない場合も考えられるシーケンスであるが、これらの全炉心損傷頻度への寄与率は 6 号炉で 3.5%、7 号炉で 2.3%と寄与率が低い上、これらは事象進展の不確かさゆえに炉心損傷直結と整理しているものであり、より詳細かつ現実的な評価を実施した結果、損傷の程度によっては炉心損傷を回避でき、炉心損傷頻度は現状よりも低下すると考えているシーケンスである。

万一、これらの事象に至った場合においても、重大事故等発生時の対策として配備する可搬型重大事故等対処設備及び当該設備による対応手順により、事故進展の緩和及び原子炉格納容器の破損防止を図ることに加えて、原子炉格納容器の健全性が損なわれるような事態に対しては、大規模損壊発生時の対策として整備する対応手順により原子炉格納容器の破損状態の緩和又は放射性物質の放出低減を図ることが可能と考えられる。

g. の事故シーケンスについては、国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても炉心損傷防止対策を講じることは困難であるが、原子炉格納容器の機能に期待できるシーケンスである。

また、レベル 1.5PRA により炉心損傷後に格納容器バイパスに至るものとして以下の原子炉格納容器の破損モードを抽出している。

- h. 格納容器隔離失敗

上記事象が発生した場合、大量の放射性物質の放出に至る可能性があるが、全

原子炉格納容器の破損頻度への寄与割合は 0.1%以下と極めて小さく、有意な頻度ではない。

万一、本事象に至った場合においても、熔融炉心冷却及び核分裂生成物を補足する観点での格納容器スプレイ等、可能な対応手順を実施するとともに、損傷の程度に応じて大規模損壊発生時の対策として整備する対応手順により、放射性物質の放出低減を図ることが可能と考えられる。(表 1 参照)

表 1 各事故シーケンスの扱い(1/6)

事故シーケンスグループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
a. Excessive LOCA	<p>大規模な地震では、原子炉格納容器内の一次冷却材圧力バウンダリにおいて、大破断LOCAを超える規模の損傷に伴う冷却材喪失(Excessive LOCA)が発生する可能性がある。具体的には、SRVの開放失敗による原子炉圧力上昇又は地震による直接的な荷重により、原子炉格納容器内の一次冷却材配管が損傷に至るシナリオを想定している。</p> <p>なお、本事象の評価結果に大きく影響するSRV及び格納容器内配管のフラジリティ評価はかなり保守的な評価になっており、現実的なSRV及び格納容器内配管の耐性がPRAの結果に現れているものではないと考えている。現実的には、SRV及び格納容器内配管の一部が損傷してもExcessive LOCAには至ることなく、緩和系による事象収束に期待できると考えられる。このことから、本事象によって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断しており、本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。[*]</p>	<p>KK6 : 1.1E-06 KK7 : 6.9E-08</p>	<p>大規模損壊発生時の対応に含まれる。</p>

※ 「柏崎刈羽6号及び7号炉事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について 別紙2 外部事象(地震)に特有の事故シーケンスについて(平成27年7月14日 第249回原子力発電所の新規規制基準適合性に係る審査会合資料2-4-2)」参照

表 1 各事故シーケンスの扱い(2/6)

事故シーケンスグループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
b. 計測・制御系喪失	<p>大規模な地震の発生により、計測・制御機能が喪失することで、プラントの監視及び制御が不能に陥る可能性がある。この事象が発生した際のプラント挙動が明確でないことから、炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>ただし、直立盤又は計装ラックが倒壊するような、復旧困難な損傷でない限りは復旧作業による機能回復が見込めると考えられる。このため、現実的には一時的な機能喪失にとどまる機器が多く、地震後に再起動操作を実施することで緩和系による事象収束が期待できると考えられる。このことから、本事象によって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断しており、本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。*</p>	<p>KK6 : 1.9E-07 KK7 : 1.2E-07</p>	<p>大規模損壊発生時の対応に含まれる。</p>
c. 格納容器バイパス	<p>大規模な地震では、原子炉格納容器外で配管破断等が発生し、原子炉格納容器をバイパスした冷却材の流出が発生する可能性がある。格納容器バイパスはインターフェイスシステムLOCAとバイパス破断に細分化され、バイパス破断は常時開等の隔離弁に接続している配管が原子炉格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで冷却材が流出する事象である。配管破断の程度や破断箇所の特長、影響緩和措置の成立性等に応じた網羅的な事象進展の評価</p>	<p>KK6 : 9.6E-07 KK7 : 1.2E-07</p>	<p>大規模損壊発生時の対応に含まれる。</p>

※ 「柏崎刈羽6号及び7号炉事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について 別紙2 外部事象(地震)に特有の事故シーケンスについて(平成27年7月14日 第249回原子力発電所の新規規制基準適合性に係る審査会合資料2-4-2)」参照

表 1 各事故シーケンスの扱い(3/6)

事故シーケンスグループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
	<p>が困難なことから炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>なお、本事象の評価結果に大きく影響する原子炉冷却材浄化系(CUW)配管については、耐震クラスBであることから、地震動の大きさに限らず損傷確率1と仮定するかなり保守的な評価になっており、現実的なCUW配管の耐性がPRAの結果に現れているものではないと考えている。</p> <p>また、損傷の程度や位置によっては、影響の及ぶ建屋内の機器は限定的となり、原子炉圧力容器へ注水を継続することにより炉心損傷回避が図られるものと考えられる。損傷の程度によっては有効性評価において必ず評価する事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスになること、このため、本事故シーケンスによって炉心損傷に至る頻度は現状の評価結果よりも十分に小さいと判断されることから、本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。*</p>		

※ 「柏崎刈羽6号及び7号炉事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について 別紙2 外部事象(地震)に特有の事故シーケンスについて(平成27年7月14日 第249回原子力発電所の新規規制基準適合性に係る審査会合資料2-4-2)」参照

表 1 各事故シーケンスの扱い(4/6)

事故シーケンスグループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
d. 原子炉圧力容器・格納容器損傷	大規模な地震では、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器の損傷が発生する可能性がある。この場合、損傷の規模や緩和系による事象収束可能性の評価が困難なことから、炉心損傷に直結する事象として抽出した。 なお、本事象の評価結果に大きく影響するフラジリティ評価はかなり保守的な評価になっており、現実的な原子炉圧力容器又は原子炉格納容器の耐性がPRAの結果に現れているものではないと考えている。このことから、本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。*	KK6 : 1.2E-06 KK7 : 8.9E-07	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
e. 原子炉建屋損傷	大規模な地震では、原子炉建屋、又は原子炉建屋を支持している基礎地盤が損傷することで、建屋内の原子炉格納容器、原子炉圧力容器等の機器及び構造物が大規模な損傷を受ける可能性がある。この場合、損傷の規模や緩和系に期待できる可能性を詳細に考慮することが困難なことから、炉心損傷に直結する事象として抽出した。 なお、本事象の評価結果に大きく影響するフラジリティ評価はかなり保守的な評価になっていると考えており、基礎地盤変形がの発生は現実的には考えにくい。このことから、本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。*	KK6 : 3.6E-06 KK7 : 3.8E-06	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

※ 「柏崎刈羽6号及び7号炉事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について 別紙2 外部事象(地震)に特有の事故シーケンスについて(平成27年7月14日 第249回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料2-4-2)」参照

表 1 各事故シーケンスの扱い(5/6)

事故シーケンスグループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
f. 全交流動力電源喪失(外部電源喪失 + D/G喪失) + 原子炉停止失敗	<p>原子炉スクラムの失敗と全交流動力電源の喪失が重畳する事故シーケンスであり，地震PRAから抽出されている。制御棒による原子炉停止に期待できない場合の代替の原子炉停止手段としてはほう酸水注入系を設けているが，全交流動力電源の喪失によってほう酸水注入系が機能喪失に至ることから，炉心損傷を防ぐことができない。今回の調査では，原子炉停止機能について，ほう酸水注入系に期待できない場合のバックアップとなる対策は確認できなかったことから，このシーケンスを，国内外の先進的な対策を考慮しても，炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスとして整理した。</p> <p>ただし，原子炉停止失敗の原因となる原子炉内構造物等の損傷について，地震要因による損傷の発生は否定できないものの，地震発生から損傷に至るまでには時間差があると考えられる。地震動は地震発生と同時に最大加速度に至る傾向にはなく，3～4秒程度で最大加速度に達することから，地震加速度大(水平120 gal，鉛直100 gal)によるスクラム信号発信を受けた制御棒挿入(100%挿入で1.33秒，60%挿入で0.85秒)は原子炉内構造物等の損傷頻度が高くなる地震加速度に至るまでに余裕をもって完了している可能性が高い。</p> <p>また，部分的な制御棒挿入失敗のケースでは必ずしも臨界とはならない</p>	<p>KK6 : 4.7E-09 KK7 : 1.8E-07</p>	<p>大規模損壊発生時の対応に含まれる。</p>

※ 「柏崎刈羽6号及び7号炉事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について 別紙2 外部事象(地震)に特有の事故シーケンスについて(平成27年7月14日 第249回原子力発電所の新規規制基準適合性に係る審査会合資料2-4-2)」参照

表 1 各事故シーケンスの扱い(6/6)

事故シーケンスグループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
	<p>が、地震によるCRDの損傷については系統間での完全相関を想定しており、1本の制御棒でも挿入失敗した場合はスクラム失敗により炉心損傷するものとしてかなり保守的に評価している。</p> <p>以上より、本事故シーケンスによって炉心損傷に至る頻度は現状の評価結果よりも十分に小さいと判断されることから、本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。*</p>		
g. 大 LOCA + HPCF 注水失敗 + 低圧 ECCS 注水失敗	<p>原子炉圧力容器から多量の冷却材が短時間で失われていく事象であり、大LOCA後は数分以内に多量の注水を開始しなければ炉心損傷を防止することができない。今回の調査では、事象発生から極めて短時間に多量の注入が可能な対策(インターロックの追設等)は確認できなかったことから、このシーケンスを国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスとして整理した。</p> <p>(原子炉格納容器の破損防止対策が有効に機能することで、原子炉格納容器機能の維持に期待できる。)</p>	<p>KK6 : 5.0E-10 KK7 : 5.0E-10</p>	<p>手順を有効性評価で示すとおり、原子炉圧力容器への代替注水、代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却、代替循環冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱によって原子炉格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出の防止を図る。</p>

※ 「柏崎刈羽6号及び7号炉事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について 別紙2 外部事象(地震)に特有の事故シーケンスについて(平成27年7月14日 第249回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料2-4-2)」参照

また、炉心損傷後に格納容器バイパスに至る以下の原子炉格納容器の破損モードに対して、整備した手順書により緩和措置を行うことが可能である。

事故シーケンスグループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
h. 格納容器 隔離失敗	<p>炉心が損傷した時点で、原子炉格納容器の隔離に失敗しており、原子炉格納容器の閉じ込め機能を喪失している事象を想定している。</p> <p>なお、現状の運転管理として格納容器内の圧力を日常的に監視している他、格納容器圧力について1日1回記録を採取している。仮に今回想定したような大規模な漏えいが生じた場合、速やかに検知できる可能性が高いと考える。</p>	KK6/7 : 5.5E-11	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

大規模損壊発生時の対応

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム発生時の対応概要

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊発生時には、プラントの監視及び制御機能の喪失や大型航空機衝突等による大規模火災等の発生が想定され、このような状況において、初動対応を行う上で最も優先すべきはプラントの状況を把握することである。

このため、事象が発生した場合、緊急時対策本部は、中央制御室の状況、大まかなプラント状況の確認、把握を可能な範囲で行った後、速やかに「プラント状態確認チェックシート」を用いて、具体的にプラント被災状況、対応可能要員の把握等を行う。

当該号炉に関する対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に事故発生号炉の当直副長が行う。万一、中央制御室の機能喪失時や中央制御室との連絡が取れない場合等、当直副長の指揮下で対応できない場合には、緊急時対策本部長は、当該号炉の運転員又は緊急時対策本部の号機班の中から当該号炉の対応操作の責任者を定め対応に当たらせる。

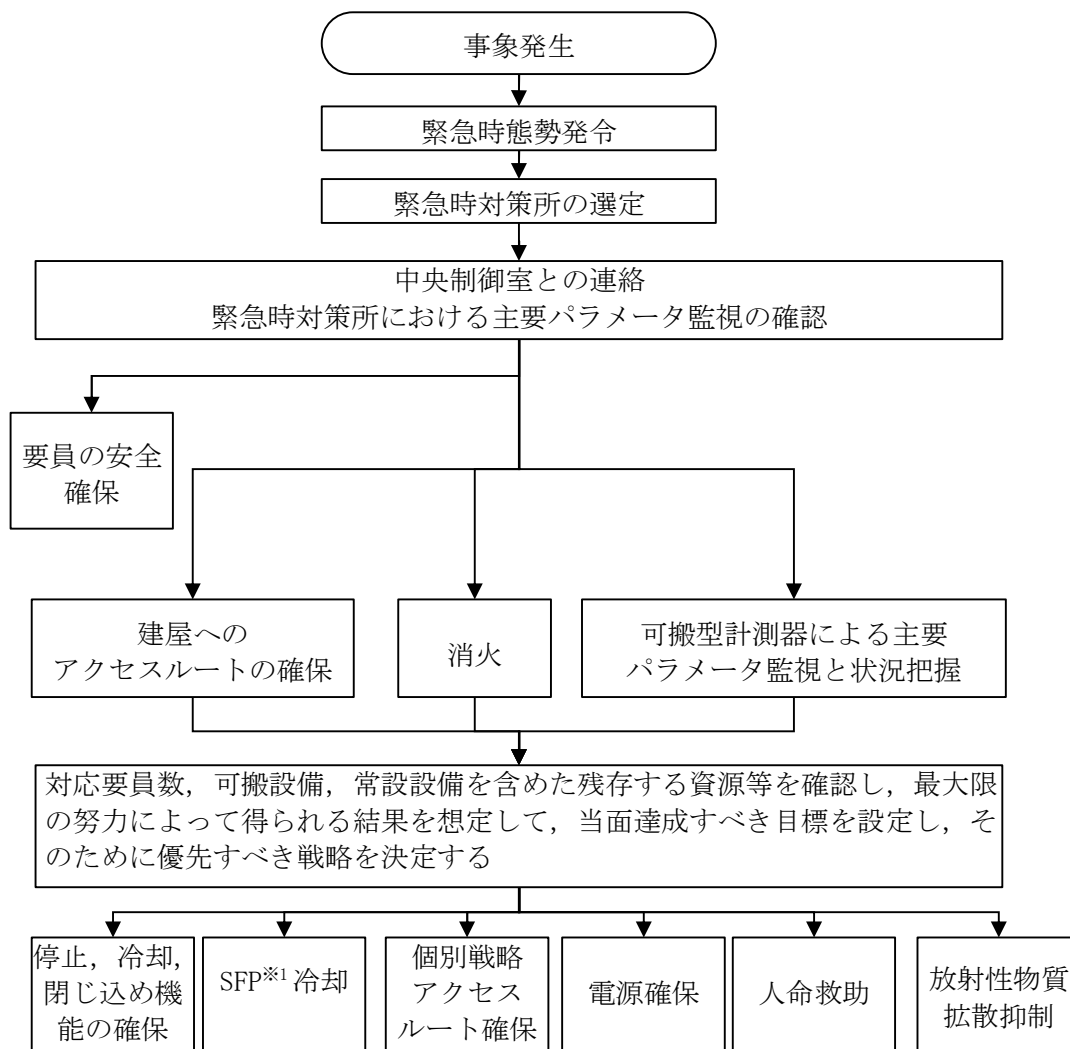
当直副長又は当該号炉の対応操作の責任者が判断した結果及びそれに基づき実施した監視や操作については、緊急時対策本部に報告し、各機能班の責任者（統括又は班長）は、その時点における他号炉の状況、リソースや対応の優先順位付け等を判断し、必要な支援や対応を行う。

また、緊急時対策本部は、プラントの影響予測を行い、その結果を基に各機能の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。

緊急時対策本部長は、これらの情報を収集し、発電所全体の対応について総括的な責任を担う。

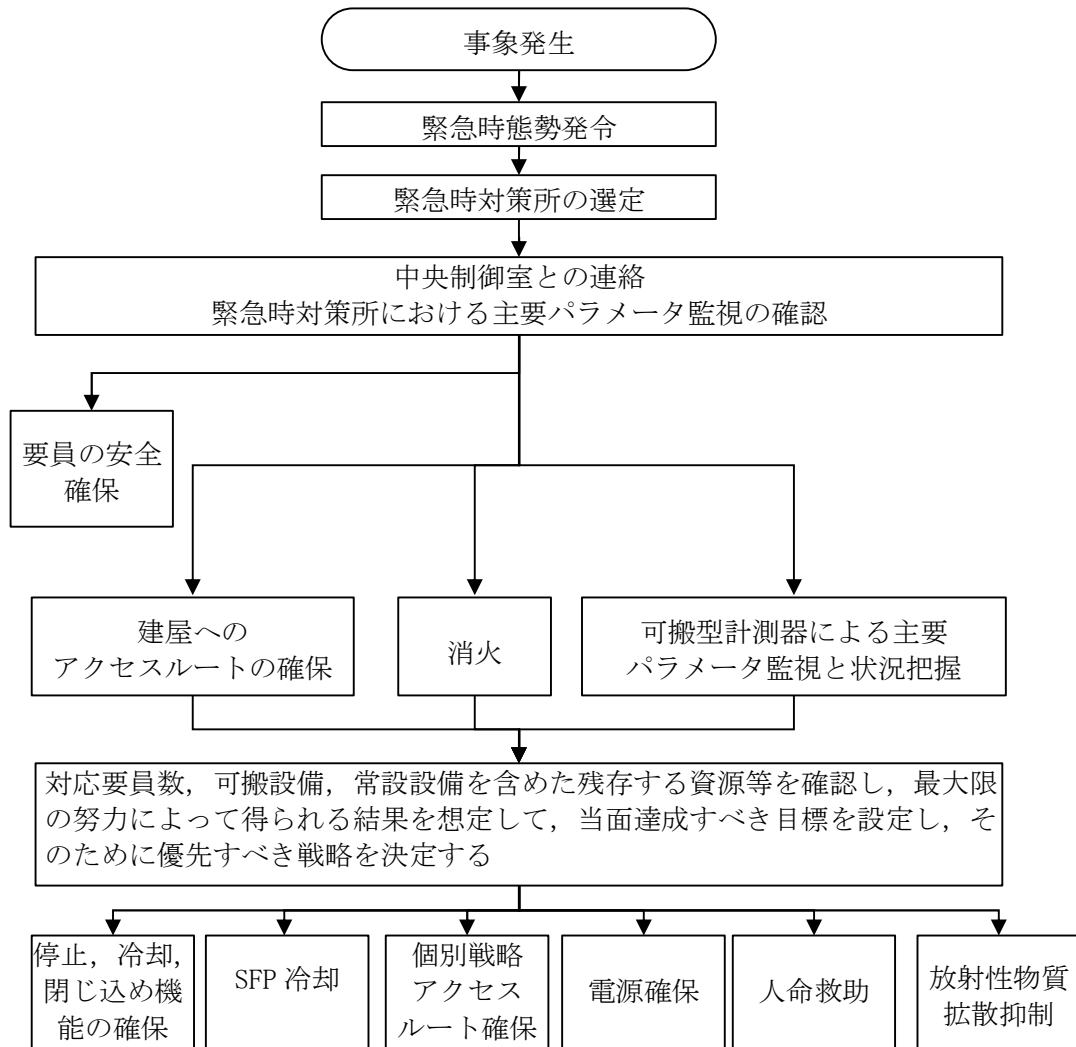
以下に、初期対応の概要、緊急時対策本部で使用する対応フロー、プラント状態確認チェックシートを示す。

1. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突時の対応概要
 (1) 対応の全体フロー概略（大地震等の事前予測ができない事象の場合）

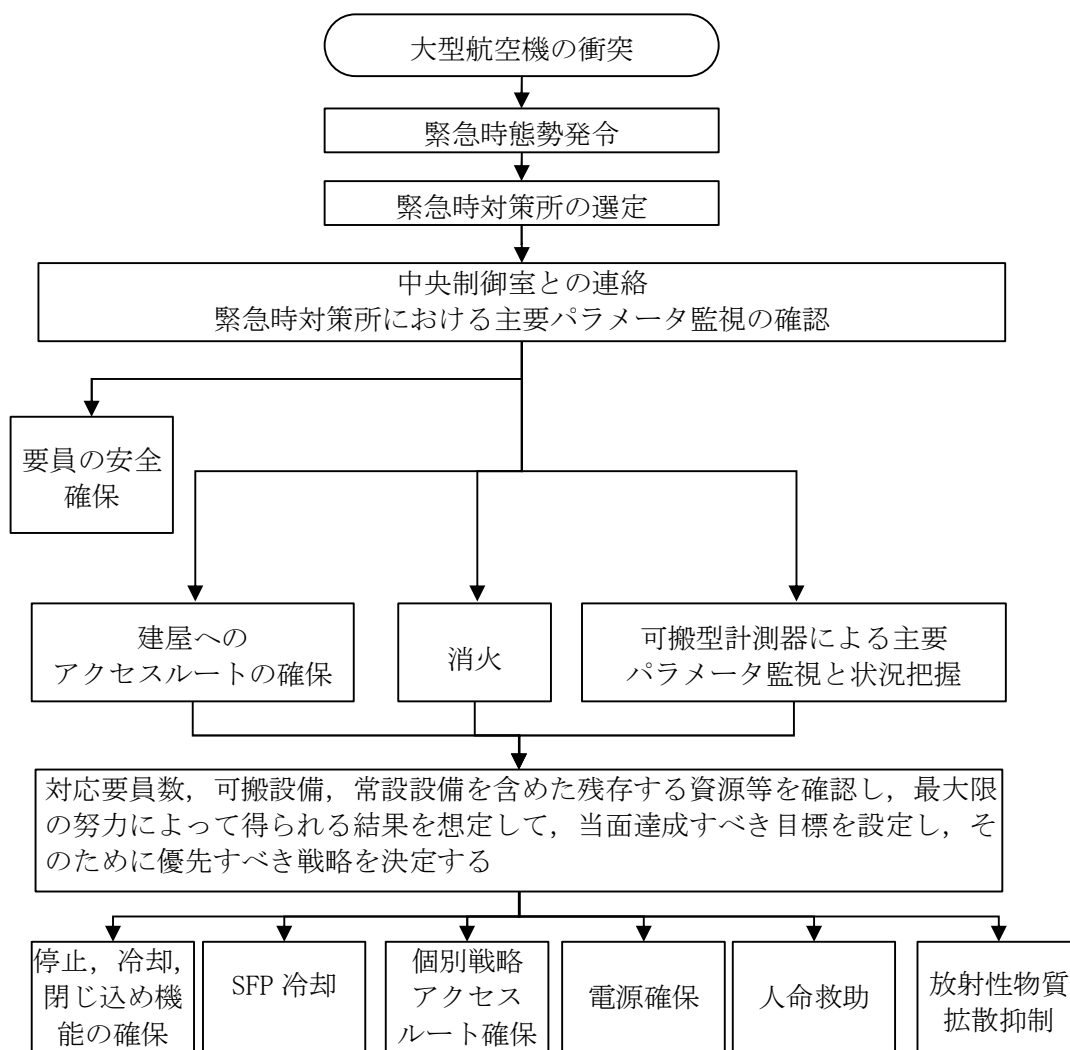


※1 使用済燃料プール（以下、本添付資料において「SFP」という。）

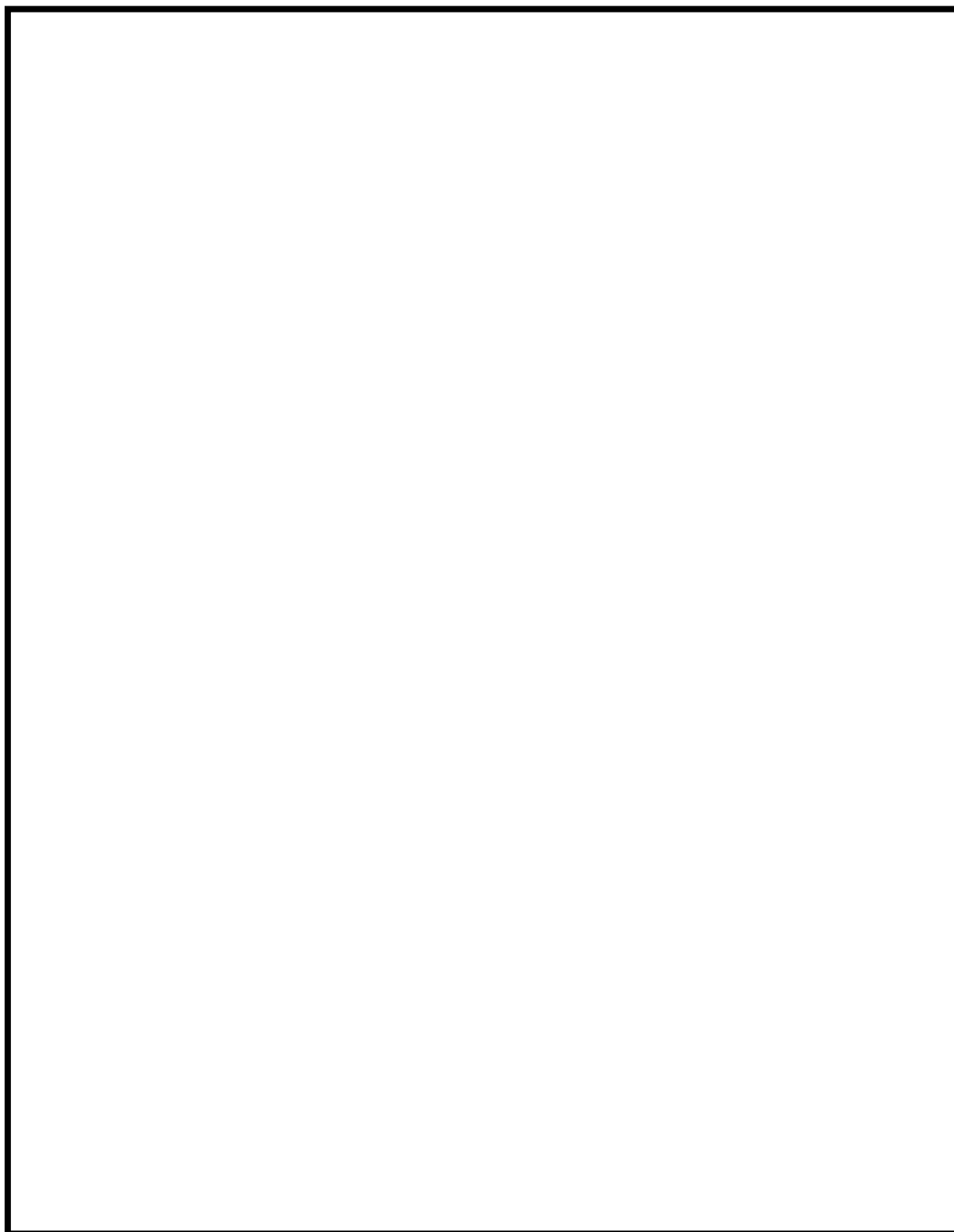
(2) 対応の全体フロー概略（大津波警報の発表（事前予測ができる事象）の場合）



(3) 対応の全体フロー概略（大型航空機の衝突の場合）



(4) 対応の全体フロー概略（テロリズムの発生の場合）

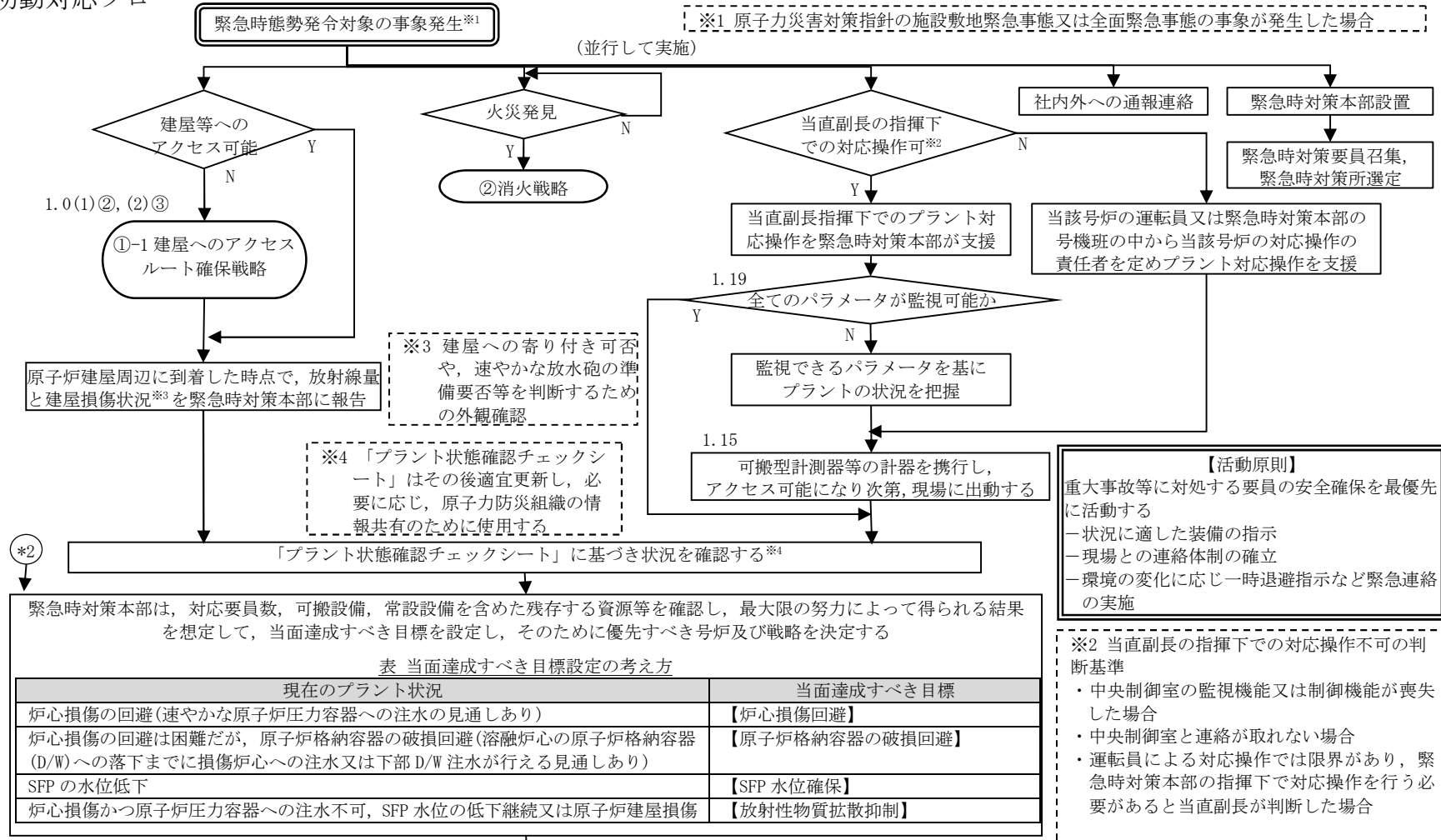


枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2. 緊急時対策本部で使用する対応フロー

初動対応フロー

「緊急時対策本部運営要領」に記載の内容

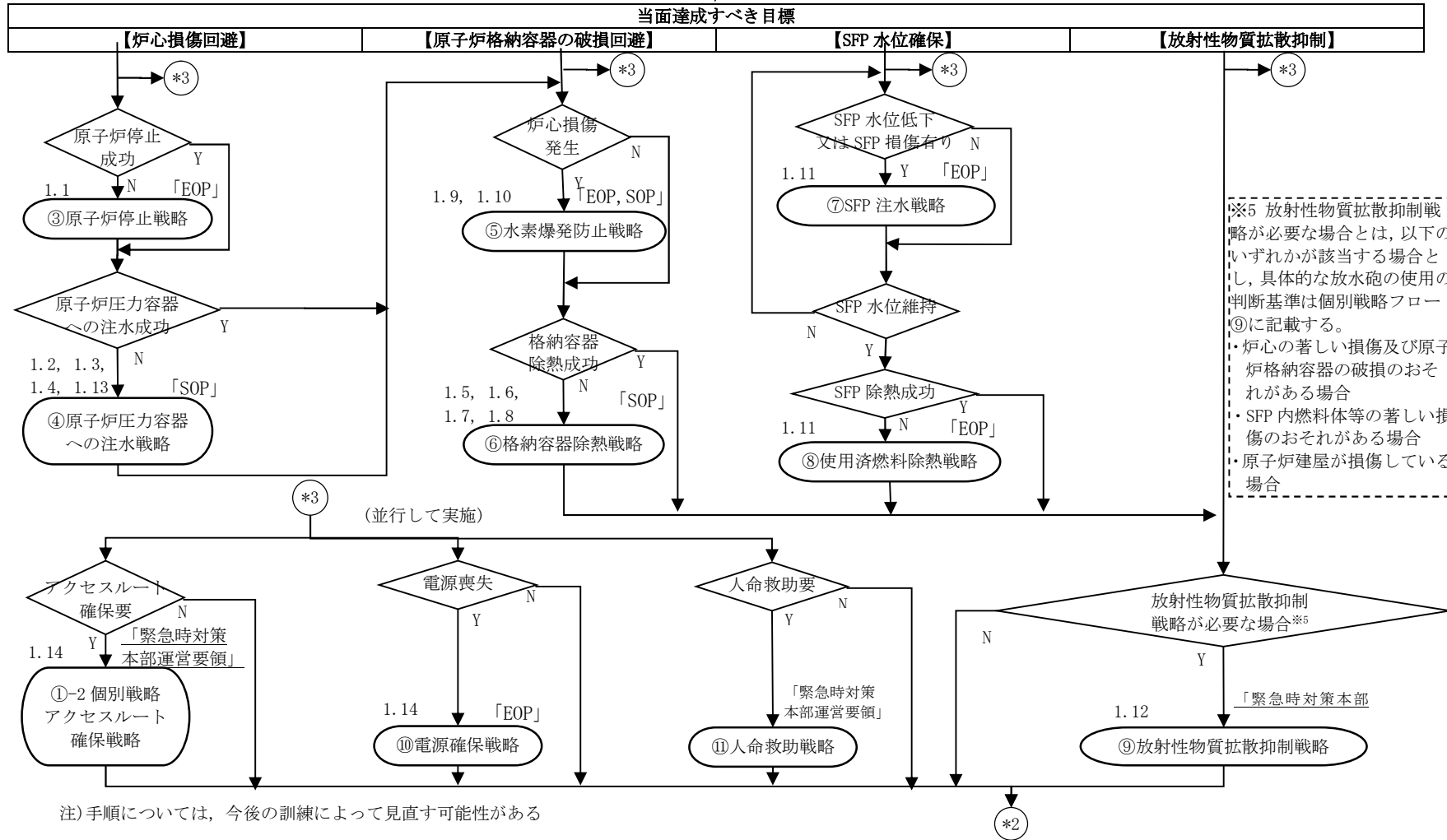


添付 2.1-76

※1 手順については, 今後の訓練によって見直す可能性がある

「EOP」：事故時運転操作手順書（微候ベース）
 「SOP」：事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）

「緊急時対策本部運営要領」の概要図

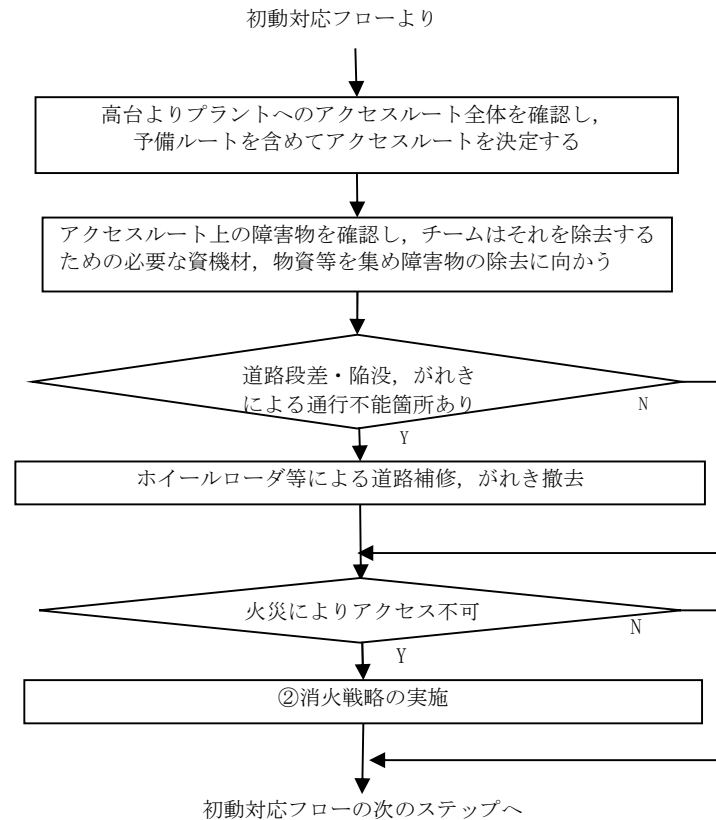


添付 2.1-77

個別戦略フロー

①-1 建屋へのアクセスルート確保戦略

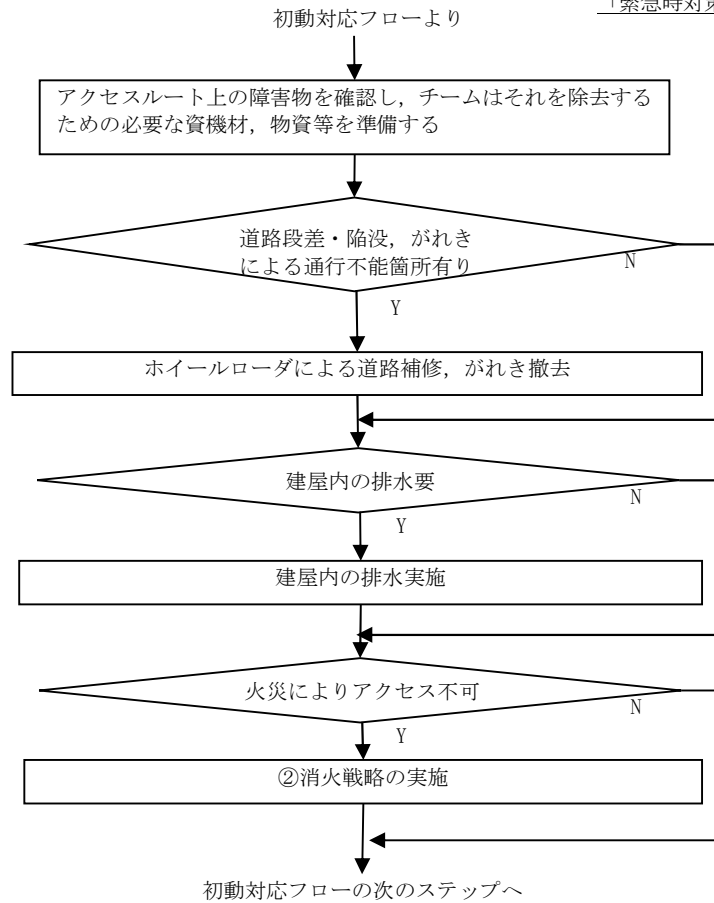
「緊急時対策本部運営要領」の概要図



注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

①-2 個別戦略アクセルート確保戦略

「緊急時対策本部運営要領」の概要図

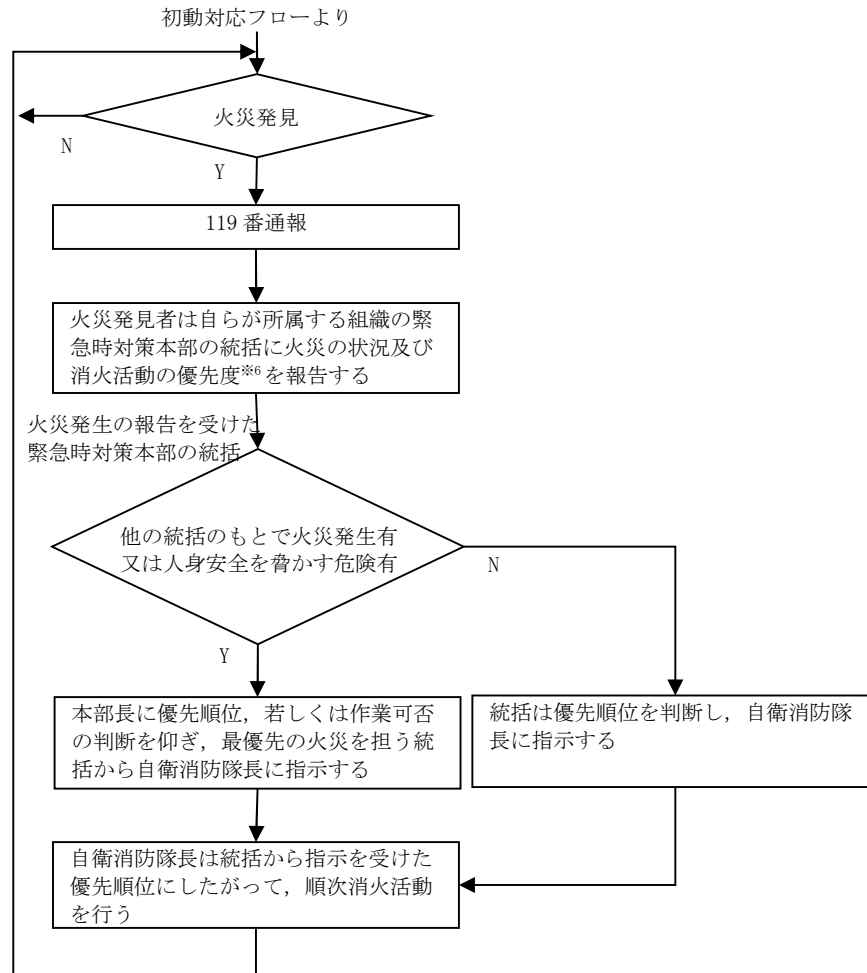


添付 2.1-79

注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

②消火戦略

「火災防護計画」に記載の内容



注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

※6 消火活動の優先度

火災発見の都度、以下の(1)～(4)の区分を基本に消火活動の優先度を判定し、優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。

(1) アクセスルート・操作箇所確保のための消火

- ① アクセスルート確保
- ② 車両及びホースルートの設置エリアの確保
(初期消火に用いる化学消防自動車、大型化学高所放水車等)

(2) 原子力安全の確保のための消火

- ③ 重大事故等対処設備が設置された建屋、放射性物質内包の建屋
- ④ 可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保
- ⑤ 大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及びホースルート、放水砲の設置エリアの確保

(3) 火災の波及性が考えられ、事故収束に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火

- ⑥ 可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所の確保
- ⑦ 代替熱交換器車の設置エリアの確保

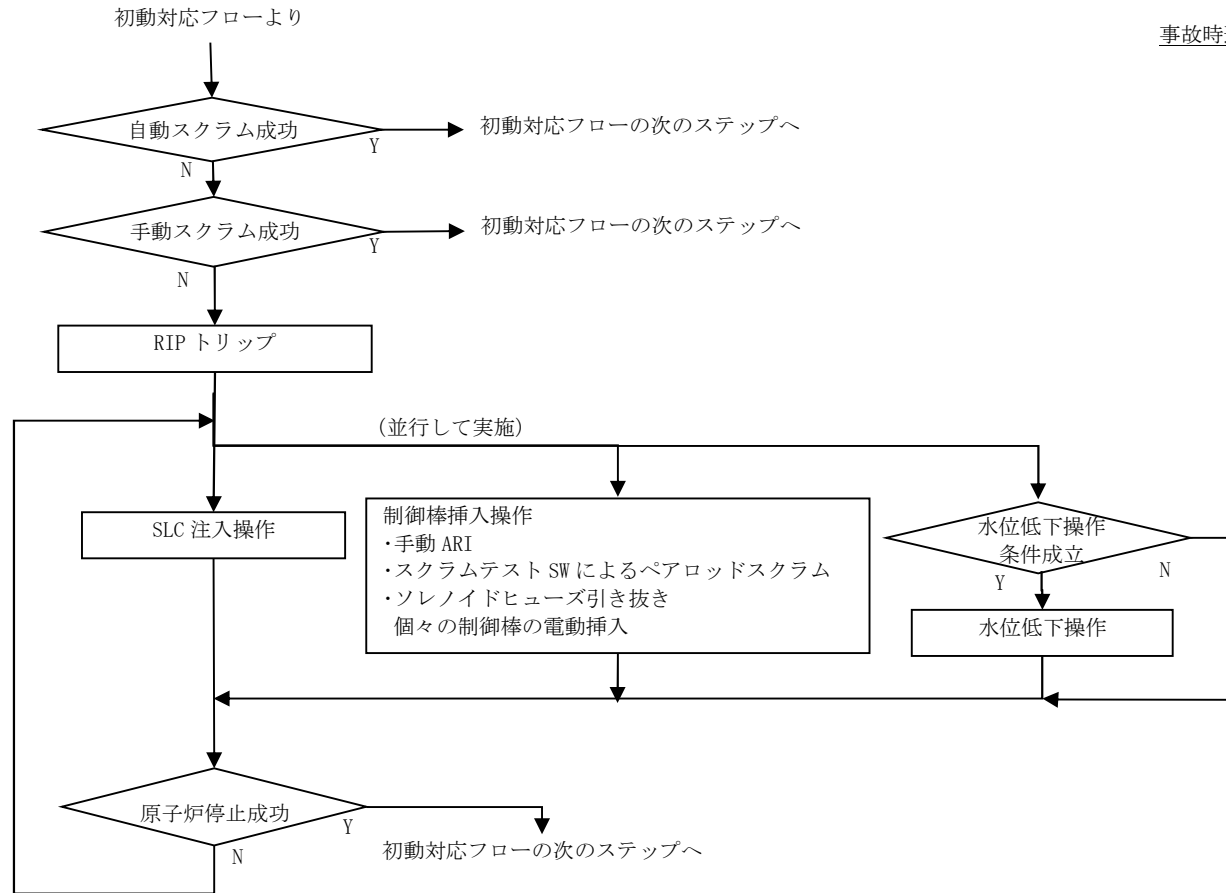
(4) その他火災の消火

- (1) から (3) 以外の火災は、対応可能な段階になってから、可能な範囲で消火する。

建屋内外ともに上記の考え方を基本に消火するが、大型航空機衝突による建屋内の大規模な火災時は、入城可能な状態になってから消火活動を実施する。

③原子炉停止戦略

事故時運転操作手順書(微候ベース)反応度制御



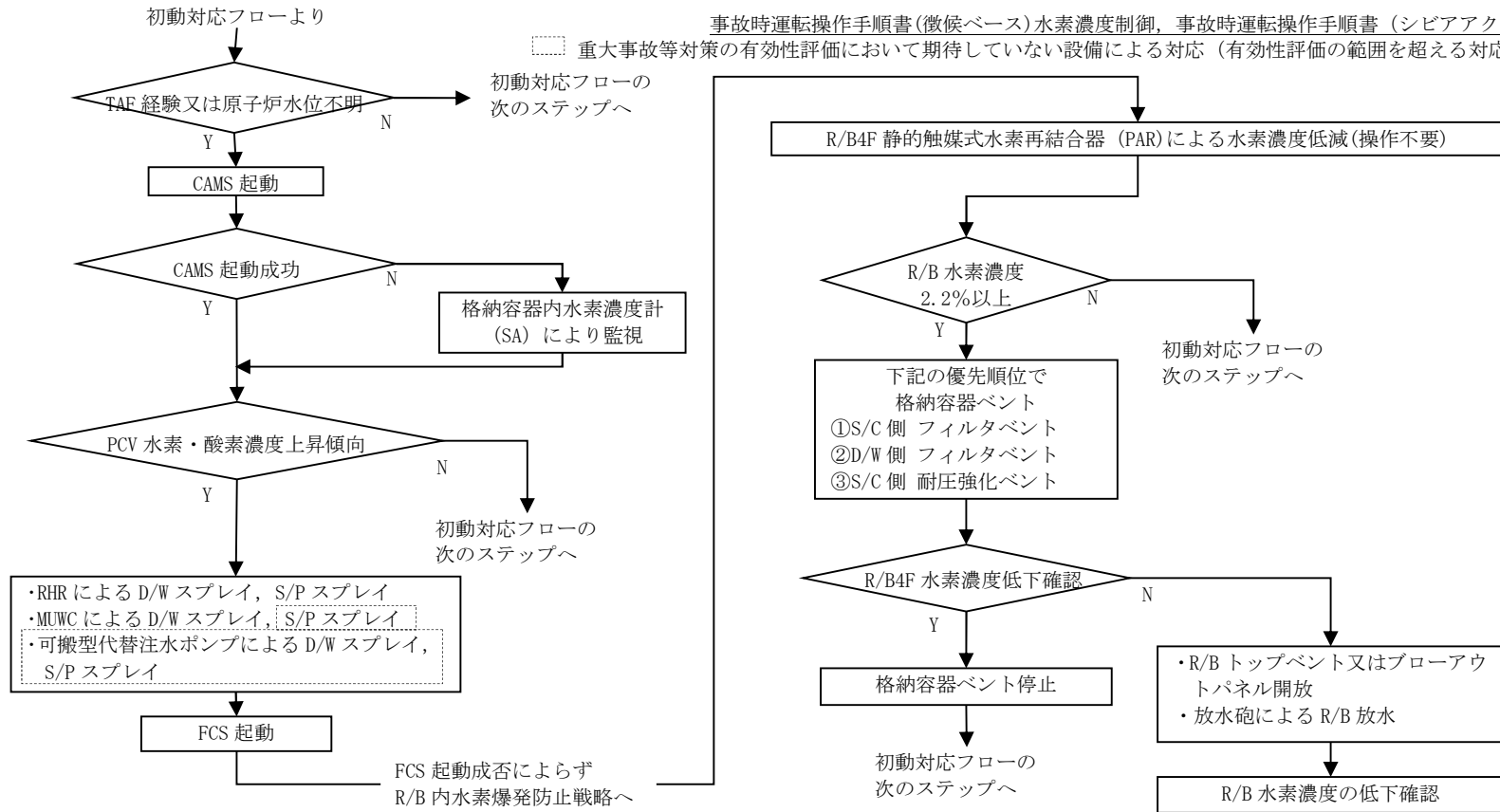
添付 2.1-81

注)手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

⑤水素爆発防止戦略

事故時運転操作手順書(徴候ベース)水素濃度制御, 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)

重大事故等対策の有効性評価において期待していない設備による対応 (有効性評価の範囲を超える対応)

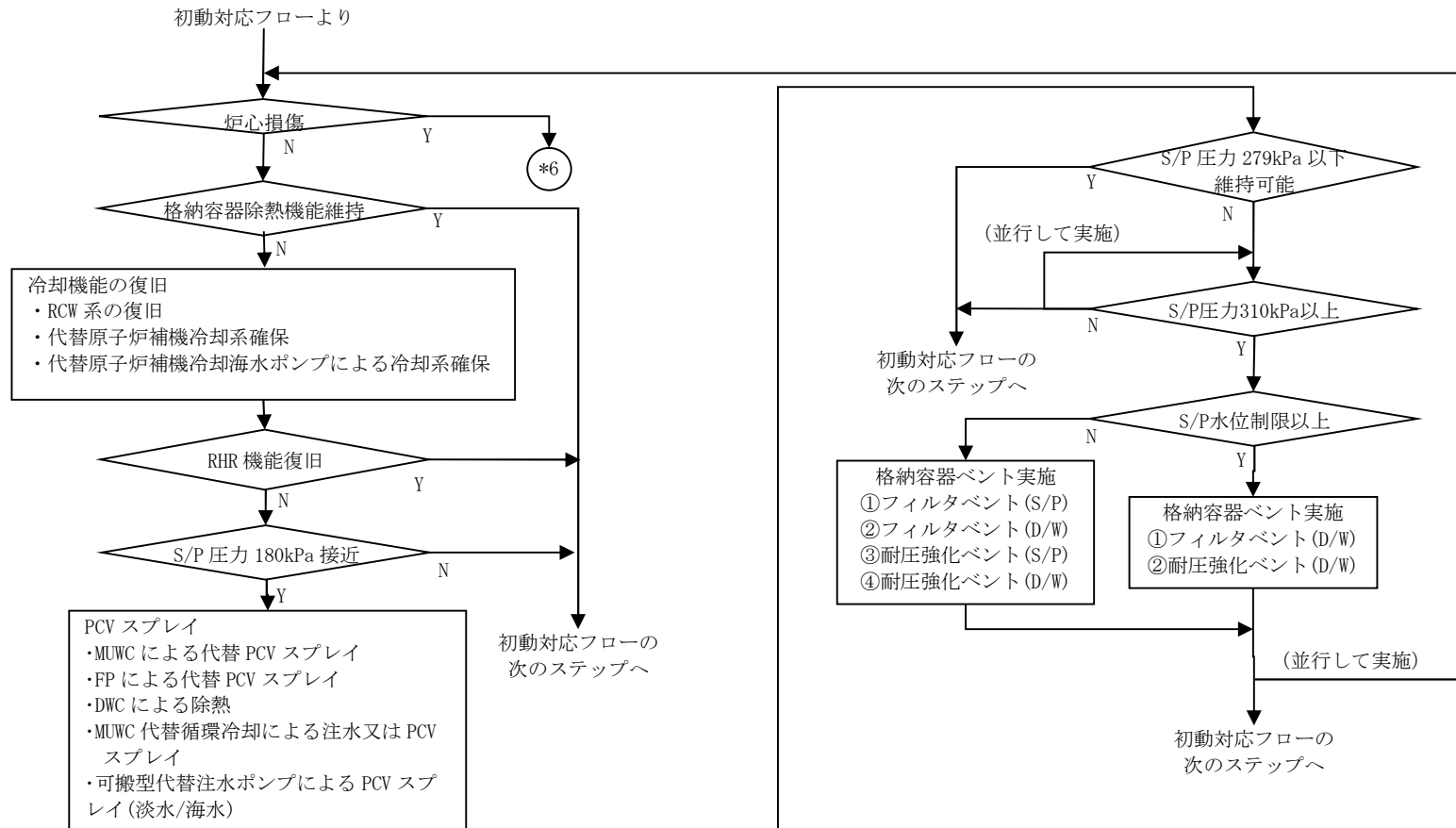


重大事故等対策の有効性評価において期待していない設備による対応 (有効性評価の範囲を超える対応)

注) 手順及び判断基準については、今後の訓練等によって見直す可能性がある

⑥-1 格納容器除熱戦略（炉心損傷前）

事故時運転操作手順書(微候ベース)PCV 圧力制御



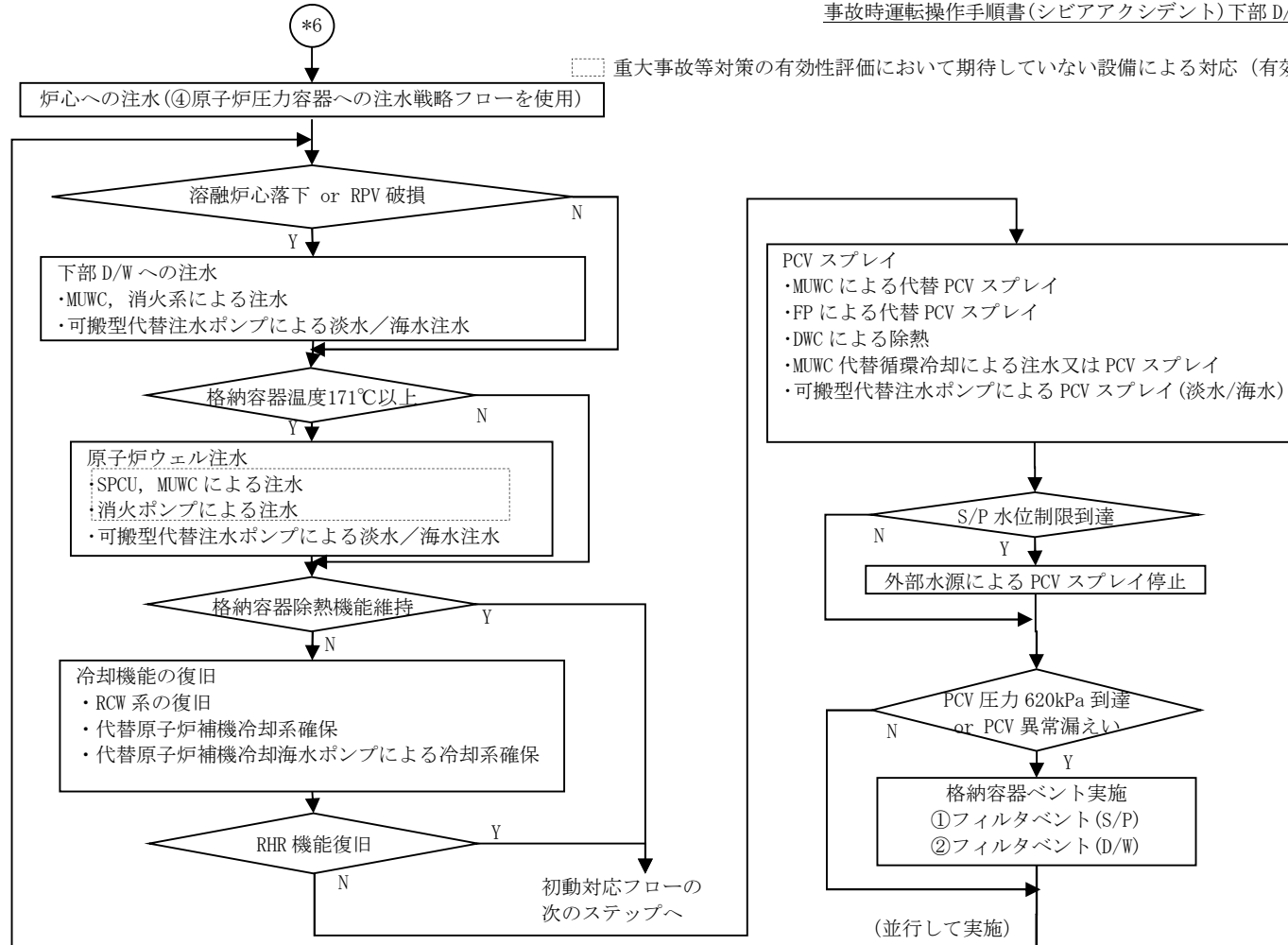
添付 2.1-84

注) 手順及び判断基準については、今後の訓練等によって見直す可能性がある

⑥-2 格納容器除熱戦略（炉心損傷後）

事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)下部 D/W 注水, 原子炉格納容器除熱

重大事故等対策の有効性評価において期待していない設備による対応（有効性評価の範囲を超える対応）

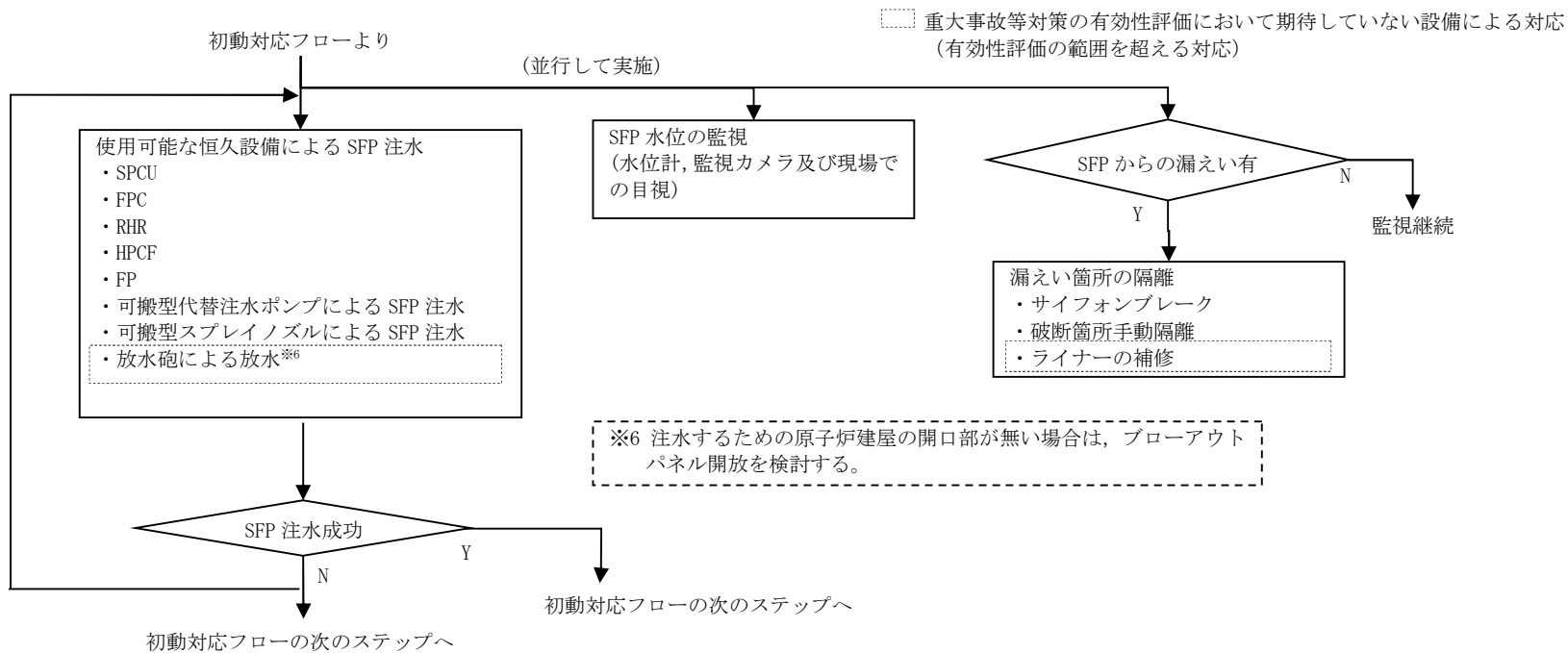


注) 手順及び判断基準については、今後の訓練等によって見直す可能性がある

初動対応フローの次のステップへ

⑦SFP 注水戦略

事故時運転操作手順書(徴候ベース)SFP 水位制御

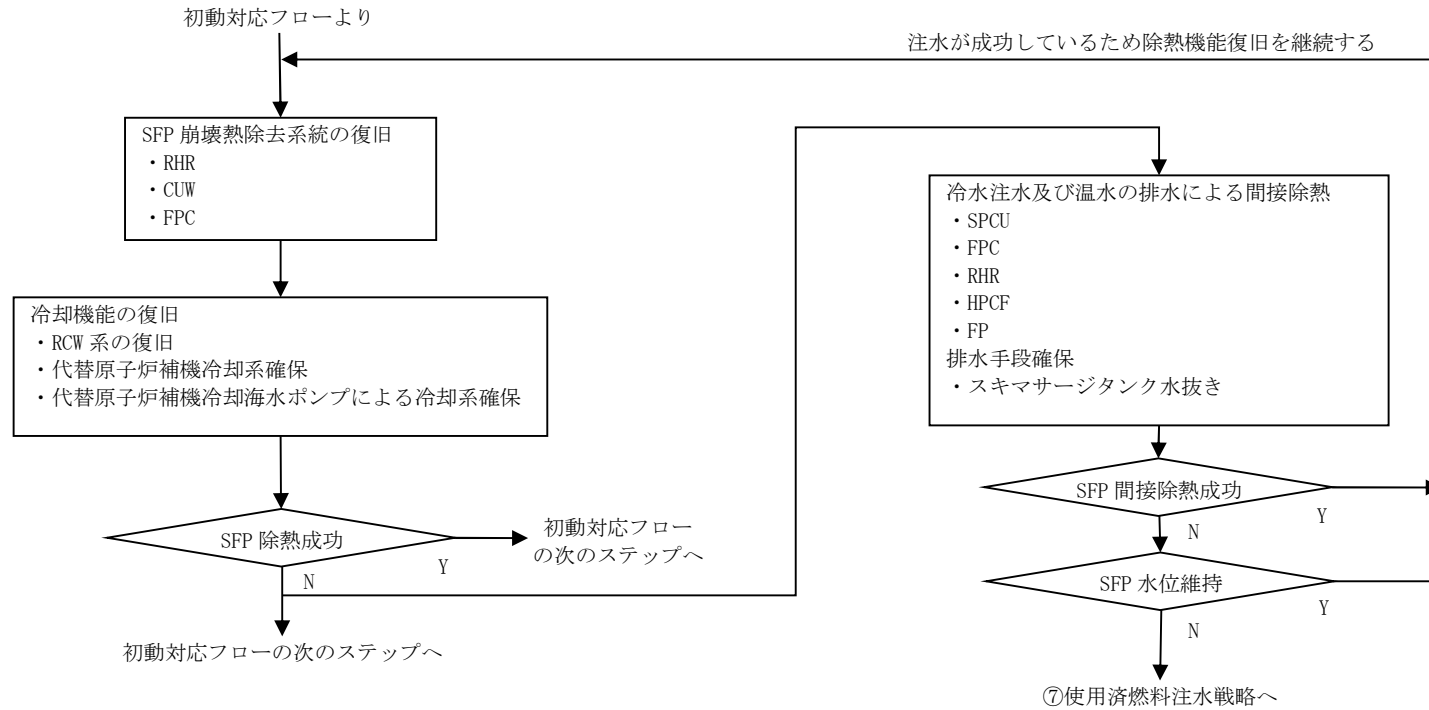


添付 2.1-86

注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

⑧使用済燃料除熱戦略

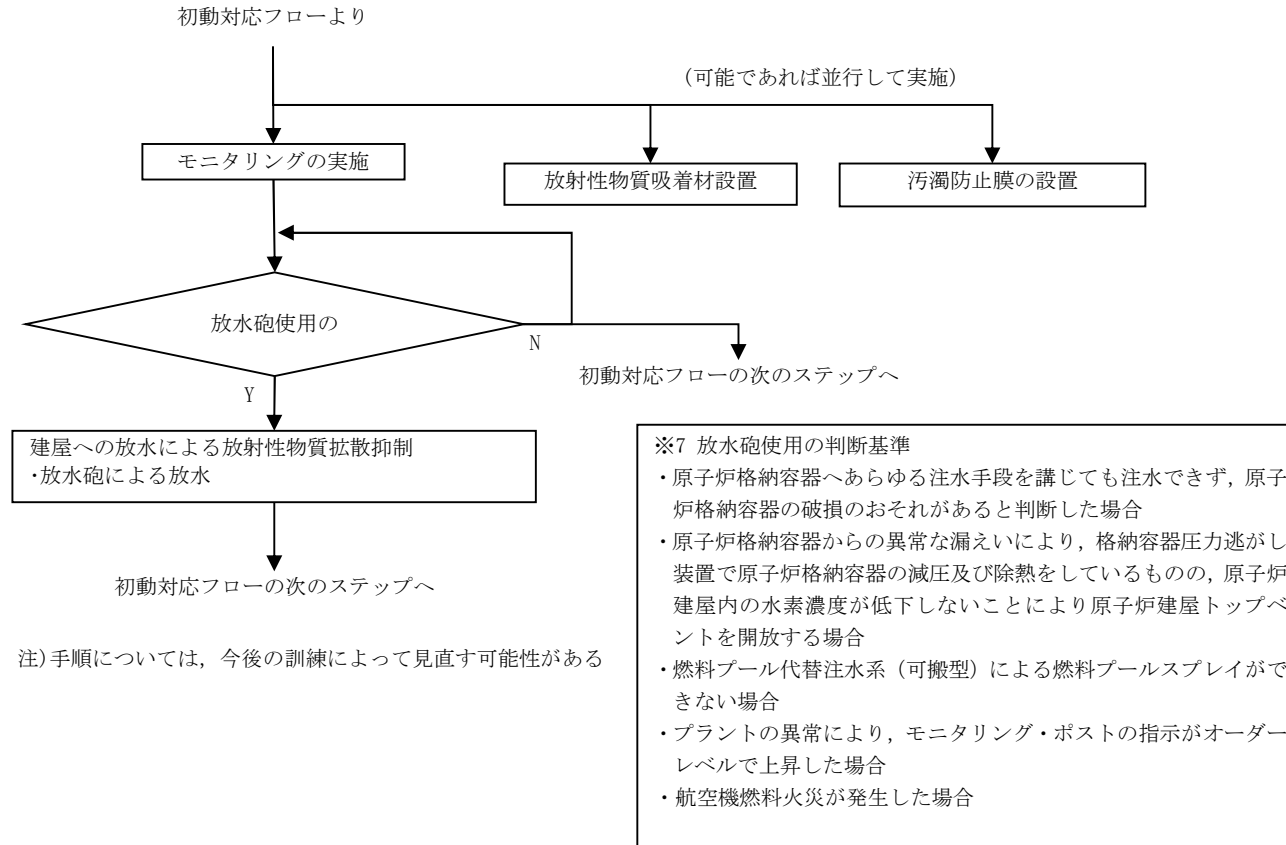
添付 2.1-87



注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

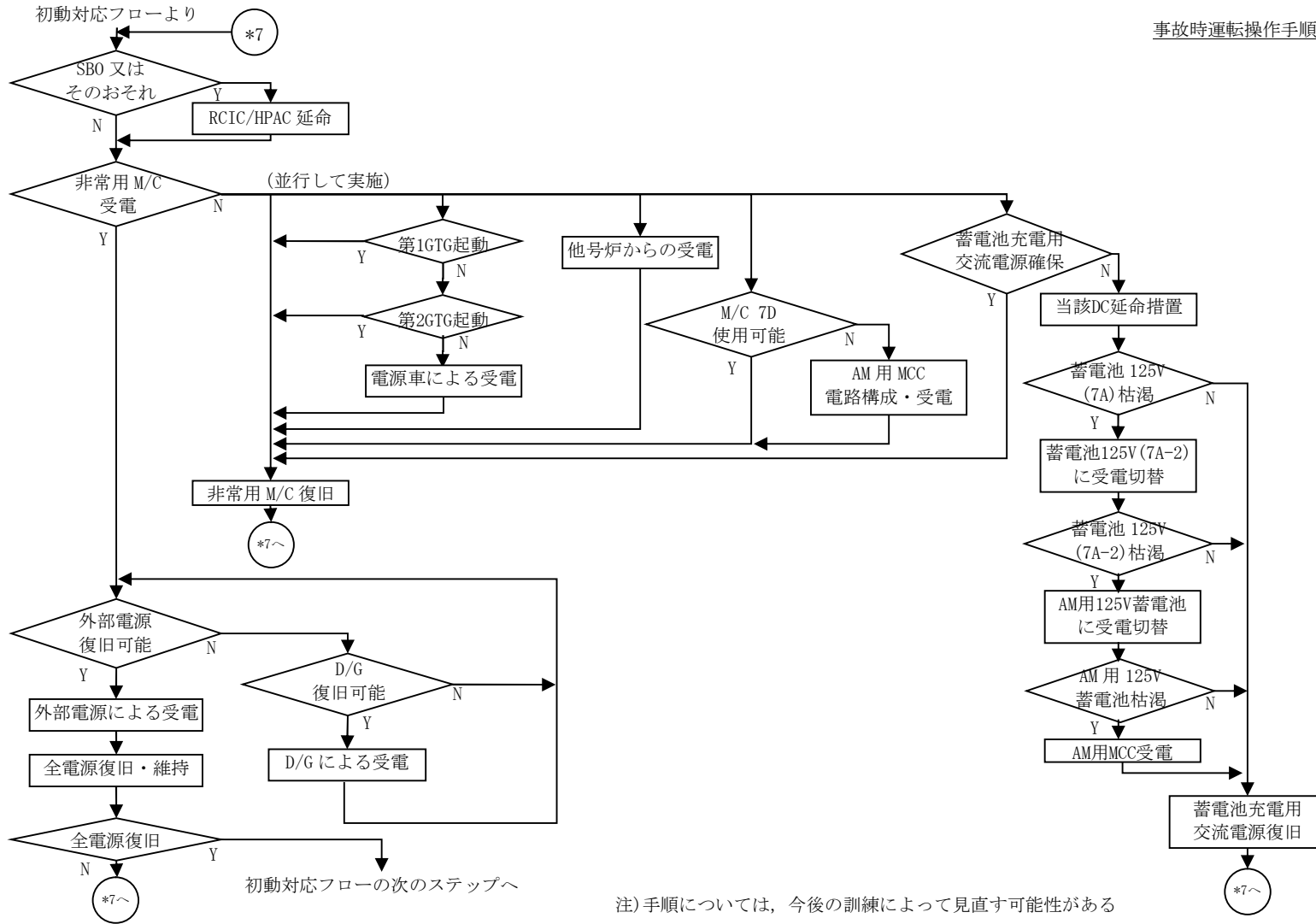
⑨放射性物質拡散抑制のための戦略

「緊急時対策本部運営要領」の概要図



⑩電源確保戦略

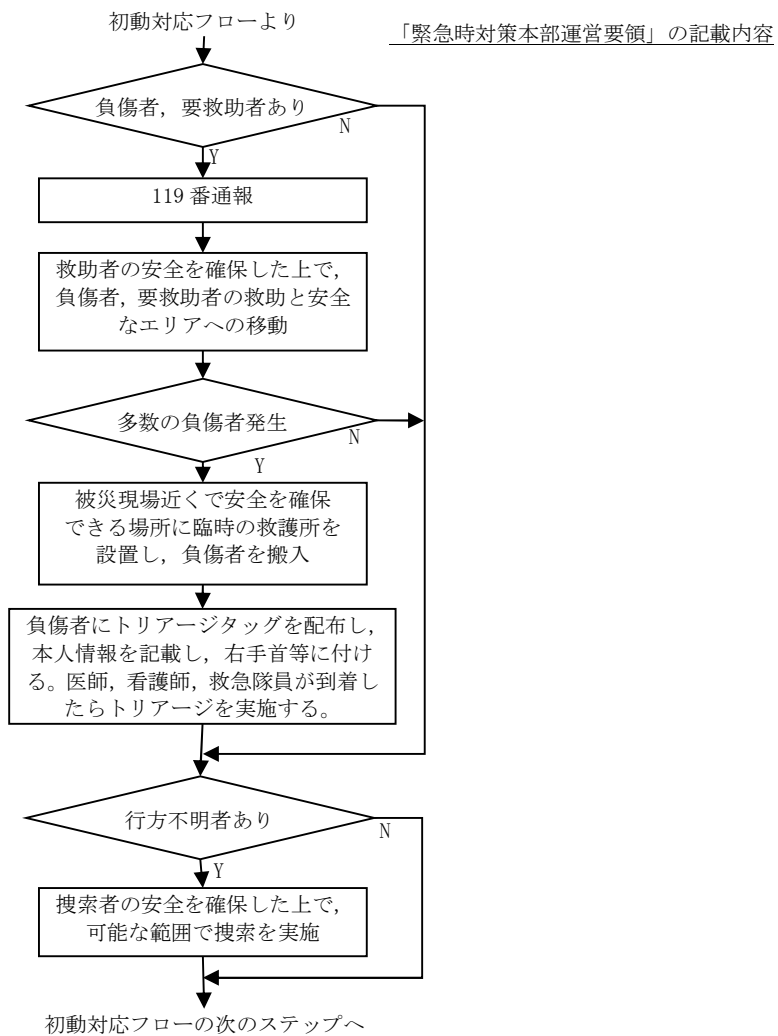
事故時運転操作手順書(徴候ベース)



添付 2.1-89

注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

⑪人命救助戦略



注)手順については, 今後の訓練によって見直す可能性がある

3. プラント状態確認チェックシートにおける確認項目

プラント、体制等の状況を把握するために、「プラント状態確認チェックシート」の各項目を確認する。チェックシートは、目標設定や戦略の検討等緊急時対策本部の情報共有に利用する。

【注意事項】	
1.	チェックシートには、本部責任者の指示、又は各対応班の担当者が必要に応じ確認した情報を記載し作成する。計画・情報統括及び計画班長が取りまとめ、本部内に情報共有する。
2.	共通1.～3.項の確認を最優先に実施する。
3.	周囲の状況に十分注意しながらチェックし、チェック困難な場合には「不明」とする。(建屋の損壊状況、周辺線量等に注意)
4.	動作可能、使用可能は、外観及び警報等で判断する。

(1) プラント状態確認項目(共通)

共通1. 中央制御室との連絡と運転員の対応可能人数の確認

番号	項目	状態	備考
1	1号炉中央制御室と連絡可能	連絡可能・連絡不可	対応可能 名
2	2号炉中央制御室と連絡可能	連絡可能・連絡不可	対応可能 名
3	3号炉中央制御室と連絡可能	連絡可能・連絡不可	対応可能 名
4	4号炉中央制御室と連絡可能	連絡可能・連絡不可	対応可能 名
5	5号炉中央制御室と連絡可能	連絡可能・連絡不可	対応可能 名
6	6号及び7号炉中央制御室と連絡可能	連絡可能・連絡不可	対応可能 名

共通2. モニタ指示確認

番号	項目	状態	備考
1	屋外モニタ指示	上昇なし・上昇あり・不明	

共通3. 火災の確認

番号	項目	状態	備考
1	揮発性物質（航空機燃料・軽油等）による火災発生	火災あり・火災なし・不明	1・2・3・4号炉 5・6・7号炉 その他
2	上記以外による火災発生	火災あり・火災なし・不明	

共通 4. 通信関係の確認

番号	項目	状態	備考
1	送受話器（ページング）	使用可能・使用不可・不明	
2	電力保安通信用電話設備	使用可能・使用不可・不明	
3	衛星電話設備（常設）	使用可能・使用不可・不明	
4	衛星電話設備（可搬型）	使用可能・使用不可・不明	
5	無線連絡設備（常設）	使用可能・使用不可・不明	
6	無線連絡設備（可搬型）	使用可能・使用不可・不明	
7	緊急時対策支援システム伝送装置	使用可能・使用不可・不明	
8	SPDS 表示装置	使用可能・使用不可・不明	
9	加入電話機	使用可能・使用不可・不明	
10	加入 FAX	使用可能・使用不可・不明	
11	テレビ会議システム	使用可能・使用不可・不明	
12	専用電話設備（ホットライン）	使用可能・使用不可・不明	
13	IP-電話機	使用可能・使用不可・不明	
14	IP-FAX	使用可能・使用不可・不明	

共通 5. 対応可能な要員の確認

番号	項目 ^{※1}	状態	備考
1	本部長・本部機能(4名)	名	
2	原子炉主任技術者(2名) ^{※2}	名	
3	対外対応機能(5名)	名	
4	情報収集・計画立案機能(4名)	名	
5	現場対応機能(15名)	名	
6	ロジスティック・リソース管理機能(2名)	名	
7	復旧班現場要員(16名)	名	
8	保安班機能(4名)	名	
9	自衛消防隊(10名)	名	

※1 カッコ内は発電所内での必要最低人数

※2 6号及び7号炉の原子炉主任技術者それぞれ1名は、早期に非常参集が可能なエリアに待機する。

共通 6. 水源, その他

番号	項目	状態	備考
1	淡水貯水池	使用可能・使用不可・不明	
2	ろ過水タンク (荒浜側 No. 1)	使用可能・使用不可・不明	タンクレベル m
3	ろ過水タンク (荒浜側 No. 2)	使用可能・使用不可・不明	タンクレベル m
4	純水タンク (荒浜側 No. 1)	使用可能・使用不可・不明	タンクレベル m
5	純水タンク (荒浜側 No. 2)	使用可能・使用不可・不明	タンクレベル m
6	ろ過水タンク (大湊側 No. 3)	使用可能・使用不可・不明	タンクレベル m
7	ろ過水タンク (大湊側 No. 4)	使用可能・使用不可・不明	タンクレベル m
8	純水タンク (大湊側 No. 3)	使用可能・使用不可・不明	タンクレベル m
9	純水タンク (大湊側 No. 4)	使用可能・使用不可・不明	タンクレベル m
10	荒浜側防火水槽	使用可能・使用不可・不明	
11	大湊側防火水槽	使用可能・使用不可・不明	

共通 7. 設備及び資機材の確認

番号	項目	状態	備考
7-1. 消火及び注水設備 荒浜側エリア【常設設備】			
1	荒浜側ディーゼル 駆動消火ポンプ	運転中・停止中・使用不可・ 不明	
2	荒浜側電動消火ポンプ	運転中・停止中・電源なし 使用不可・不明	
3	純水移送ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	1・2号炉共用
4	純水移送ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	1・2号炉共用
5	純水移送ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	1・2号炉共用
6	純水移送ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	3・4号炉共用
7	純水移送ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	3・4号炉共用
8	純水移送ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	3・4号炉共用

番号	項目	状態	備考
7-2. 消火及び注水設備 大湊側エリア【常設設備】			
1	大湊側ディーゼル 駆動消火ポンプ	運転中・停止中・使用不可・ 不明	
2	大湊側電動消火ポンプ	運転中・停止中・電源なし 使用不可・不明	
3	純水移送ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	5・6・7号炉共用
4	純水移送ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	5・6・7号炉共用
5	純水移送ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	5・6・7号炉共用
6	純水移送ポンプ(D)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	5・6・7号炉共用
7-3. 大湊側エリア設備・資機材			
1	常設代替交流電源設備 (第一ガスタービン発電機)	使用可能・使用不可・不明	
2	第一ガスタービン発電 機用燃料タンク	使用可能・使用不可・不明	
3	可搬型代替交流電源設 備(交流電源車)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
4	可搬型直流電源設備 (直流給電車)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
5	仮設発電機	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
6	移動式変圧器	使用可能・使用不可・不明	
7	大湊側緊急用 M/C	使用可能・使用不可・不明	
8	可搬型代替注水ポンプ (A-1級又はA-2級)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
9	代替原子炉補機冷却系	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 式
10	可搬型窒素供給装置	使用可能・使用不可・不明	
11	大容量送水車(原子炉 建屋放水設備用)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
12	放水砲	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
13	ホース展張車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
14	汚濁防止膜	使用可能・使用不可・不明	
15	放射性物質吸着材	使用可能・使用不可・不明	
16	小型船舶	使用可能・使用不可・不明	使用可能艘数 艘
17	タンクローリ(4kL)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
18	ホイールローダ	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台

番号	項目	状態	備考
19	大型化学高所放水車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
20	泡原液搬送車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
21	泡原液混合装置	使用可能・使用不可・不明	
7-4. 荒浜エリア設備・資機材			
1	第二代替交流電源設備 (第二ガスタービン発電機)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
2	第二ガスタービン発電機用燃料タンク	使用可能・使用不可・不明	
3	第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	使用可能・使用不可・不明	
4	可搬型代替交流電源設備 (交流電源車)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
5	可搬型直流電源設備 (直流給電車)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
6	緊急用 M/C	使用可能・使用不可・不明	
7	仮設発電機	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
8	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級又は A-2 級)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
9	代替原子炉補機冷却系	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 式
10	可搬型窒素供給装置	使用可能・使用不可・不明	
11	可搬型格納容器窒素供給設備	使用可能・使用不可・不明	
12	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
13	放水砲	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
14	ホース展張車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
15	汚濁防止膜	使用可能・使用不可・不明	
16	放射性物質吸着材	使用可能・使用不可・不明	
17	小型船舶	使用可能・使用不可・不明	使用可能艘数 艘
18	タンクローリ (4kL)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
19	タンクローリ (16kL)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
20	ホイールローダ	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
21	化学消防自動車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
22	大型化学高所放水車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
23	泡原液搬送車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
24	泡原液混合装置	使用可能・使用不可・不明	

番号	項目	状態	備考
7-5. 消火設備 自衛消防隊詰め所			
1	化学消防自動車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
2	水槽付消防ポンプ自動車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
3	泡消火薬剤備蓄車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台

(2) プラント状態確認項目 (6 号及び 7 号炉用個別)

個別 1. 初期状態の確認

番号	項目	状態	備考
1	プラント状況の確認が可能※	可能・不可	
2	原子炉停止 (確認日時 / :)	成功・失敗・不明	
3	原子炉水位	mm	
4	原子炉圧力	MPa	
5	原子炉格納容器圧力	kPa[abs]	
6	主蒸気隔離弁	全開・全閉・一部開・不明	
7	SFP 水位	m	
8	SFP 温度	℃	
9	ECCS 作動要求	作動要求あり・ 作動要求なし・不明	
10	外部電源受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	

※中央制御室又は緊急時対策所にてプラント状況の確認を実施する。

個別 2. モニタ指示確認

番号	項目	状態	備考
1	プロセスモニタ指示	上昇なし・上昇あり・不明	
2	エリアモニタ指示	上昇なし・上昇あり・不明	

個別 3. 通信関係の確認

番号	項目	状態	備考
1	送受話器 (ページング)	使用可能・使用不可・不明	
2	電力保安通信用電話設備	使用可能・使用不可・不明	
3	携帯型音声呼出電話設備	使用可能・使用不可・不明	
4	衛星電話設備 (常設)	使用可能・使用不可・不明	
5	無線連絡設備 (常設)	使用可能・使用不可・不明	
6	プロセス計算機	使用可能・使用不可・不明	
7	データ伝送装置	使用可能・使用不可・不明	
8	加入電話機	使用可能・使用不可・不明	

個別4. 建屋アクセス性の確認

番号	項目	状態	備考
1	中央制御室へのアクセス性	可能・不可・不明	
2	コントロール建屋へのアクセス性	可能・不可・不明	
3	原子炉建屋へのアクセス性	可能・不可・不明	
4	タービン建屋へのアクセス性	可能・不可・不明	
5	廃棄物処理建屋へのアクセス性	可能・不可・不明	
6	サービス建屋へのアクセス性	可能・不可・不明	
7	海水熱交換器建屋へのアクセス性	可能・不可・不明	
8	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へのアクセス性	可能・不可・不明	
9	発電所外からのアクセス性	可能・不可・不明	

※建屋の損壊状態を含め、事故対応への支障の有無の観点から確認する。

個別5. 施設損壊状態確認

番号	項目	状態	備考
1	SFP 損傷	損傷あり・損傷なし・不明	
2	原子炉格納容器損傷 (ドライウエル)	損傷あり・損傷なし・不明	
3	原子炉格納容器損傷 (サブプレッション・チェンバ)	損傷あり・損傷なし・不明	
4	復水貯蔵槽損傷	損傷あり・損傷なし・不明	水位 m
5	原子炉建屋損傷	損傷あり・損傷なし・不明	
6	タービン建屋損傷	損傷あり・損傷なし・不明	
7	コントロール建屋損傷	損傷あり・損傷なし・不明	
8	廃棄物処理建屋損傷	損傷あり・損傷なし・不明	
9	サービス建屋損傷	損傷あり・損傷なし・不明	
10	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所損傷	損傷あり・損傷なし・不明	
11	非常用取水設備損傷	損傷あり・損傷なし・不明	
12	主排気筒損傷	損傷あり・損傷なし・不明	

個別6. 電源系統の確認

番号	項目	状態	備考
1	非常用ディーゼル発電機 (A)	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
2	非常用ディーゼル発電機 (A)燃料ディタンク	使用可能・使用不可・不明	
3	非常用ディーゼル発電機 (A)燃料移送ポンプ	使用可能・使用不可・不明	
4	非常用ディーゼル発電機 (B)	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
5	非常用ディーゼル発電機 (B)燃料ディタンク	使用可能・使用不可・不明	
6	非常用ディーゼル発電機 (B)燃料移送ポンプ	使用可能・使用不可・不明	
7	非常用ディーゼル発電機 (C)	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
8	非常用ディーゼル発電機 (C)燃料ディタンク	使用可能・使用不可・不明	
9	非常用ディーゼル発電機 (C)燃料移送ポンプ	使用可能・使用不可・不明	
10	軽油タンク (A)	使用可能・使用不可・不明	
11	軽油タンク (B)	使用可能・使用不可・不明	
12	非常用 M/C (C)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
13	非常用 M/C (D)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
14	非常用 M/C (E)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
15	非常用 P/C (C-1)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
16	非常用 P/C (C-2)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
17	非常用 P/C (D-1)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
18	非常用 P/C (D-2)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
19	非常用 P/C (E-1)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
20	非常用 P/C (E-2)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	

番号	項目	状態	備考
21	計器用バイタル(A)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
22	計器用バイタル(B)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
23	計器用バイタル(C)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
24	計器用バイタル(D)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
25	直流 125V 主母線(A)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
26	直流 125V 主母線(B)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
27	直流 125V 主母線(C)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
28	直流 125V 主母線(D)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
29	安全系蓄電池用充電器	使用可能・使用不可・ 不明	
30	常設代替直流電源設備 (AM 用直流電源)	使用可能・使用不可・ 不明	
31	号炉間融通設備	使用可能・使用不可・ 不明	
32	代替所内電気設備	使用可能・使用不可・ 不明	
33	大湊側緊急用高圧母線	使用可能・使用不可・ 不明	
34	荒浜側緊急用高圧母線	使用可能・使用不可・ 不明	
35	可搬型直流電源設備	使用可能・使用不可・ 不明	

個別7. 機器状態の確認

番号	項目	状態	備考
7-1. 炉心注水, 原子炉格納容器除熱機器【常設設備】			
1	原子炉隔離時冷却ポンプ	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
2	高圧代替注水ポンプ	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
3	高圧炉心注水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	

番号	項目	状態	備考
4	高压炉心注水ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
5	ほう酸水注入系ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
6	ほう酸水注入系ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
7	ほう酸水注入系貯蔵タンク	使用可能・使用不可・不明	
8	制御棒駆動水ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
9	制御棒駆動水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
10	逃がし安全弁	使用可能・使用不可・不明	
11	タービンバイパス弁（ター ビン制御系）	使用可能・使用不可・不明	
12	高压窒素ガス供給系 （高压窒素ガスポンベ）	使用可能・使用不可・不明	
13	残留熱除去系ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
14	残留熱除去系ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
15	残留熱除去系ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
16	復水移送ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
17	復水移送ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
18	復水移送ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
19	ドライウエル冷却送風機 (A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
20	ドライウエル冷却送風機 (B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
21	ドライウエル冷却送風機 (C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
22	ドライウエル除湿冷却器 (A)	使用可能・使用不可・不明	
23	ドライウエル除湿冷却器 (B)	使用可能・使用不可・不明	
24	低压復水ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	

番号	項目	状態	備考
25	低圧復水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
26	低圧復水ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
27	高圧復水ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
28	高圧復水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
29	高圧復水ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
30	電動駆動給水ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
31	電動駆動給水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
32	タービン駆動給水ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
33	タービン駆動給水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
34	格納容器圧力逃がし装置 (フィルタベント)	使用可能・使用不可・不明	
35	耐圧強化ベント	使用可能・使用不可・不明	
36	格納容器 pH 制御装置	使用可能・使用不可・不明	
37	遠隔手動弁操作設備 (エクステンション)	使用可能・使用不可・不明	
38	空気駆動弁操作ポンベ	使用可能・使用不可・不明	
39	非常用ガス処理系	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
40	真空破壊弁	使用可能・使用不可・不明	
7-2. SFP 注水, 除熱機器【常設設備】			
1	燃料プール冷却ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
2	燃料プール冷却ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
3	サプレッションプール浄化 系ポンプ	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
4	常設スプレイヘッダ	使用可能・使用不可・不明	
5	可搬型スプレイヘッダ	使用可能・使用不可・不明	
6	ステンレス鋼板	使用可能・使用不可・不明	

番号	項目	状態	備考
7-3. 水素爆発防止設備【常設設備】			
1	格納容器内雰囲気モニタ 水素・酸素濃度	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
2	再結合器ブロア(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
3	再結合器ブロア(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
4	静的触媒式水素再結合装置 (原子炉建屋水素処理設備)	使用可能・使用不可・不明	
5	不活性ガス系	使用可能・使用不可・不明	
6	原子炉建屋トップベント	使用可能・使用不可・不明	
7-4. 補機冷却設備【常設設備】			
1	原子炉補機冷却水ポンプ (A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
2	原子炉補機冷却水ポンプ (B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
3	原子炉補機冷却水ポンプ (C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
4	原子炉補機冷却水ポンプ (D)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
5	原子炉補機冷却水ポンプ (E)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
6	原子炉補機冷却水ポンプ (F)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
7	原子炉補機冷却海水ポンプ (A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
8	原子炉補機冷却海水ポンプ (B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
9	原子炉補機冷却海水ポンプ (C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
10	原子炉補機冷却海水ポンプ (D)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
11	原子炉補機冷却海水ポンプ (E)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
12	原子炉補機冷却海水ポンプ (F)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
13	タービン補機冷却水ポンプ (A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	

番号	項目	状態	備考
14	タービン補機冷却水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
15	タービン補機冷却水ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
16	タービン補機冷却海水ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
17	タービン補機冷却海水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
18	タービン補機冷却海水ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
19	計装用空気圧縮機(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
20	計装用空気圧縮機(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
7-5. 可搬設備接続口			
1	復水貯蔵槽注水接続口	使用可能・使用不可・不明	
2	復水補給水系接続口	使用可能・使用不可・不明	
3	原子炉ウェル注水接続口	使用可能・使用不可・不明	
4	SFP 接続口	使用可能・使用不可・不明	
5	代替原子炉補機冷却系接続口	使用可能・使用不可・不明	
6	電源車接続口	使用可能・使用不可・不明	
7	直流電源車接続口	使用可能・使用不可・不明	
8	フィルタ装置補給水接続口	使用可能・使用不可・不明	
9	窒素生成装置接続口	使用可能・使用不可・不明	

実際の運用では本例示のように記載内容をより具体化した様式を用いる。

作成責任者：総務班長

共通

目標：事象発生後、30分以内に確認

確認時間 _____ :

2. 対応可能な要員の確認

添付 2.1-105

NO.	設備・機器・項目	状態	確認内容	作成者	提出先	備考
1	本部長(1名)	名	・参集状況・安否	総務班長	計画班	※1 カッコ内は発電所での必要最低人数 ※2 6号及び7号炉の原子炉主任技術者それぞれ1名は、早期に非常参集が可能なエリアに待機する
2	本部スタッフ 安全監督担当(1名)	名	・参集状況・安否			
3	原子炉主任技術者(2名) ^{※2}	名	・参集状況・安否			
4	対外対応統括(1名) 通報班(2名) 立地・広報班(1名)	名	・参集状況・安否			
5	計画・情報統括(1名) 計画班(1~5号)(2名) 計画班(6,7号)(2名) 保安班(2名) 保安班現場要員(2名)	名	・参集状況・安否			
6	1~5号炉 号機統括(1名) 号機班(1名) 復旧班(1名)	名	・参集状況・安否			
7	6号炉 号機統括(1名) 号機班(3名) 復旧班(2名)	名	・参集状況・安否			
8	7号炉 号機統括(1名) 号機班(3名) 復旧班(2名)	名	・参集状況・安否			
9	復旧班現場要員(16名)	名	・参集状況・安否			
10	総務統括(1名) 総務班(1名)	名	・参集状況・安否			
11	自衛消防隊(10名)	名	・参集状況・安否			

注)記載内容については、今後の訓練によって見直す可能性がある

個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧について

大規模損壊発生時に初動対応フローから選択する個別戦略の決定に当たっては、要員及び設備を含めた残存する資源から必要な手順等を確認し、有効な戦略を迅速かつ確実に選定する必要がある。

表 1 に示す個別戦略による対応が必要と判断された場合には、個別戦略フローに基づいて当該の手順書等を選択し、事故緩和措置を実施する。

また、大規模損壊発生時の対応手順書等の体系図を示す。

表1 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7号炉の例）（1/14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）		
①-1, ①-2 アクセスルート 確保戦略	○多様なハザード対応要領								
	「状況確認とアクセスルート確保」	(1.0) (2.1)	・業務車両(保管場所：T. M. S. L. +16m) 台数：1台	—	—	15分	復旧班員 2名		
	「段差復旧・陥没箇所復旧」		・ホイールローダ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（バケット容量：3.0m ³ /台）	—	被災状況・規模により所要時間は変動	10分/箇所	復旧班員 2名		
「がれき撤去」	・ホイールローダ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（バケット容量：3.0m ³ /台）		—	被災状況・規模により所要時間は変動	3分/箇所	復旧班員 2名			
② 消火戦略	○火災防護計画								
	「火災防護計画」	(1.0) (2.1)	<ul style="list-style-type: none"> ・化学消防自動車（保管場所：T. M. S. L. +13m, +37m）※1 台数：2台（容量：120m³/h/台／84m³/h/台，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa） ・水槽付消防ポンプ自動車（保管場所：T. M. S. L. +13m又は+37m） 台数：1台（容量：120m³/h／84m³/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa） ・大型化学高所放水車（保管場所：T. M. S. L. +35m以上）※2 台数：2台（放水塔22m, 27m）（容量：204m³/h/台，吐出圧力：1.2MPa） ・可搬型大容量送水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：5台（容量：900m³/h/台以上，吐出圧力：0.9MPa） ・放水砲（保管場所：T. M. S. L. +35m以上）※2 台数：5台（容量：900m³/h/台以上） ・ホース展張車（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：5台 ・泡消火薬剤備蓄車（保管場所：T. M. S. L. +13m）※1 台数：1台（1000L積載，ポリタンク500L保管） ・泡原液搬送車（保管場所：T. M. S. L. +35m以上）※2 台数：3台（4000L積載/台） ・泡原液混合装置（保管場所：T. M. S. L. +35m以上）※2 台数：5台 	消火栓 防火水槽 海水取水箇所	※1 3%希釈濃度 で泡消火 ※2 1%希釈濃度 で泡消火	20分～消火開始	自衛消防隊員 6名 復旧班員 8名		
③ 原子炉停止戦略	○事故時運転操作手順書(徴候ベース)反応度制御								
	「SLC注入操作」	(1.1)	・ほう酸水注入系ポンプ 台数：2台（容量：11.4m ³ /h/台，吐出圧力：8.43MPa）	SLCタンク	RC/Q移行後の時間	中操操作20秒	運転員 2名		
	・ほう酸水タンク 台数：1台（容量：31.7m ³ ）		電源無の場合 1時間30分以内				運転員 中操2名 現場4名		
	「手動ART」		—				RC/Q移行後の時間	中操操作50秒	運転員 2名
	「スクラムテストSWによるベアロードスクラム」		—				RC/Q移行後の時間	中操操作10分	運転員 2名
「ソレノイドヒューズ引き抜き」	—		RC/Q移行後の時間				現場操作25分	運転員 2名	

添付 2.1-107

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表1 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7号炉の例）（2/14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	
③ 原子炉停止戦略	「個々の制御棒の電動挿入」	(1.1)	-	-	RC/Q移行後の時間	中操作50秒～ 全数全挿入又は16ステップ以下まで継続	運転員 2名	
	「原子炉水位制御」		・電動機駆動原子炉給水ポンプ 台数：2台（容量：2340m ³ /h/台、揚程：835m） ・高圧復水ポンプ 台数：3台（容量：3300m ³ /h/台、揚程：225m） ・低圧復水ポンプ 台数：3台（容量：2700m ³ /h/台、揚程：155m）	復水器	RC/Q移行後の時間	中操作 1分20秒～ 出力3%維持	運転員 2名	
			・制御棒駆動水ポンプ 台数：2台（容量：46m ³ /h/台、揚程：1420m）	復水貯蔵槽				
			・原子炉隔離時冷却系ポンプ 台数：1台（容量：188m ³ /h、揚程：高圧側900m、低圧側186m） ・高圧炉心冷却水ポンプ 台数：1台 （容量：高圧側182 ³ /h、低圧側727m ³ /h、揚程：高圧側890m、低圧側190m）	復水貯蔵槽 サブ・レクション・チェンバ [®]				
④ 原子炉压力容器への注水戦略	○事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)原子炉注水、事故時運転操作手順書(徴候ベース)							
	「HPCFによる原子炉注水」 「HPCF緊急注水」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.13)	・高圧炉心冷却水ポンプ 台数：1台 （容量：高圧側182 ³ /h、低圧側727m ³ /h、揚程：高圧側890m、低圧側190m）	復水貯蔵槽 サブ・レクション・チェンバ [®]		電源有の場合 中操作	運転員 2名	
	「給・復水系による原子炉注水」		・電動機駆動原子炉給水ポンプ 台数：2台（容量：2340m ³ /h/台、揚程：835m） ・高圧復水ポンプ 台数：3台（容量：3300m ³ /h/台、揚程：225m） ・低圧復水ポンプ 台数：3台（容量：2700m ³ /h/台、揚程：155m）	復水器		電源有の場合 中操作	運転員 2名	
	「RHR（LPFL）による原子炉注水」		・残留熱除去系ポンプ 台数：3台（容量：954m ³ /h、揚程：125m）	サブ・レクション・チェンバ [®]	-	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
			「MUWCによる原子炉注水」	・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台、揚程：103m）	復水貯蔵槽	-	電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	電源有の場合 中操作						運転員 2名	
「消火ポンプによる原子炉注水」	・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m ³ /h、揚程：75m）		ろ過水タンク	-	電源有の場合 中操作	運転員 2名		

添付 2.1-108

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表1 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7号炉の例）（3/14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
④ 原子炉圧力容器への注水戦略		(1.2) (1.3) (1.4) (1.13)				電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名 復旧班員 2名
	「CRDによる原子炉注水」		・制御棒駆動水ポンプ 台数：2台（容量：46m ³ /h/台、揚程：1420m）	復水貯蔵槽	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「SLCポンプによる原子炉注水」		・ほう酸水注入系ポンプ 台数：2台（容量：11.4m ³ /h/台、吐出圧力：8.43MPa）	復水貯蔵槽 屋外消火栓 純水タンク	—	現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名
	「RCICによる原子炉注水」 「RCIC現場起動」		・原子炉隔離時冷却系ポンプ 台数：1台（容量：188m ³ /h、揚程：高圧側900m、低圧側186m）	復水貯蔵槽 サブ・レクション・チェンバ [*]		電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「HPACによる原子炉注水」 「HPAC現場起動」		・高圧代替注水系ポンプ 台数：1台（容量：182m ³ /h、揚程：958m）	復水貯蔵槽	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操1名 現場4名
	「消防車による原子炉注水（淡水/海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h、吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 4名
	「SRVによる原子炉減圧」		・逃がし安全弁 台数：18台（自動減圧機能8台）	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「SRV駆動源確保」		・高圧窒素ガスポンベ（予備） 台数：5本（容量：47ℓ/本、充填圧力：約15MPa）	—	—	現場操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「バッテリーによるSRV開放（多重伝送盤）」		・可搬型直流電源設備 個数：10個（12V/個）	—	—	現場操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名
	「代替SRV駆動装置によるSRV開放」		・高圧窒素ガスポンベ 台数：A系10本、B系10本（容量：47ℓ/本、充填圧力：約15MPa）	—	—	現場操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名
○多様なハザード対応要領							
	「消防車による送水（淡水/海水）」	(1.4)	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h、吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 3名

添付 2.1-109

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表1 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7号炉の例）（4/14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）		
⑤水素爆発防止戦略	○事故時運転操作手順書(微候ベース)水素濃度制御, 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)								
	「CAMS起動」	(1.9) (1.10)	・CAMS サンプルガス条件 圧力：-3.432~245.16kPa 温度：10~169℃	-	-	電源有の場合 中操作	運転員 2名		
	「RHRによるPCVスプレイ」		・残留熱除去系ポンプ 台数：3台（容量：954m ³ /h/台、揚程：125m）	サブリッジョン・チェンバ	-	電源有の場合 中操作	運転員 2名		
	「MUWCによるPCVスプレイ」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台、揚程：103m）	復水貯蔵槽	-	電源有の場合 中操作	運転員 2名		
	「消火ポンプによるPCVスプレイ」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m ³ /h、揚程：75m）	ろ過水タンク	-	電源有の場合 中操作	運転員 2名		
	「消防車によるPCVスプレイ（淡水/海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h、吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	-	電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名		
	「FCS起動」		・再結合装置, プロロ 台数：2台（容量：255Nm ³ /h/台）	-	-	電源有の場合 中操作	運転員 2名		
	「FCVS(S/C側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1台	-	-	電源有の場合 中操作	運転員 2名		
	「FCVS(D/W側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1台	-	-	電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名		
	○多様なハザード対応要領								
	「水素対策（トップベント）」		(1.9) (1.10)	・原子炉建屋トップベント	-	-	現場操作 1時間以内	運転員 中操1名 復旧班員 3名	
	「フィルタベント水位調整水張り」			・フィルタベント設備 台数：1台	-	-	現場操作 3時間以内	復旧班員 6名	
	「消防車による送水（淡水/海水）」			・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h、吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	-	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 2名	

添付 2.1-110

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表1 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7号炉の例）（5/14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	
⑥-1 原子炉格納容器 除熱戦略	○事故時運転操作手順書(徴候ベース)PCV圧力制御							
	「MUWCによるPCVスプレー」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8)	・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「消火ポンプによるPCVスプレー」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m ³ /h，揚程：75m）	ろ過水タンク	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 1名	
	「DWCによる除熱」		・ドライウェル冷却系冷却器送風機 台数：3台	—	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
	「MUWC代替循環冷却による原子炉注水」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台，揚程：103m）	サブレーション・チェンバ	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名	
	「MUWC代替循環冷却によるPCVスプレー」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台，揚程：103m）	サブレーション・チェンバ	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
					電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名		
「消防車によるPCVスプレー（淡水/海水）」	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 2名			
「FCVS(S/C側)：フィルタベント設備使用」	・フィルタベント設備 台数：1台	—	—	空気駆動弁駆動源有の場合 中操作	運転員 2名			
				空気駆動弁駆動源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名			
「FCVS(D/W側)：フィルタベント設備使用」	・フィルタベント設備 台数：1台	—	—	空気駆動弁駆動源有の場合 中操作	運転員 2名			
				空気駆動弁駆動源無の場合 現場弁操作等	運転員 中操2名 現場2名			

添付 2.1-111

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表1 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7号炉の例）（6/14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）		
⑥-1 原子炉格納容器 除熱戦略	「FCVS (S/C側)：耐圧強化ライン使用」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8)	-	-	-	1時間30分以内			
						空気駆動弁駆動源有の場合 中操作	運転員 2名		
	「FCVS (D/W側)：耐圧強化ライン使用」		空気駆動弁駆動源無の場合 現場弁操作等 3時間以内	運転員 中操2名 現場2名					
			空気駆動弁駆動源有の場合 中操作	運転員 2名					
	「恒設RCWによる補機冷却水確保」		空気駆動弁駆動源無の場合 現場弁操作等 3時間以内	運転員 中操2名 現場2名					
			電源有の場合 中操作	運転員 2名					
	「代替Hxによる補機冷却水確保」		電源無の場合 現場弁操作等 3時間以内	運転員 中操2名 現場2名					
			熱交換器ユニット（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW） 代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台、揚程：35m）	電源有の場合 中操作	運転員 2名				
	「代替RSWによる補機冷却水確保」		電源無の場合 現場弁操作等 4時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名					
			代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台、揚程：35m）	電源有の場合 中操作	2名				
	○多様なハザード対応要領								
	「消防車による送水（淡水/海水）」		「フィルタベント水位調整水張り」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8)	可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h、吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa） フィルタベント設備 台数：1台	防火水槽 海水取水箇所	-	現場操作	復旧班員 3名
1時間30分以内									
現場操作		復旧班員 6名							
3時間以内									
「代替Hxによる補機冷却水確保」	「代替RSWによる補機冷却水確保」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8)	熱交換器ユニット（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW） 代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台、揚程：35m）	-	-	現場操作	復旧班員 16名		
						7時間以内			
「代替RSWによる補機冷却水確保」	「代替RSWによる補機冷却水確保」		(1.5) (1.6) (1.7) (1.8)	代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台、揚程：35m）	-	-	現場操作	復旧班員 16名	
							7時間以内		

添付 2.1-112

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表1 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7号炉の例）（7/14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑥-2 原子炉格納容器 除熱戦略	○事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「MUWCによるベデスタル注水」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	下部ドライウエル注水，原子炉格納容器除熱 ・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	—	電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作 2時間以内	運転員 2名 運転員 中操2名 現場2名
	「消火ポンプによるベデスタル注水」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m ³ /h，揚程：75m）	ろ過水タンク	—	電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作 1時間以内	運転員 2名 運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 2名
	「消防車によるベデスタル注水（淡水/海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場4名 復旧班員 4名
	「SPCUによる原子炉ウエル注水」		・サブプレッションプール浄化系ポンプ 台数：1台（容量：250m ³ /h，揚程：90m）	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ	—	現場操作 2時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名
	「MUWCによる原子炉ウエル注水」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	—	電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作 2時間以内	運転員 2名 運転員 中操2名 現場2名
	「消火ポンプによる原子炉ウエル注水」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m ³ /h，揚程：75m）	ろ過水タンク	—	電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作 1時間30分以内	運転員 2名 運転員 中操2名 現場2名
	「消防車による原子炉ウエル注水（淡水/海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 4時間以内	運転員 中操1名 復旧班員 4名
	「MUWCによるPCVスプレー」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	—	電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 2名 運転員 中操2名 現場2名
	「消火ポンプによるPCVスプレー」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m ³ /h，揚程：75m）	ろ過水タンク	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名

添付 2.1-113

注) 本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表1 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7号炉の例）（8/14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑥-2 原子炉格納容器 除熱戦略		(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)				電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「DWCによる除熱」		・ドライウェル冷却系冷却器送風機 台数：3台	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「MUWC代替循環冷却による原子炉注水」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台、揚程：103m）	サブレクション・チェンハ	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「MUWC代替循環冷却によるPCVスプレイ」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台、揚程：103m）	サブレクション・チェンハ	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「消防車によるPCVスプレイ（淡水/海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h、吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操3名 現場4名
	「FCVS(S/C側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1台	—	—	空気駆動弁駆 動源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「FCVS(D/W側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1台	—	—	空気駆動弁駆 動源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名
	「恒設RCWによる補機冷却水確保」		・原子炉補機冷却ポンプ 台数：6台（容量：1300 ³ /h/1100 ³ /h、揚程：58m/53m） ・原子炉補機冷却海水ポンプ 台数：6台（容量：1800 ³ /h、揚程：35m） ・原子炉補機冷却熱交換器 台数：6台（熱交換量：17.4MW/系統/16.3MW/系統）	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「代替Hxによる補機冷却水確保」		・熱交換器ユニット（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW） ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台、揚程：35m）	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 4時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名

添付 2.1-114

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表1 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7号炉の例）（9/14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	
⑥-2 原子炉格納容器 除熱戦略	「代替RSWによる補機冷却水確保」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台、揚程：35m）	—	—	電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作等 5時間以内	運転員 2名 運転員 中操2名 現場2名	
	○多様なハザード対応要領							
	「消防車による送水（淡水/海水）」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8)	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h、吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 3名	
	「フィルタベント水位調整水張り」		・フィルタベント設備 台数：1台	—	—	現場操作 3時間以内	復旧班員 6名	
	「代替Hxによる補機冷却水確保」		・熱交換器ユニット（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW） ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台、揚程：35m）	—	—	現場操作 7時間以内	復旧班員 16名	
「代替RSWによる補機冷却水確保」	・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台、揚程：35m）		—	—	現場操作 7時間以内	復旧班員 16名		
⑦ SFP注水戦略	○事故時運転操作手順書（徴候ベース）SFP水位制御							
	「SPCUによるSFP注水」	(1.11)	・サブプレッションプール浄化系ポンプ 台数：1台（容量：250m ³ /h、揚程：90m）	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ	—	電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 2名 運転員 中操2名 現場2名	
	「FPCによるSFP注水」		・燃料プール冷却浄化ポンプ 台数：2台（容量：250m ³ /h/台、揚程：80m）	燃料プール	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名	
	「RHRによるSFP注水」		・残留熱除去系ポンプ 台数：3台（容量：954m ³ /h/台、揚程：125m）	サブプレッション・チェンバ	—	電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作等 2時間以内	運転員 2名 運転員 中操2名 現場2名	
	「HPCFによるSFP注水」		・高圧炉心冷却水ポンプ 台数：1台（容量：高圧側182 ³ /h、低圧側727m ³ /h、揚程：高圧側890m、低圧側190m）	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名	
	「MUWCによるSFP注水」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台、揚程：103m）	復水貯蔵槽	—	電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作等 2時間以内	運転員 2名 運転員 中操2名 現場4名	
	「消火ポンプによるSFP注水」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m ³ /h、揚程：75m）	ろ過水タンク	—	電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 2名 運転員 中操2名 現場4名	

添付 2.1-115

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表1 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7号炉の例）（10/14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	
⑦ SFP注水戦略	「消防車によるSFP注水（淡水/海水）」	(1.11)	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-1 台数：2台（容量：168m ³ /h/120m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 淡水貯水池 海水取水箇所	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操1名 復旧班員 4名	
	「サイフォンブレイク」 「破断箇所手動隔離」		—	—	—	現場操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名	
	○多様なハザード対応要領							
	「可搬型スプレインノズルによるSFPスプレイ」	(1.11)	・可搬型スプレインヘッド 台数：2台 ・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-1 台数：2台（容量：168m ³ /h/120m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 2名	
	「放射性物質放出箇所へのスプレイ（淡水/海水）」		・可搬型大容量送水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台（容量：900m ³ /h以上，吐出圧力：0.9MPa） ・放水砲（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台 ・ホース展張車（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台	海水取水箇所	—	現場操作 3時間以内	復旧班員 8名	
	「消防車による送水（淡水/海水）」		・大型化学高所放水車（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：2台（放水塔22m，27m）（容量：204m ³ /h/台，吐出圧力：1.2MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 30分以内	復旧班員 2名～4名	
	「ライナーの補修」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-1 台数：2台（容量：168m ³ /h/120m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa） ・シール材，接着剤，ステンレス鋼板，吊り降しロープ	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 2名	
○事故時運転操作手順書（徴候ベース）SFP水温度制御								
⑧ 使用済燃料除熱戦略	「RHRによるSFP除熱」	(1.11)	・残留熱除去系ポンプ 台数：3台（容量：954m ³ /h/台，揚程：125m）	サブプレッション・チェンバ	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名	
	「CUWによるSFP除熱」		・原子炉冷却材浄化ポンプ 台数：2台（容量：77m ³ /h/台，揚程：120m）	原子炉冷却材	—	電源無の場合 現場弁操作等 3時間以内	運転員 中操2名 現場4名	
	「FPCによるSFP除熱」		・燃料プール冷却浄化ポンプ 台数：2台（容量：250m ³ /h/台，揚程：80m）	燃料プール	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名	
	「SPCUによるSFP注水」		・サブプレッションプール浄化系ポンプ 台数：1台（容量：250m ³ /h，揚程：90m）	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ	—	電源無の場合 現場弁操作等	運転員 中操2名	

添付 2.1-116

注) 本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表1 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7号炉の例）（11/14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）		
⑧ 使用済燃料除熱戦略	「FPCによるSFP注水」	(1.11)	・燃料プール冷却浄化ポンプ 台数：2台（容量：250m ³ /h/台，揚程：80m）	燃料プール	—	1時間以内	現場2名		
	「RHRによるSFP注水」		・残留熱除去系ポンプ 台数：3台（容量：954m ³ /h/台，揚程：125m）	サブレーション・チェンバ	—	電源有の場合 中操作 電源無の場合 現場弁操作等 2時間以内	運転員 2名 運転員 中操2名 現場4名		
	「HPCFによるSFP注水」		・高圧炉心冷却水ポンプ 台数：1台（容量：高圧側182 ³ /h，低圧側727m ³ /h，揚程：高圧側890m，低圧側190m）	復水貯蔵槽 サブレーション・チェンバ	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名		
	「MUWCによるSFP注水」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	—	電源有の場合 中操作 電源無の場合 現場弁操作等 2時間以内	運転員 2名 運転員 中操2名 現場4名		
	「消火ポンプによるSFP注水」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m ³ /h，揚程：75m）	ろ過水タンク	—	電源有の場合 中操作 電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 2名 運転員 中操2名 現場4名		
	「恒設RCWによる補機冷却水確保」		・原子炉補機冷却ポンプ 台数：6台（容量：1300 ³ /h/1100 ³ /h，揚程：58m/53m） ・原子炉補機冷却海水ポンプ 台数6台（容量：1800 ³ /h，揚程：35m） ・原子炉補機冷却熱交換器 台数：6台（熱交換量：17.4MW/系統/16.3MW/系統）	—	—	電源有の場合 中操作 電源無の場合 現場弁操作等 3時間以内	運転員 2名 運転員 中操2名 現場2名		
	「代替Hxによる補機冷却水確保」		・熱交換器ユニット（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW） ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台，揚程：35m）	—	—	電源有の場合 中操作 電源無の場合 現場弁操作等 4時間30分以内	運転員 2名 運転員 中操2名 現場4名		
	「代替RSWによる補機冷却水確保」		・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台，揚程：35m）	—	—	電源有の場合 中操作 電源無の場合 現場弁操作等 5時間以内	運転員 2名 運転員 中操2名 現場2名		
	○多様なハザード対応要領								

添付 2.1-117

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表1 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7号炉の例）（12/14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑧ 使用済燃料除熱戦略	「代替Hxによる補機冷却水確保」	(1.11)	・熱交換器ユニット（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW） ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台、揚程：35m）	—	—	現場操作 7時間以内	復旧班員 16名
	「代替RSWによる補機冷却水確保」		・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台、揚程：35m）	—	—	現場操作 7時間以内	復旧班員 16名
⑨ 放射性物質拡散抑制のための戦略	○多様なハザード対応手順						
	「放射性物質放出箇所へのスプレイ（淡水/海水）」	(1.12)	・可搬型大容量送水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台（容量：900m ³ /h以上、吐出圧力：0.9MPa） ・放水砲（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台 ・ホース展張車（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台	海水取水箇所	—	現場操作 3時間以内	復旧班員 8名
	「海洋への放出抑制（汚濁防止膜設置）」		・荒浜側、大湊側放水口汚濁防止膜（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） ・構内排水路汚濁防止膜（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） ・#1-4取水口、#1補機取水口汚濁防止膜（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） ・#5-7取水口汚濁防止膜（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：20m/本（カーテン長：6～8m）	—	—	現場操作 3時間以内 （北放水口1重目） 24時間以内 （取水口3箇所1重目）	復旧班員 13名
「海洋への放出抑制（放射性物質吸着材設置）」	・放射性物質吸着材（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：1020kg以上		—	—	現場操作 3時間以内	復旧班員 4名	
⑩ 電源確保戦略	○事故時運転操作手順書（微候ベース）						
	「D/G又は外部電源復旧操作」	(1.14)	・非常用ディーゼル発電機 台数：3台（容量：6250kVA/台、電圧：6900V） ・共通母線、M/C7C、7D母線	—	—	中操操作	運転員 2名
	「他号機からの受電操作」		・共通母線、M/C7C、7D母線	—	—	中操操作	運転員 2名
	「充電器予備器へ切り替え」		・予備充電器盤	—	—	中操操作	運転員 2名
	「D/G（A）（B）による緊急用M/Cへの送電」		・非常用ディーゼル発電機 台数：2台（容量：6250kVA/台、電圧：6900V） ・緊急用M/C母線	—	—	現場操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名
	「第一GTGによるM/C7C、7D受電」		・第一ガスタービン発電機（保管場所：T.M.S.L.+12m） 台数：1台（容量：4500kVA/台、電圧：6900V） ・M/C7C、7D母線	—	—	現場操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名
	「緊急用M/CによるM/C7C、7D受電」		・緊急用M/C母線 ・M/C7C、7D母線（P/C7C-1、7D-1、M/CC7C-1-1、7D-1-1）	—	—	現場操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名
「直流125V充電器盤7A受電」	・直流125V充電器盤7A ・直流125V充電器盤7A・7B予備		—	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名	

添付 2.1-118

注）本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表1 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7号炉の例）（13/14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	
⑩ 電源確保戦略							現場2名	
	「直流125V充電器盤7B受電」		・直流125V充電器盤7B	—	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「直流125V充電器盤7A-2受電」		・直流125V充電器盤7A-2	—	—	現場操作 2時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「AM用直流125V充電器盤受電」		・AM用直流125V充電器盤 ・AM用直流125V予備充電器盤	—	—	現場操作 2時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「中操監視計器類復旧（C系）」		・M/CC7C-1-7（バイタル, CVCF, 計測用電源）	—	—	現場操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「中操監視計器類復旧（D系）」		・M/CC7D-1-6（原子炉系計測用電源）※C系にて受電できない場合 ・M/CC7D-1-7（バイタル, CVCF, 計測用電源）	—	—	現場操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名	
	○多様なハザード対応要領							
	「各号炉D/Gによる緊急用M/C受電から各号炉への送電」		(1.14)	・非常用ディーゼル発電機 台数：3台（容量：6250kVA/台, 電圧：6900V） ・緊急用M/C母線	—	—	現場操作 4時間以内	当該号炉運転員 中操2名 現場2名 他号炉運転員 中操2名 現場4名 復旧班員 6名
	「第二GTGによる緊急M/C受電」		(1.14)	・第二ガスタービン発電機（保管場所：T.M.S.L.+21m） 台数：1台（容量：4500kVA/台, 電圧：6900V） ・緊急用M/C母線	—	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 6名
	「電源車による緊急M/C受電」		(1.14)	・電源車（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：9台（容量：500kVA/台, 電圧：6,900V） ・M/C7C, 7D母線	—	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 6名
「電源車によるP/C7C-1, 7D-1受電」		(1.14)	・電源車（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：9台（容量：500kVA/台, 電圧：6,900V） ・P/C7C, 7D母線	—	—	現場操作 7時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員	

添付 2.1-119

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表1 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7号炉の例）（14/14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑩ 電源確保戦略		(1.14)					6名
	「可搬型直流電源設備による給電」		・直流給電車・電源車（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（蓄電池400Ah, 整流器120A, 容量500kVA, 電圧DC125V）	-	-	現場操作 9時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 6名
⑪ 人命救助戦略	○総務班ガイド 「総務班ガイド」	(2.1)	-	-	-	-	-
	○多様なハザード対応要領 「消防車によるCSPへの補給（淡水/海水）」	(1.13)	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h, 吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	-	現場操作 3時間以内	復旧班員 4名
「消防車による防火水槽への海水補給」	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h, 吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）		海水取水箇所	-	現場操作 3時間以内	復旧班員 3名	
燃料確保	○多様なハザード対応要領 「非常用D/G軽油タンクからタンクローリーへの給油」	(2.1)	・タンクローリー（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：4t/台），台数：1台（容量：16t/台）	-	-	現場操作 2時間以内	復旧班員 2名
	「地下軽油タンクからローリーへの給油」		・タンクローリー（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：4t/台）	-	-	現場操作 30分以内	復旧班員 2名
	「タンクローリーから各機器等への給油」		・タンクローリー（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：4t/台），台数：1台（容量：16t/台）	-	機器側タンク 容量による	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 2名

添付 2.1-120

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

1. 柏崎刈羽原子力発電所マニュアル体系大規模損壊関連体系図

大規模損壊発生時に必要となる手順書類について、発電所の QMS 文書体系上の位置づけを図 1 に示す。

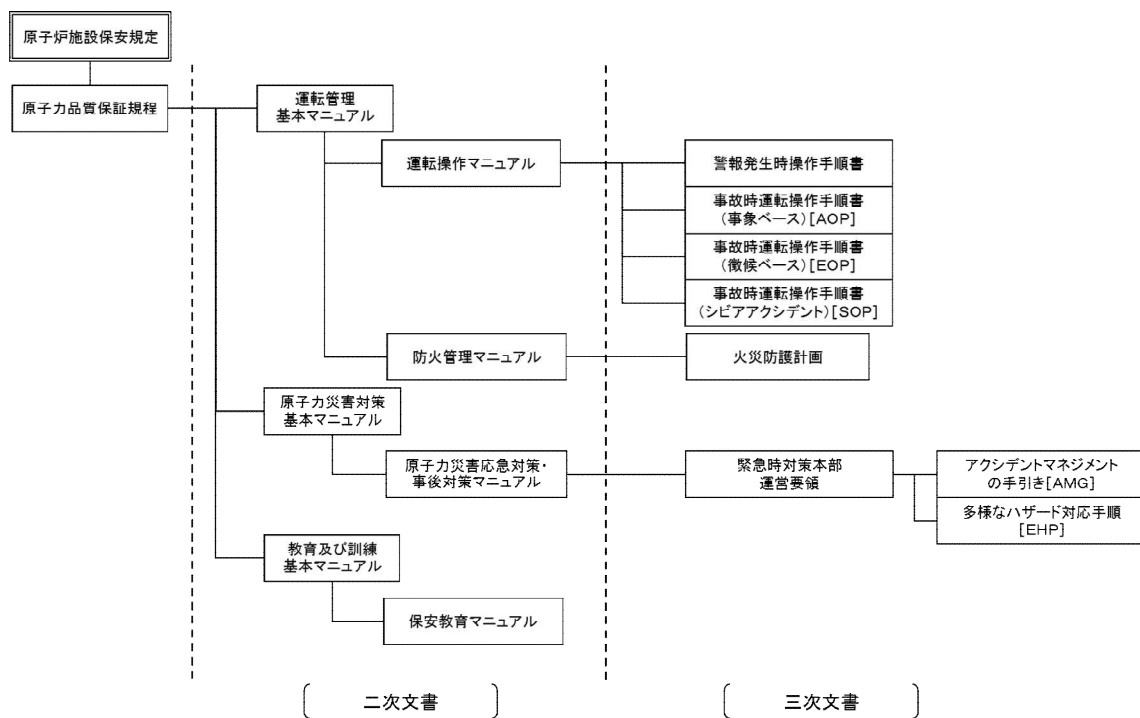


図 1 QMS 文書体系上の手順書の位置づけ

2. 大規模損壊発生時の対応手順書体系図

緊急時対策本部で使用する対応フローに従った措置を講じるため、以下の手順書を用いて対応を行う。また、手順書の体系図を図 2 に、手順書のリストを表 2 に示す。

(1) 緊急時対策本部で使用する手順書

① 緊急時対策本部運営要領

重大事故，大規模損壊等が発生した場合，又はそのおそれがある場合に，緊急事態に関する緊急時対策本部の責任と権限及び実施事項を定めた要領。

また，緊急時対策本部の運営及び各機能組織が実施する事項については，本要領の下位に紐付く各機能組織のガイドとして定める。

② アクシデントマネジメントの手引き (AMG)

プラントで発生した事故・故障等が拡大し，炉心損傷に至った際に，事故の進展防止，影響緩和のために実施すべき措置を判断，選択するための情報を定めた要領で，技術支援組織が使用する。炉心が損傷し，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の健全性を脅かす可能性のあるシビアアクシデント事象に適用する。

③ 多様なハザード対応手順 (EHP)

自然現象や大規模損壊等により，多数の恒設の電源設備・注水設備等が使用できない場合に，運転員のプラント対応に必要な支援を行うため，可搬設備等によるプラント対応支援を定めた手順書で，実施組織（運転員以外）が使用する。

(2) 運転員が使用する手順書

① 警報発生時操作手順書

中央制御室及び現場制御盤に警報が発生した際に，警報発生原因の除去あるいはプラントを安全な状態に維持するために必要な操作を定めた手順書。

② 事故時運転操作手順書（事象ベース）(AOP)

単一の故障等で発生する可能性のある異常又は事故が発生した際に，事故の進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。

③事故時運転操作手順書（徴候ベース）（EOP）

事故の起因事象を問わず，AOPでは対処できない複数の設備の故障等による異常又は事故が発生した際に，重大事故への進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。

④事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（SOP）

EOPで対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至った際に，事故の拡大を防止し影響を緩和するために必要な対応操作を定めた手順書。

(3) 緊急時対策本部及び運転員が使用する手順書

①火災防護計画

発電所の火災防護に係る全ての活動に適用され，設計基準対象施設，並びに重大事故等対処施設の火災防護対策を定め，万一火災が発生したとしても，プラントの安全停止能力を確保すること，発電所職員や環境への放射線の影響を防止することを目的に定めた業務文書。

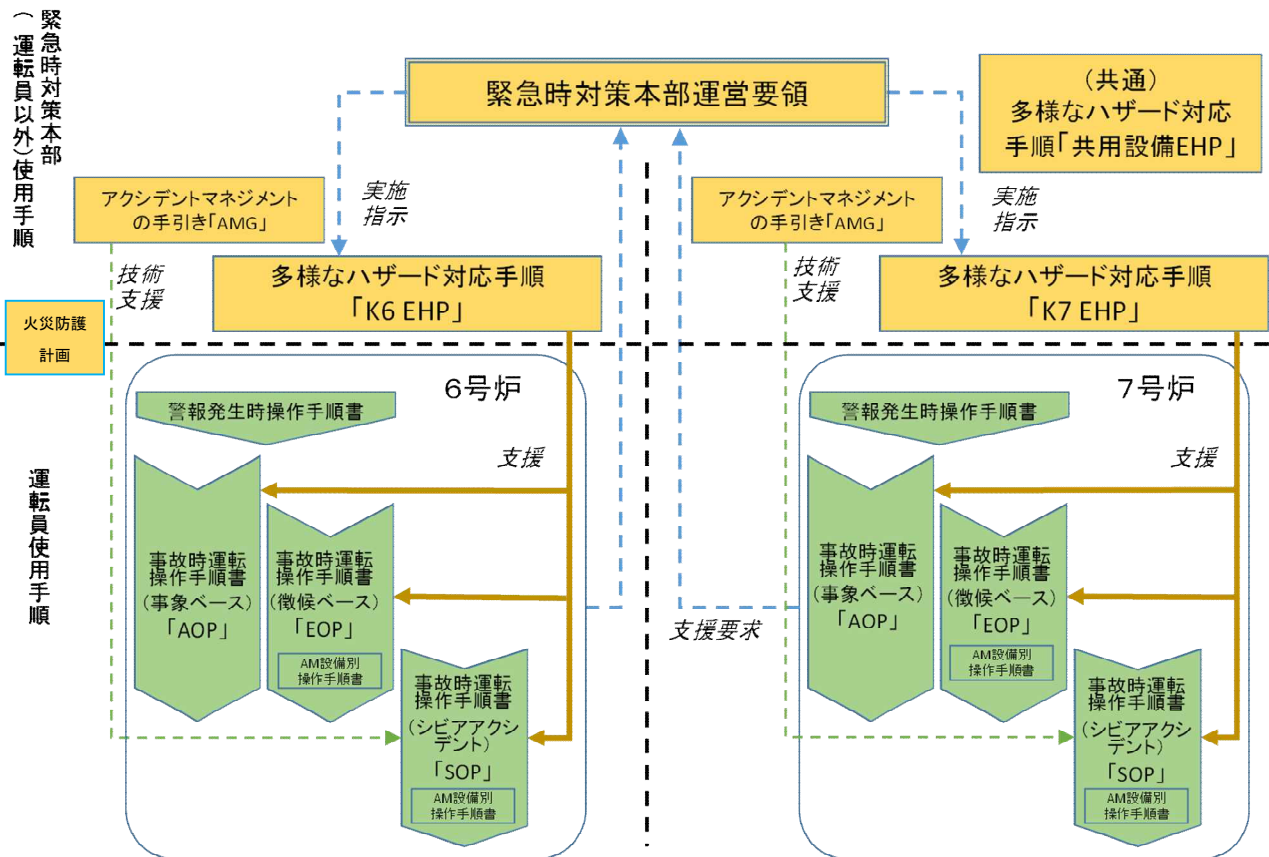


図 2 大規模損壊発生時の対応手順書体系図

表 2 大規模損壊発生時の対応手順書リスト(1/5)

緊急時対策本部運営要領
計画班手順 保安班手順 号機班手順 復旧班手順 通報班手順 立地・広報班手順 資材班手順 総務班手順 大規模損壊発生時対応手順

アクシデントマネジメントの手引き (AMG) ※6号及び7号炉ともに構成は同じ
確認ガイド [確認ガイドー1] : 炉心損傷の確認ガイド [確認ガイドー2] : 損傷炉心の冷却性確認ガイド [確認ガイドー3] : 原子炉圧力容器破損の確認ガイド [確認ガイドー4] : 格納容器モニタの確認ガイド 確認ガイドー4. 1 格納容器内のパラメータの確認ガイド 確認ガイドー4. 2 格納容器健全性の確認ガイド 操作ガイド [操作ガイドー1] : 損傷炉心への注水操作ガイド [操作ガイドー2] : 原子炉減圧操作ガイド (注水手段がある場合) [操作ガイドー3] : 原子炉減圧操作ガイド (注水手段がない場合) [操作ガイドー4] : 機器復旧後の切り替え操作ガイド [操作ガイドー5] : (原子炉圧力容器破損後の) 原子炉への注水操作ガイド [操作ガイドー6] : 下部D/Wへの注水操作ガイド [操作ガイドー7] : 格納容器からの除熱操作ガイド [操作ガイドー8] : 耐圧強化格納容器ベント操作ガイド [操作ガイドー9] : 格納容器負圧抑制操作ガイド [操作ガイドー10] : 可燃性ガス濃度制御系 (FCS) 操作ガイド [操作ガイドー11] : 原子炉ウェルへの注水操作ガイド

表2 大規模損壊発生時の対応手順書リスト(2/5)

6号炉 多様なハザード対応手順 (K6 EHP)
電源車による P/C 6C-1 及び P/C 6D-1 受電
号炉間電力融通ケーブルによる電力融通 (仮称)
可搬型直流電源装置による直流 125V 主母線盤 6A 受電
直流給電車による直流 125V 主母線盤 6A 受電
電源車による AM 用 MCC 受電
RCIC 現場起動後の排水
フィルタベント水位調整 (仮称)
フィルタベント停止後の N2 パージ手順
熱交換器ユニットによる補機冷却水確保
大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) による補機冷却水確保
代替 R S W による補機冷却水確保
消防車による送水
水素対策 (トップベント)
消防車による CSP への補給 (淡水/海水)
消防車による防火水槽への海水補給
放射性物質放出箇所へのスプレー (淡水/海水)
海水取水ポンプによる防火水槽への海水補給
内部溢水

表 2 大規模損壊発生時の対応手順書リスト (3/5)

7号炉 多様なハザード対応手順 (K7 EHP)
電源車による P/C 7C-1 及び P/C 7D-1 受電 号炉間電力融通ケーブルによる電力融通 (仮称) 可搬型直流電源装置による直流 125V 主母線盤 7A 受電 直流給電車による直流 125V 主母線盤 7A 受電 電源車による AM 用 MCC 受電 RCIC 現場起動後の排水 フィルタベント水位調整 (仮称) フィルタベント停止後の N2 パージ手順 熱交換器ユニットによる補機冷却水確保 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) による補機冷却水確保 代替 RSW ポンプによる補機冷却水確保 消防車による送水 水素対策 (トップベント) 消防車による CSP への補給 (淡水/海水) 消防車による防火水槽への海水補給 放射性物質放出箇所へのスプレー (淡水/海水) 海水取水ポンプによる防火水槽への海水補給 内部溢水

表 2 大規模損壊発生時の対応手順書リスト(4/5)

(共通) 多様なハザード対応手順 (共用設備 EHP)
第二GTGによる緊急用M/C受電 電源車による緊急用M/C受電 各号機D/G(A)による緊急用M/C受電から各号機への送電 泡消火剤による消火及び延焼防止 (仮称) 純水移送ポンプ電源確保 電源車によるK3代替緊急時対策所への給電 貯水池から防火水槽への補給 貯水池から淡水タンクへの補給 淡水タンクから防火水槽への補給 軽油タンクからタンクローリーへの給油 タンクローリーから各機器等への給油 状況確認とアクセスルート確保 段差復旧・陥没箇所復旧 がれき除去 除灰手順 (道路部) フィルタ清掃・交換手順 (仮称) 海洋への放出抑制 (仮称)

6号炉 警報発生時操作手順書
重要警報編 系統別一括警報 H11-P703 編 系統別一括警報 H11-P704(L) 編 系統別一括警報 H11-P704(R) 編 系統別一括警報 H11-P705 編 廃棄物処理系編

7号炉 警報発生時操作手順書
重要警報編 系統別一括警報 H11-P703 編 系統別一括警報 H11-P704(L) 編 系統別一括警報 H11-P704(R) 編 系統別一括警報 H11-P705 編

表 2 大規模損壊発生時の対応手順書リスト (5/5)

事故時運転操作手順書（事象ベース）（AOP）※6号及び7号炉ともに構成は同じ
原子炉編 タービン・電気編 火災編

事故時運転操作手順書（徴候ベース）（EOP）※6号及び7号炉ともに構成は同じ
原子炉制御 格納容器制御 原子炉建屋制御 使用済燃料プール制御 不測事態 EOP/SOP インターフェース (ES/I)

事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（SOP）※6号及び7号炉ともに構成は同じ
AM 操作方針の全体流れ図 注水-1 「損傷炉心への注水」 注水-2 「長期の原子炉水位の確保」 注水-3a 「RPV 破損前の下部 D/W 注水」 注水-3b 「RPV 破損後の下部 D/W 注水」 注水-4 「長期の RPV 破損後の注水」 除熱-1 「損傷炉心冷却後の除熱」 除熱-2 「RPV 破損後の除熱」 放出 「PCV 破損防止」 水素 「R/B 水素爆発防止」

火災防護計画
<ul style="list-style-type: none"> ・ 発電関連設備の火災防護対策 ・ 中央制御室盤内の火災防護対策 ・ 原子炉格納容器内の火災防護対策 ・ 重大事故等対処設備並びにこれらが設置されている火災区域に対する火災防護対策 ・ その他の区域の火災防護対策 ・ 火災鎮火後の処置

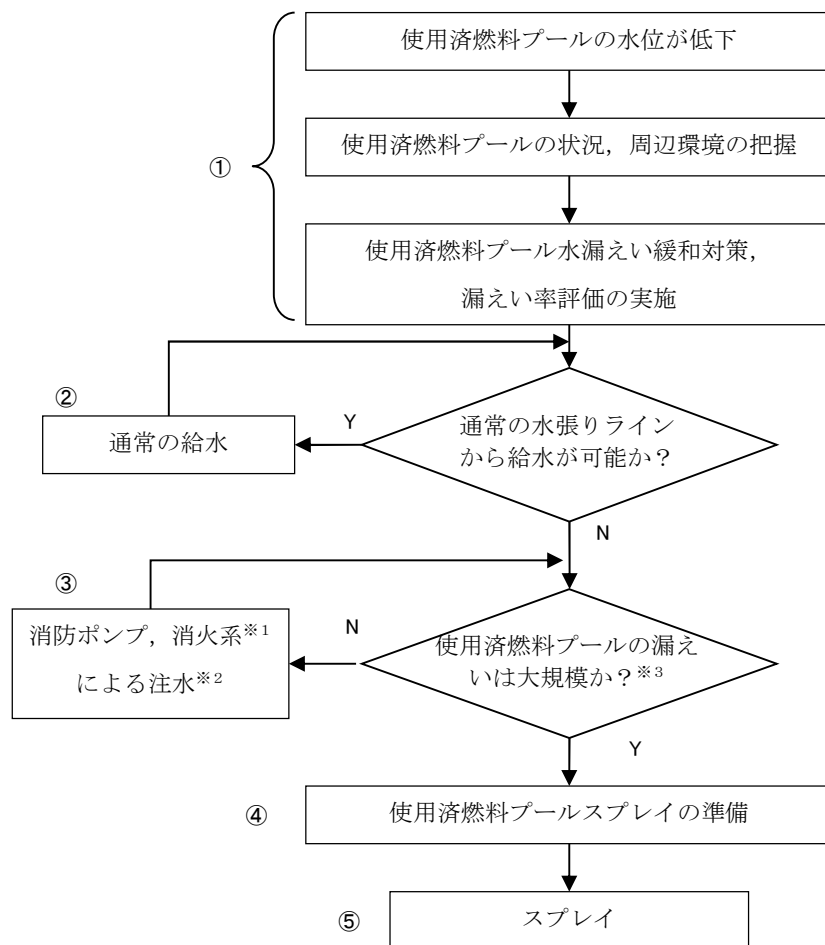
使用済燃料プール大規模漏えい時の対応について

1. 使用済燃料プールにおける事故対応

使用済燃料プールに大規模漏えいが発生した場合における、使用済燃料プールの優先順位に従った事故対応例について以下に示す。

- (1) 使用済燃料プールの漏えい緩和のための操作を実施するにあたり、最も重要な判断は使用済燃料プール（原子炉建屋）へのアクセス可否となる。これは現場の被害状態（火災の発生状況，線量等）に依存する。
- (2) 使用済燃料プールへアクセス可能な場合には，準備から補給するまでの時間が比較的短い恒設設備（復水補給水系）を用いた内部からの使用済燃料プール注水を行う。
- (3) (2)の操作により使用済燃料プール水位の維持ができない場合，可搬型代替注水ポンプを用いた注水，消火系を用いた注水，サブレーションプール浄化系を用いた注水を順次試みる。
- (4) (3)による使用済燃料プールへの注水を行っても水位が維持できない場合，原子炉建屋内部からのスプレーが可能であれば，可搬型代替注水ポンプを既設の接続口に連結し，常設スプレーヘッドによるスプレーを行い，困難な場合は可搬型スプレーヘッドを用いたスプレーを行う。
- (5) (4)と並行して，使用済燃料プールの漏えいを緩和するため，あらかじめ準備している漏えい緩和のための資機材を用いた手段により，使用済燃料プール内側からの漏えい緩和を行う。
- (6) 使用済燃料プールへアクセスできない場合や建屋内部での使用済燃料プールスプレーが困難な場合，放水砲（大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）を使用）を用いた使用済燃料プールへの放水を行う。

2. 重大事故を想定した使用済燃料プールの監視対応フロー



※1 重大事故等へ対処するために消火が必要な火災が発生していないこと。

※2 サプレッションプール浄化系による注水も含む。

※3 資機材等による漏えい緩和措置が有効な場合は実施する。

図1 使用済燃料プールの監視対応フロー

表1 各設備の監視機能

	計器名称	①	②	③	④	⑤
水位	使用済燃料貯蔵プール水位計	○	○	○	—	—
	使用済燃料貯蔵プール水位計 (SA 広域)	○	○	○	○	○
	使用済燃料貯蔵プール水位計 (SA)	○	○	○	○	—
温度	使用済燃料貯蔵プール温度計 (SA 広域)	○	○	○	—	—
	使用済燃料貯蔵プール温度計 (SA)	○	○	○	○	○
空間線量率	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)	○	○	○	○	—
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)	—	—	○	○	○
状態監視	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	○	○	○	○	○

3. 使用済燃料プールへのスプレイ手順の妥当性について

(1) 使用済燃料プール水の大規模漏えい時の未臨界評価

柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉の使用済燃料プール（以下、本添付資料において「SFP」という。）では、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに燃料が貯蔵される。SFP には、通常は限られた体数の新燃料と使用済燃料が貯蔵されるが、臨界設計については新燃料及びいかなる燃焼度の燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率として 1.30 を仮定している。また、プール水温、ラック製造公差、ボロン添加率、ラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。

仮に SFP プール水が沸騰や喪失した状態、SFP スプレイが作動する状態を想定し、プールの水密度が減少した場合を考えると、ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し、実効増倍率を低下させる効果がある。一方、ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため、隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり、実効増倍率を増加させる効果が生じる。

そこで、柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉の SFP において水密度を $1.0 \sim 0.0 \text{ g/cm}^3$ と変化させて実効増倍率を計算したところ、中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により、実効増倍率を増加させる効果がある隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから、水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する効果が得られた。このため、水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることを確認した。

なお、解析には米国オークリッジ国立研究所(ORNL)により米国原子力規制委員会(NRC)の原子力関連許認可評価用に作成された 3 次元多群輸送計算コードであり、米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されている SCALE システムを用いた。

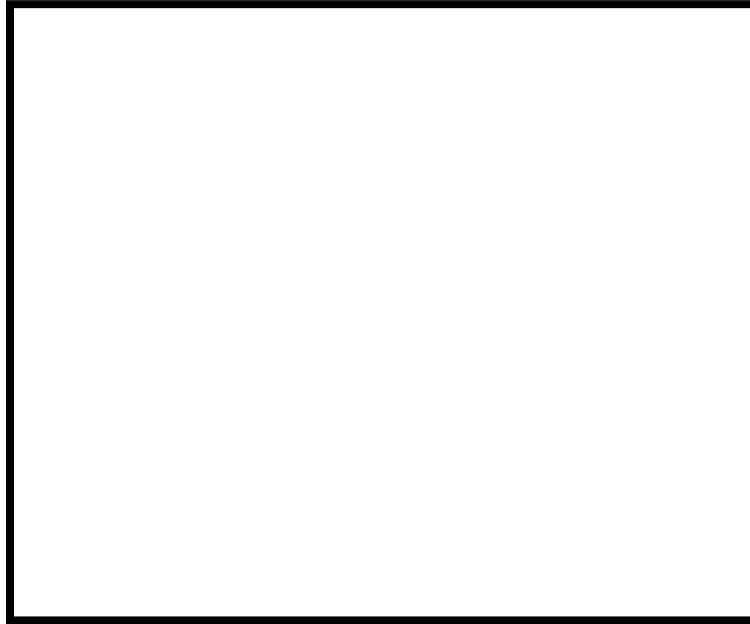


図 2 柏崎刈羽 6 号炉 角管型ラックの計算体系



図 3 柏崎刈羽 6 号炉 格子型ラックの計算体系

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

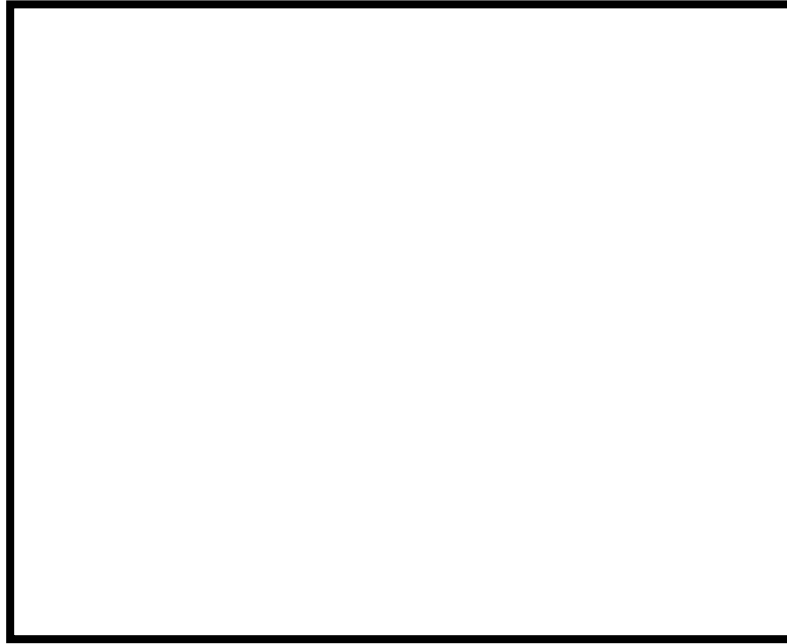


図4 柏崎刈羽7号炉 角管型ラックの計算体系

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 5 柏崎刈羽 6 号炉 実効増倍率の水密度依存性



図 6 柏崎刈羽 7 号炉 実効増倍率の水密度依存性

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

4. 必要スプレイ流量

(1) 測定方法

試験設備は、基準として床面を燃料頂部の高さで仮定し、実機寸法を模擬して図 7 のようにポンプ、流量計、流量調整弁、ヘッダ管、ノズルを設置した。また、実機 SFP と同様のスプレイ状態を模擬するため、足場とブルーシートにより SFP プール壁面の形状を構築した。

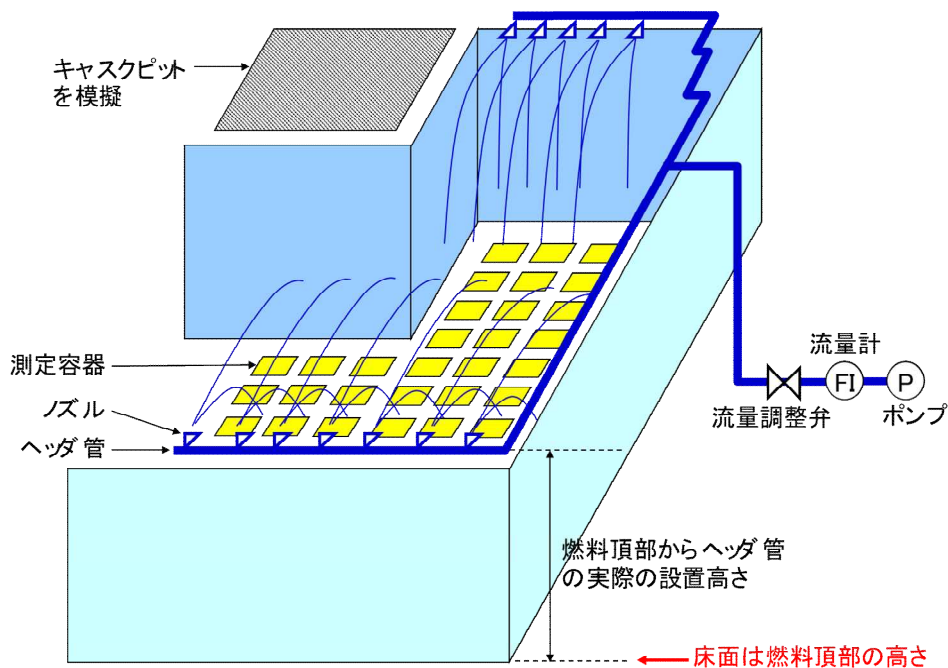


図 7 試験設備概要図

(2) 測定条件

- ・ スプレイ時間：2min
- ・ 測定容器開口面積：318 mm×318 mm

(3) 判定基準

表 2 スプレイ実証試験の判定基準

	単位面積当たりの必要スプレイ流量	必要スプレイ範囲
高温燃料域		2 炉心以上の燃料
低温燃料域		全ての燃料

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(4) 測定結果

① スプレイ状態の確認

試験のスプレイ状態について、スプレイ前の状況を図 8、スプレイ状態の状況を図 9 に示す。

図 9 のスプレイ状態から、スプレイヘッダの複数のノズルからのスプレイ水は互いに衝突等の干渉がなく、燃料域全体に広がることを確認した。



図 8 スプレイ前の状況



図 9 スプレイ状態の試験状況 (スプレイ量 : 132m³/h)

5. 必要スプレイ流量の測定結果

6号炉の実証試験結果を表3に、7号炉の実証試験結果を表4に示す。

6号及び7号炉ともに、単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足する高温燃料域を2炉心以上確保し、全てのエリアに対し低温燃料域の単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足することが可能である。

また、必要スプレイ流量は、下記の範囲で上記単位面積当たりのスプレイ量を満足するスプレイ分布を一定に保つことが可能である。なお、7号炉のスプレイ分布と燃料配置を示す。

・スプレイ流量：2200～2450L/min (132～147m³/h)

表3 スプレイ実証試験結果 (6号炉)

	単位面積当たりの必要スプレイ流量	必要スプレイ範囲
高温燃料域		2.36 炉心分
低温燃料域		全燃料ラック

表4 スプレイ実証試験結果 (7号炉)

	単位面積当たりの必要スプレイ流量	必要スプレイ範囲
高温燃料域		2.34 炉心分
低温燃料域		全燃料ラック



図10 スプレイ分布図及び燃料配置図 (7号炉の例)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

放水砲の設置場所及び使用方法等について

1. 放水砲による具体的なプラント事故対応

(1) 放水砲による放射性物質の拡散抑制，大規模な火災の消火活動の具体的な対応例

① 放水砲の使用の判断

次のいずれかに該当する場合は，放水砲を使用する。

- ・原子炉格納容器へあらゆる注水手段を講じても注水できず，原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合
- ・原子炉格納容器からの異常な漏えいにより，格納容器圧力逃がし装置で原子炉格納容器の減圧及び除熱をしているものの，原子炉建屋内の水素濃度が低下しないことにより原子炉建屋トップベントを開放する場合
- ・燃料プール代替注水系（可搬型）による燃料プールのスプレイができない場合
- ・プラントの異常により，モニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合
- ・原子炉建屋等で大規模な火災が発生した場合。

② 放水砲の設置位置の判断

放水砲の設置位置として，放射性物質の拡散抑制の場合はあらかじめ設置位置候補を複数想定しているが，現場からの情報（風向き，損傷位置（高さ，方位））等を勘案し，緊急時対策本部が総合的に判断して，適切な位置からの放水を指示する。

また，消火活動の場合は，火災の状況（アクセスルート含む）等を勘案し，設置位置を確保した上で，適切な位置から放水する。

③ 放水砲の設置位置と原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）への放水可能性

前述のとおり，放水砲は状況に応じて適切な場所に設置する。原子炉建屋から約 86m の範囲内に放水砲を仰角 50° 以上（泡消火放水の場合は，原子炉建屋から約 73m の範囲内に放水砲を仰角 55° 以上）で設置すれば，原子炉建屋トップ（屋根トラス）まで放水することができることから，原子炉格納容器又は使用済燃料プールへの放水は十分に可能である。

また、海水取水箇所については複数箇所を想定するとともに、ホースの敷設ルートについても、その時の被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数のアクセスルートを確認し、複数のアクセスルートを想定した手順及び設備構成とする。

なお、放射性物質の拡散抑制の場合は、放射性物質を含む汚染水が雨水排水の流路等を通して海へ流れることを想定して、放水前に排水路に放射性物質吸着材を設置するとともに、海洋へ拡散することを想定して、汚濁防止膜を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。

2. 放水砲の設置位置について

(1) 海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合



図1 射程と射高の関係（海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合）



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(2) 泡消火放水（大規模火災）の場合



図 2 射程と射高の関係（泡消火放水（大規模火災）の場合）



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

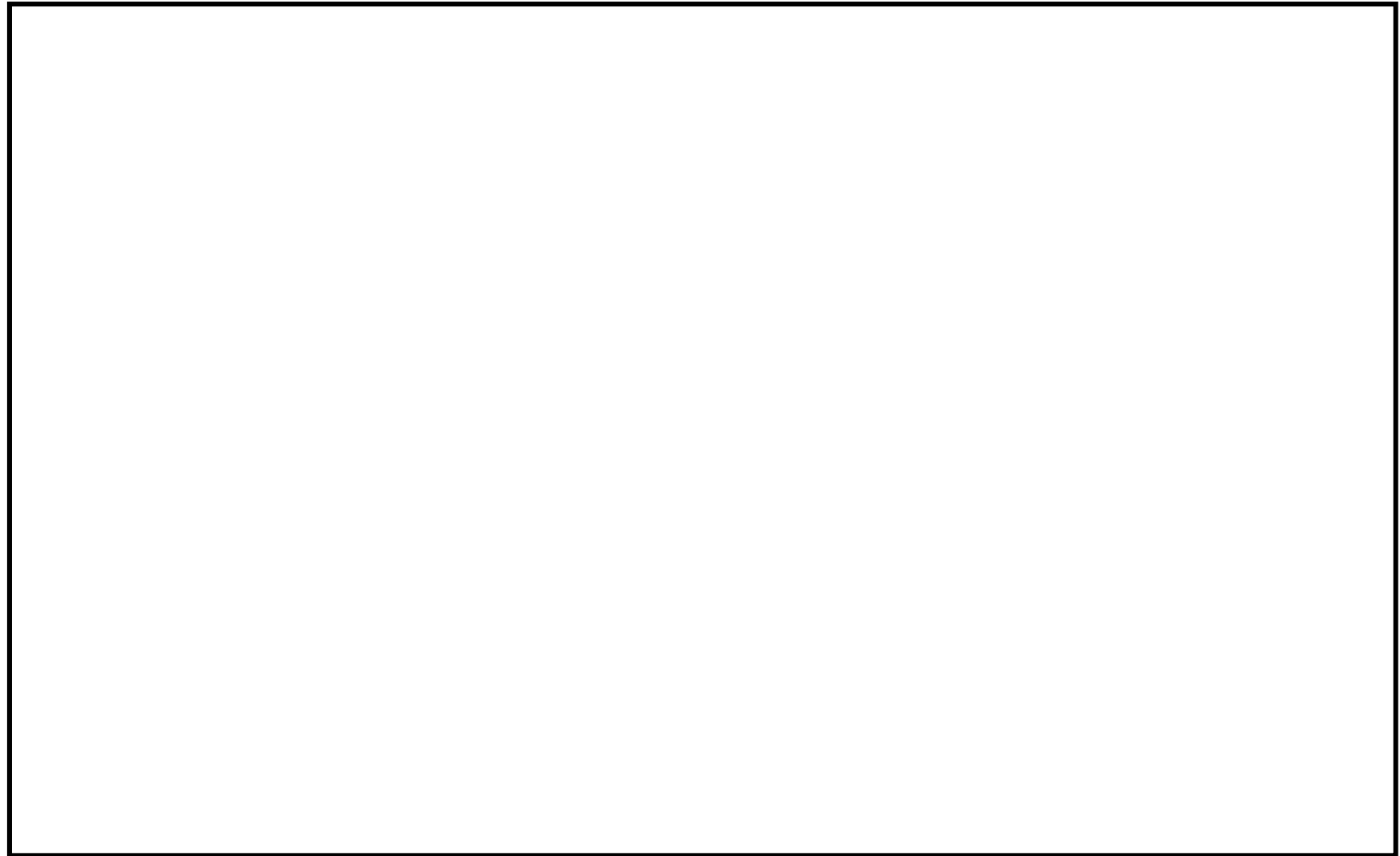


図 3 放水砲設置位置

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

3. 放水砲の放射方法について

放射性プルーム放出時には、放水砲により放水した水により、放射性プルームに含まれる微粒子状の放射性物質が除去されることが期待できる。

放水砲の放射方法としては、直状放射から噴霧放射への切替えが可能であり、噴霧放射は直状放射に比べ射程距離が短くなるものの、より細かい水滴径が期待できるため、高い放射性物質の除去効果が期待できる。

したがって、プルーム放出時の放水砲の放射方法としては、以下のとおりとする。

- ・原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所が確認できる場合、原子炉建屋の破損箇所に向けて放水し、噴射ノズルを調整することにより噴霧放射で損壊箇所を最大限覆うことができるように放射する。
- ・原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所や放射性物質の放出箇所が確認できない場合、原子炉建屋の中央に向けて放水する。

なお、直状放射でしか届かない場合においても、到達点では霧状になっていることから（第4図参照）、放射性物質の除去に期待できる。

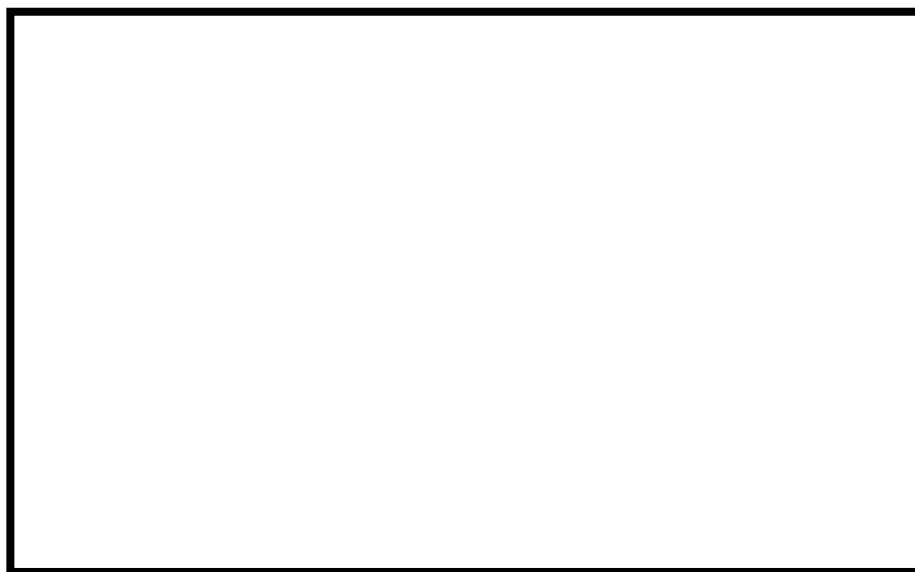


図4 直状放射による放水

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

大規模損壊に特化した設備と手順の整備について

大規模損壊発生時に使用する設備と手順については、技術的能力 1.2～1.14 で整備している設備と手順を活用し、「炉心の著しい損傷を緩和するための対策」、「原子炉格納容器の破損を緩和するための対策」、「使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策」、「放射性物質の放出を低減させるための対策」の緩和措置を行う。大規模損壊の事象について、大規模損壊に特化した設備や手順の整備の必要性については、別冊Ⅱ、Ⅲに示す具体的な対応例のとおり、技術的能力において整備した手順を使用して対応措置が可能であることを確認した。具体例は以下のとおり。

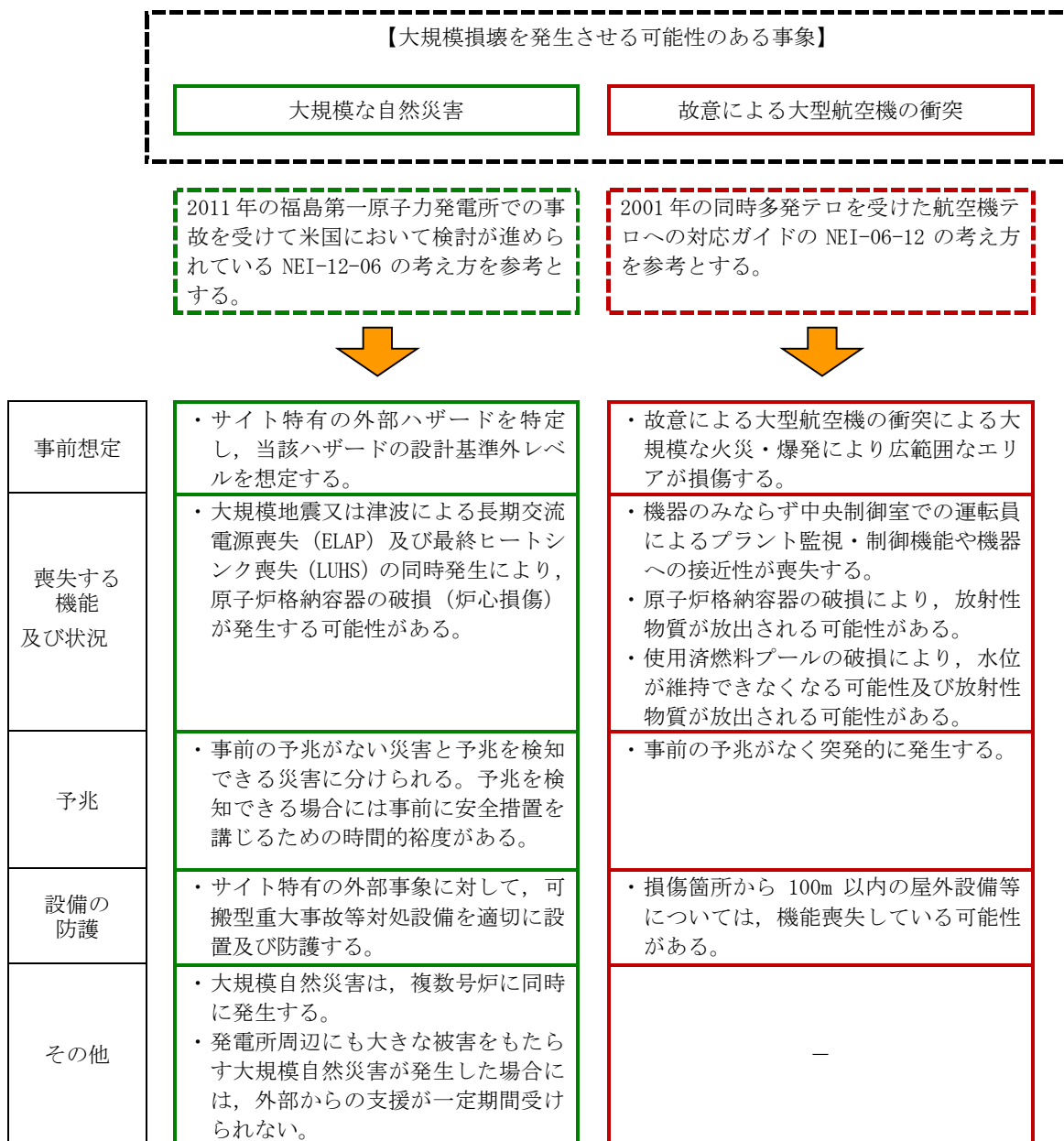
○電源融通による低圧復水ポンプによる炉注水

- ・大規模損壊の事象発生により、全交流動力電源喪失した当該号炉に対して、隣接号炉の非常用ディーゼル発電機等から共通母線を介しての電源融通、又は常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）からの緊急用メタクラを介した電源融通により喪失した電源を復旧する。
- ・電源の復旧により、補機冷却系を復旧しラインナップを行い、低圧復水ポンプを起動し炉注水を行う。
- ・低圧復水ポンプは復水器を水源としており、水源補給のため、復水貯蔵槽より復水補給水系を使用して補給を行う。また復水貯蔵槽には可搬型代替注水ポンプより補給を行い、水源を維持する。

米国ガイド（NEI-06-12 及び NEI-12-06）で参考とした事項について

大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊についての前提条件を設定するに当たり、米国における大規模自然災害への対応ガイド（NEI-12-06）及び航空機テロへの対応ガイド（NEI-06-12）も参考にしている。

これらガイドラインは以下のような内容である。



大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の
配備及び防護の状況について

大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然災害（地震，津波）及び故意による大型航空機の衝突が発生した場合に備えた重大事故等対処設備等の配備及び防護について，対応状況を表1に示す。

なお，これらの対応については，2.1.2.3（1）に示す「大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方」に基づく。

表 1 大規模損壊発生時の可搬型重大事故等対処設備等の
 配備及び防護の状況(1/2)

○大規模地震

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・ 機能確保	機器の保管場所等の考慮 (耐震性のある構造物内での保管, 機器の耐震性等)	<ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動又はそれに準じた基準を超える地震動に対して, 地震により生ずる敷地下斜面のすべり, 液状化及び揺すり込みによる不等沈下, 地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。 ・保管場所周辺に損壊により影響を及ぼすおそれのある建屋, 鉄塔, 煙突, タンク等の構造物がないことを確認している。
機器の配備	機器の輸送手段の確保(輸送経路の障害の考慮)	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては, 周辺斜面の崩壊による土砂流入不等沈下による段差を考慮し, ホイールローダを配備している。
	機器の接続箇所へのアクセス性の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・恒設ライン等への接続箇所を2箇所設置しており, これらの接続箇所は分散して配置している。 ・各々の接続箇所までのアクセスルートは, それぞれ別ルートで確保されている。

○大規模な津波

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・ 機能確保	機器の保管場所等の考慮 (津波よりも高い位置の保管, 津波から防護できる構造物内の保管)	<ul style="list-style-type: none"> ・基準津波又はそれに準じた基準を超える津波に対して余裕を有する高台に保管する。
機器の配備	機器の輸送手段の確保(輸送経路の障害の考慮)	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては, 津波によるがれき等を考慮し, ホイールローダを配備している。
	機器の接続箇所へのアクセス性の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・恒設ライン等への接続箇所を2箇所設置しており, これらの接続箇所は分散して配置している。 ・一時的にアクセス不能となる可能性があるが, 津波が引いた後にはアクセス可能となる。 ・各々の接続箇所までのアクセスルートは, それぞれ別ルートで確保されている。

表 1 大規模損壊発生時の可搬型重大事故等対処設備等の
配備及び防護の状況 (2/2)

○故意による大型航空機の衝突

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・ 機能確保	機器の保管場所等の考慮 (頑健性のある構造物内での保管, 原子炉建屋からの 100m 離隔)	<ul style="list-style-type: none"> 屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は, 故意による大型航空機の衝突その他テロリズムにより同時に機能損失させないように, 原子炉建屋から 100m 以上の離隔距離を確保するとともに, 当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対処設備及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の離隔距離を確保した上で, 複数箇所分散して保管する。
機器の配備	機器の輸送手段の確保 (輸送経路の障害の考慮)	<ul style="list-style-type: none"> 想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては, 複数のルートが確保されている。また, アクセスルートでがれきが発生した場合においても, 原子炉建屋から 100m 以上離隔された場所に配備しているホイールローダにより, がれきを撤去することでアクセスルートを確保する。 大規模な燃料火災が発生した場合には, 原子炉建屋から 100m 以上離れた場所に配置している化学消防自動車等の泡消火設備により消火活動を行い, アクセスルートを確保する。
	機器の接続箇所へのアクセス性の確保	<ul style="list-style-type: none"> 恒設ライン等への接続箇所を 2 箇所設置しており, これらの接続箇所は分散して配置している。 各々の接続箇所までのアクセスルートは, それぞれ別ルートで確保されている。

大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について

大規模損壊発生時に想定される以下の a.～c. の環境下等において、緊急時対策要員等が事故対応を行うために必要な資機材を表 1 に示すとおり配備している。

d. の資機材については、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所、6号及び7号炉中央制御室において、必要数を配備することとしており、詳細を表 2 に示す。

e. の資機材については、詳細を表 3 に示す。

- a. 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。
- b. 地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災、又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び消火設備を配備する。
- c. 炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境下において、事故対応のために着用するマスク、高線量対応防護服及び個人線量計等の必要な資機材を配備する。
- d. 大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具、線量計、食料等の資機材を確保する。
- e. 大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため、多様な複数の通信連絡設備を整備する。また、通常通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を配備する。

表 1 重大事故等及び大規模損壊の発生に備えた資機材リスト

品目	保管場所	規定類
a. 全交流動力電源喪失発生時の環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材		
ヘッドライト	全所員に配備（運転員含む）	緊急時対策本部運営要領
懐中電灯	中央制御室 現場控室 事務本館又は初動要員宿泊所	
LEDライト (ランタンタイプ)	中央制御室 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	
LEDライト (三脚タイプ)	中央制御室	
可搬型照明設備	荒浜側及び大湊側高台保管場所	
b. 大規模火災時に消火活動を実施するために着用する防護具及び消火剤等の資機材		
耐熱服	防護本部 自衛消防隊詰め所	火災防護計画
防火服	防護本部 副防護本部 自衛消防隊詰め所 中央制御室 サービス建屋チェックポイント 事務本館	
泡消火薬剤	自衛消防隊詰め所 荒浜側高台保管場所	
c. 高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク及び線量計等の資機材		
表 2 に記載。		緊急時対策本部運営要領

表2 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための
防護具、線量計及び食料等の資機材(1/7)

(1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管する放射線管理用資機材及びチェン징ングエリア用資機材等

a. 防護具及び除染用資機材 (被ばく管理・除染管理)

品名	保管数※	考え方
不織布カバーオール	1,890 着	180名 (要員数 164名 + 自衛消防隊 10名 + 余裕) × 7日 × 1.5倍
靴下	1,890 足	180名 (要員数 164名 + 自衛消防隊 10名 + 余裕) × 7日 × 1.5倍
帽子	1,890 着	180名 (要員数 164名 + 自衛消防隊 10名 + 余裕) × 7日 × 1.5倍
綿手袋	1,890 双	180名 (要員数 164名 + 自衛消防隊 10名 + 余裕) × 7日 × 1.5倍
ゴム手袋	3,780 双	1,890 × 2
全面マスク	810 個	180名 (要員数 164名 + 自衛消防隊 10名 + 余裕) × 3日 (除染による再使用を考慮) × 1.5倍
チャコールフィルタ	3,780 個	1,890 × 2
アノラック	945 着	180名 (要員数 164名 + 自衛消防隊 10名 + 余裕) × 7日 × 1.5 (余裕) × 50% (年間降水日数を考慮)
汚染区域用靴	40 足	80名 (現場復旧班要員 65名 + 保安班要員 15名) × 0.5 (現場要員の半数)
タングステンベスト	14 着	14名 (プルーム通過後現場復旧班要員 14名)
セルフエアセット	4 台	初期対応用 3台 + 予備 1台

※予備を含む。(今後、訓練等で見直しを行う。)

b. 計測器 (被ばく管理・汚染管理)

品名	保管数※	考え方
個人線量計 (電子線量計)	180 台	180名 (要員数 164名 + 自衛消防隊 10名 + 余裕)
個人線量計 (ガラスバッチ)	180 台	180名 (要員数 164名 + 自衛消防隊 10名 + 余裕)
GM 汚染サーベイメータ	5 台	チェン징ングエリアにて使用
電離箱サーベイメータ	8 台	現場作業時に使用
可搬型エリアモニタ	4 台	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の1台は陽圧化の判断のために 重大事故等対処設備として使用 各エリアにて使用 設置のタイミングは、チェン징ングエリア設営判断と同時

※予備を含む。(今後、訓練等で見直しを行う。)

表2 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための
防護具，線量計及び食料等の資機材(2/7)

c. チェンジングエリア用資機材及び除染資材

品名	保管数※	考え方
養生シート	3巻	チェンジングエリア設営に必要な数量
バリア	4個	
フェンス	9枚	
粘着マット	2枚	
ヘルメット掛け	1式	
ポリ袋	25枚	
テープ	5巻	
ウエス	2箱	
ウェットティッシュ	10巻	
はさみ	6個	
マジック	2本	
簡易シャワー	1台	
簡易タンク	1台	
トレイ	1個	
バケツ	2個	
可搬型空気浄化装置	2台(予備1台)	
乾電池内蔵型照明	4台(予備1台)	

※予備を含む。(今後，訓練等で見直しを行う。)

表2 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための
防護具，線量計及び食料等の資機材(3/7)

d. 飲食料

品名	保管数※	考え方
飲食料	3,780 食	180名（要員数 164名＋自衛消防隊 10名＋余裕）× 7日× 3食
飲料水(1.5リットル)	2,520 本	180名（要員数 164名＋自衛消防隊 10名＋余裕）× 7日× 2本(1.5リットル/本)
よう素剤	1,440 錠	180名（要員数 164名＋自衛消防隊 10名＋余裕）×（初日 2錠＋2日目以降 1錠/日×6日）

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

e. その他資機材

品名	保管数※	考え方
酸素濃度計	3 台	—
二酸化炭素濃度計	3 台	—
一般テレビ (回線，機器)	1 式	報道や気象情報等を入手するため
社内パソコン (回線，機器)	1 式	社内情報共有に必要な資料・書類等を作成するため

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

表 2 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための
防護具，線量計及び食料等の資機材(4/7)

(2) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に配備する原子力災害対策活動で使用する主な資料

資 料 名
1. 発電所周辺地図 ① 発電所周辺地域地図 (1/25,000) ② 発電所周辺地域地図 (1/50,000)
2. 発電所周辺航空写真パネル
3. 発電所気象観測データ ① 統計処理データ ② 毎時観測データ
4. 発電所周辺環境モニタリング関連データ ① 空間線量モニタリング設備配置図 ② 環境試料サンプリング位置図 ③ 環境モニタリング測定データ
5. 発電所周辺人口関連データ ① 方位別人口分布図 ② 集落の人口分布図 ③ 市町村人口表
6. 主要系統模式図 (各号炉)
7. 原子炉設置 (変更) 許可申請書 (各号炉)
8. 系統図及びプラント配置図 ① 系統図 ② プラント配置図
9. プラント関係プロセス及び放射線計測配置図 (各号炉)
10. プラント主要設備概要 (各号炉)
11. 原子炉安全保護系ロジック一覧表 (各号炉)
12. 規定類 ① 原子力施設保安規定 ② 原子力事業者防災業務計画
13. 事故時操作基準

表2 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための
防護具，線量計及び食料等の資機材(5/7)

(3) 6号及び7号炉中央制御室に保管する放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材等

a. 防護具及び除染用資機材（被ばく管理・除染管理）

品名	保管数※	考え方
不織布カバーオール	420 着	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍
靴下	420 足	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍
帽子	420 着	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍
綿手袋	420 双	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍
ゴム手袋	840 双	420×2
全面マスク	180 個	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍
チャコールフィルタ	840 個	420×2
アノラック	210 着	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）
汚染区域用靴	10 足	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×0.5（現場要員の半数）
セルフエアセット	4 台	初期対応用3台＋予備1台
酸素呼吸器	5 台	ISLOCA等対応用4台＋予備1台

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

b. 計測器（被ばく管理・汚染管理）

品名	保管数※	考え方
個人線量計 （電子式線量計）	70 台	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）＋46名（引継班，日勤班，作業管理班）＋余裕
個人線量計 （ガラスバッチ）	70 台	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）＋46名（引継班，日勤班，作業管理班）＋余裕
GM汚染サーベイメータ	3 台	中央制御室のモニタリング及びチェンジングエリアにて使用
電離箱サーベイメータ	2 台	中央制御室のモニタリングに使用
可搬型エリアモニタ	3 台	各エリアにて使用 設置のタイミングは，チェンジングエリア設営と同時

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

表2 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための
防護具，線量計及び食料等の資機材(6/7)

c. チェンジングエリア用資機材及び除染資材

品名	保管数※	考え方
エアーテント	1 式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	2 巻	
フェンス	4 枚	
バリア	2 個	
粘着マット	2 枚	
ヘルメット掛け	1 式	
ポリ袋	20 枚	
テープ	2 巻	
ウエス	1 箱	
ウェットティッシュ	2 巻	
はさみ	1 個	
マジック	2 本	
簡易シャワー	1 式	
簡易タンク	1 式	
トレイ	1 個	
バケツ	2 個	
可搬型空気浄化装置	1 台 (予備 1 台)	
乾電池内蔵型照明	4 台 (予備 1 台)	

※予備を含む。(今後，訓練等で見直しを行う。)

表 2 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための
防護具，線量計及び食料等の資機材(7/7)

d. 飲食料等

品名	保管数※	考え方
食料	420 食	20 名 (6/7 号炉運転員 18 名 + 余裕) × 7 日 × 3 食
飲料水(1.5 リットル)	280 本	20 名 (6/7 号炉運転員 18 名 + 余裕) × 7 日 × 2 本
簡易トイレ	一式	—
よう素剤	320 錠	20 名 (6/7 号炉運転員 18 名 + 余裕) × (初日 2 錠 + 2 日目以降 1 錠 / 1 日 = 8) × 2 交代

※予備を含む。(今後，訓練等で見直しを行う。)

e. その他資機材

品名	保管数※	考え方
酸素・二酸化炭素濃度計	3 台 (予備 1 台)	—
LEDライト (ランタンタイプ)	20 個	中央制御室対応として，主盤エリア5台 + 裏盤エリ ア10台 + 待避室2台 + 予備3台)
LEDライト (三脚タイプ)	4 個	ランタンタイプ LED の補助
ヘッドライト (ヘルメット装着用)	100 個	6 号及び 7 号炉の運転員全員に配備

※予備を含む。(今後，訓練等で見直しを行う。)

表 3 通信連絡設備の確保(1/2)

(1) 発電所内の通信連絡設備

通信種別	主要施設		
発電所内	携帯型音声呼出電話設備	携帯型音声呼出電話機※	6号及び7号炉 中央制御室
	送受話器 (警報装置含む)	ハンドセット スピーカー	6号及び7号炉 中央制御室
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	無線連絡設備	常設※	6号及び7号炉 中央制御室
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		可搬型※	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

※通常の通信連絡設備が使用不能な場合

(2) 発電所内外の通信連絡設備

通信種別	主要施設		
発電所内外	電力保安通信用電話設備	固定電話機	6号及び7号炉 中央制御室
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		PHS 端末	6号及び7号炉 中央制御室
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		FAX	6号及び7号炉 中央制御室
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	衛星電話設備	常設※	6号及び7号炉 中央制御室
		可搬型※	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	テレビ会議システム	テレビ会議システム (社内向)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

※通常の通信連絡設備が使用不能な場合

表 3 通信連絡設備の確保(2/2)

(3) 発電所外の通信連絡設備

通信種別	主要施設		
発電所外	統合原子力防災 ネットワークを用いた 通信連絡設備	テレビ会議システム (有線系, 衛星系 共用)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		IP-電話機 (有線系, 衛星系)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		IP-FAX (有線系, 衛星系)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	専用電話設備	専用電話設備 (ホットライン) (自治体他向)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	テレビ会議システム	テレビ会議システム (社内向)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	衛星電話設備 (社内向)	テレビ会議システム (社内向)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
衛星社内電話機		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	

設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊での対応状況

外部からの衝撃による損傷の防止	
実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則
第六条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。 2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。	第七条 設計基準対象施設が想定される自然現象（地震及び津波を除く。）によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置を講じなければならない。
「外部からの衝撃による損傷の防止」の大規模損壊での対応状況 添付資料2.1.1 表5参照。	

外部からの衝撃による損傷の防止

- | | |
|---|---|
| <p>3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。</p> | <p>2 周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合には、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p> <p>3 航空機の墜落により発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p> |
|---|---|

「外部からの衝撃による損傷の防止」の大規模損壊での対応状況

添付資料2.1.1 表6参照。

火災による損傷の防止

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>
<p>第八条 設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。</p>	<p>第十一条 設計基準対象施設が火災によりその安全性が損なわれないよう、次に掲げる措置を講じなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 火災の発生を防止するため、次の措置を講ずること。 <ul style="list-style-type: none"> イ 発火性又は引火性の物質を内包する系統の漏えい防止その他の措置を講ずること。 ロ 安全施設（設置許可基準規則第二条第二項第八号に規定する安全施設をいう。以下同じ。）には、不燃性材料又は難燃性材料を使用すること。ただし、次に掲げる場合は、この限りでない。 <ul style="list-style-type: none"> （1）安全施設に使用する材料が、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの（以下「代替材料」という。）である場合 （2）安全施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であって、安全施設における火災に起因して他の安全施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合 ハ 避雷設備その他の自然現象による火災発生を防止するための設備を施設すること。 ニ 水素の供給設備その他の水素が内部に存在する可能性がある設備にあつては、水素の燃焼が起きた場合においても発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう施設すること。 ホ 放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する措置を講ずること。

火災による損傷の防止

	<ul style="list-style-type: none"> 二 火災の感知及び消火のため、次に掲げるところにより、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び早期に消火を行う設備（以下「消火設備」という。）を施設すること。 イ 火災と同時に発生すると想定される自然現象により、その機能が損なわれることがないこと。 ロ 消火設備にあつては、その損壊、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉施設の安全性が損なわれることがないこと。 三 火災の影響を軽減するため、耐火性能を有する壁の設置その他の延焼を防止するための措置その他の発電用原子炉施設の火災により発電用原子炉を停止する機能が損なわれることがないようにするための措置を講ずること。
<p>第四十一条 重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。</p>	<p>第五十二条 重大事故等対処施設が火災によりその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないう、次に掲げる措置を講じなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 火災の発生を防止するため、次の措置を講ずること。 イ 発火性又は引火性の物質を内包する系統の漏えい防止その他の措置を講ずること。 ロ 重大事故等対処施設には、不燃性材料又は難燃性材料を使用すること。ただし、次に掲げる場合は、この限りでない。 <ul style="list-style-type: none"> (1) 重大事故等対処施設に使用する材料が、代替材料である場合 (2) 重大事故等対処施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であつて、重大事故等対処施設における火災に起因して

火災による損傷の防止

- 他の重大事故等対処施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合
- ハ 避雷設備その他の自然現象による火災発生を防止するための設備を施設すること。
 - ニ 水素の供給設備その他の水素が内部に存在する可能性がある設備にあつては、水素の燃焼が起きた場合においても重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう施設すること。
 - ホ 放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する措置を講ずること。
- 二 火災の感知及び消火のため、火災と同時に発生すると想定される自然現象により、火災感知設備及び消火設備の機能が損なわれることがないように施設すること。

火災による損傷防止のうち「影響の低減」の大規模損壊での対応状況

添付資料2.1.1 表6 No.3参照。

溢水による損傷の防止等

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則
第九条 安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。	第十二条 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。
「溢水による損傷の防止等」(内部溢水)の大規模損壊での対応状況 添付資料2.1.1 表6 No.16参照。	
2 設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。	2 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出たおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置を講じなければならない。
設計基準対象施設の要求であり、大規模損壊では対象外である。	

安全施設

設計基準対象施設

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則
第十二条 5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。	第十五条 4 設計基準対象施設に属する設備であって、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるものには、防護施設の設置その他の損傷防止措置を講じなければならない。
「安全施設及び設計基準対象施設の機能」(内部飛来物)の大規模損壊での対応状況 添付資料2.1.1 表6 No.17参照。	

大規模損壊発生時における放射線防護に係る対応について

大規模損壊発生時、作業者は、個人線量計を装着し、緊急作業従事者は緊急作業に係る線量限度（100mSv 又は 250mSv）、緊急作業従事者でない者は通常の線量限度（50mSv/年，100mSv/5 年）を超えないように確認を行う。また、放射性物質の放出後、放射性物質濃度の高い場所で作業を行う場合は、全面マスク等の放射線防護具を装着する。

なお、プラントの状況把握の困難な大規模損壊初動対応においては、副原子力防災管理者又は当直長が、プラント状況（炉心損傷の可能性、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プールからの漏えいの有無等）を考慮し、大気に放出された放射性物質が大規模損壊対応に影響を与える可能性がある場合、放射線防護具類の着用を指示する。

以下に、大規模損壊対応及び消火活動対応に必要な装備品について整理する。

1. 大規模損壊対応時に着用する装備品について

表1 プラント対応時の装備品

名称	着用基準	
	炉心損傷の徴候あり	炉心損傷の徴候なし
ガラスバッチ	現場作業を行っていない間も含め必ず着用	同左
個人線量計（電子式線量計）	必ず着用	同左
綿手袋・ゴム手袋	必ず着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある場合に着用
汚染防護服（不織布カバーオール）	緊急を要する作業を除き着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある場合に着用
アノラック・汚染作業用長靴（胴長靴）	湿潤作業を行う場合に着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある湿潤作業を行う場合に着用
高線量対応防護服（タングステンベスト）	移動を伴わない高放射線量下での作業を行う場合に着用	同左
全面マスク（電動ファン付全面マスクを含む）	必ず着用	管理区域内で内部被ばくのおそれがある場合に着用
セルフエアセット	酸欠等のおそれがある場合着用	同左
酸素呼吸器	酸欠等のおそれがある場合着用	同左

表 2 火災対応時の装備品

名称	着用基準	
	炉心損傷の徴候あり	炉心損傷の徴候なし
ガラスバッチ	現場作業を行っていない間も含め必ず着用	同左
個人線量計（電子式線量計）	必ず着用	同左
全面マスク（電動ファン付全面マスクを含む）	必ず着用	管理区域内で内部被ばくのおそれがある場合着用
セルフエアセット	内部被ばく、酸欠等のおそれがある場合着用	同左
防火服	火災近くでの作業を行う場合着用	同左

表 3 緊急作業に係る線量限度

	緊急作業に係る線量限度
実効線量	100mSv 又は 250mSv（緊急作業従事者に選定された者）

（女子については、妊娠する可能性がないと診断された者に限る。）

2. 放射線防護具等の携行について

大規模損壊対応において、作業者は、各箇所に配備されている装備品一式を携行し、副原子力防災管理者又は当直長の指示により必要な放射線防護具の着用を行う。なお、個人線量計については、被ばく管理のため必ず着用し、各対応を行う。

(1) 配備箇所

- ・ 中央制御室
- ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

(2) 携行品一式

- ・ 放射線防護具：タイベック、ゴム手袋、全面マスク、個人線量計

3. 火災対応時の装備品について

大規模損壊時の消火活動の装備品については、中央制御室、又は出入管理所等に配備してある防火服及びセルフエアセット等の必要な装備品を着用し消火対応を行う。

(1) 装備品

- ・ 個人線量計
- ・ 全面マスク又はセルフエアセット
- ・ 防火服

4. 大規模損壊対応時の留意事項

作業者は、個人線量計を携帯するとともに、適時、線量を確認し、自身の被ばく状況を把握する。

作業者は、被ばく管理のため、消火活動時の滞在箇所、滞在時間及び被ばく線量等の情報を確認・記録する。

予期せぬ放射線量の上昇が確認された場合は、その場を一時的に離れ、緊急時対策本部（対策本部設置前であれば、副原子力防災管理者又は当直長）の指示により対応する。

緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れについて

当社は福島第一原子力発電所の事故から得られた教訓を踏まえ、事故以降、原子力防災組織の見直しを進めてきている。具体的には、緊急時訓練を繰り返し実施して見直しを重ね、実効的な組織を目指して継続的な改善を行っているところである。

こうした取り組みを経て現在柏崎刈羽原子力発電所において組織している緊急時対策本部の体制について、以下に説明する。

1. 基本的な考え方

柏崎刈羽原子力発電所の原子力防災組織を図1に示す。

緊急時対策本保の体制の構築に伴う基本的な考え方は以下のとおり。

・機能毎の整理

まず基本的な機能を以下の4つに整理し、機能ごとに責任者として「統括」を配置する。さらに「統括」の下に機能班を配置する。

- ① 情報収集・計画立案
- ② 現場対応
- ③ 対外対応
- ④ ロジスティック・リソース管理

これらの統括の上に、組織全体を統括し、意思決定、指揮を行う「本部長(所長)」を置く。

このように役割、機能を明確に整理するとともに、階層化によって管理スパンを適正な範囲に制限する。

・権限委譲と自律的活動

あらかじめ定める要領等に記載された手順の範囲内において、本部長の権限は各統括、班長に委譲されており、各統括、班長は上位職の指示を待つことなく、自律的に活動する。

なお、各統括、班長が権限を持つ作業が人身安全を脅かす状態となる場合においては、本部長へ作業の可否判断を求めることとする。

・戦略の策定と対応方針の確認

計画・情報統括は、本部長のブレーンとして事故対応の戦略を立案し、本部長に進言する。また、こうした視点から対応実施組織が行う事故対応の方向性の妥当性を常に確認し、必要に応じて是正を助言する。

・申請号炉と長期停止号炉の分離

プラントごとに行う現場対応については、申請号炉である6号及び7号炉

と長期停止号炉である 1～5 号炉に対応する組織を分離する。

- 申請号炉の復旧操作対応

申請号炉である 6 号及び 7 号炉については、万一の両プラント同時被災の場合の錯綜する状況にも適切に対応できるようにするため、各号炉を統括する者をそれぞれに置き（「6 号統括」と「7 号統括」）、統括以下、号炉ごとに独立した組織とすることで、要員が担当号炉に専念できる体制とする。

- 本部長の管理スパン

以上のように統括を配置すると、本部長は 1～7 号炉の現場の対応について、1～5 号統括、6 号統括、7 号統括の 3 名を管理することになる。

本部長は各統括に基本的な権限を委譲していることから、3 名の統括を通じて全号炉の管理をするが、プラントが事前の想定を超えた状況になり、2 基を超えるプラントで本部長が統括に対して直接の指示を行う必要が生じた場合には、本部長の判断により、本部長が指名した者と本部長が役割を分割し、それぞれの担当号炉を分けて管理する。（図 2）

- 発電所全体に亘る活動

発電所全体を所管する自衛消防隊は、火災の発生箇所、状況に応じて、1～5 号統括、6 号統括、7 号統括のいずれかの指揮下で活動する。

また、発電所全体を所管する保安班は、計画・情報統括配下に配置する。



※1 本部付含む。

- : 1~5号炉対応要員
- : 6号又は7号炉対応要員
- : 1~7号炉共通対応要員
- ① : 意思決定・指揮
- ② : 情報収集・計画立案
- ③ : 現場対応
- ④ : 対外対応
- ⑤ : ロジスティック・リソース管理

図1 柏崎刈羽原子力発電所 原子力防災組織 体制図

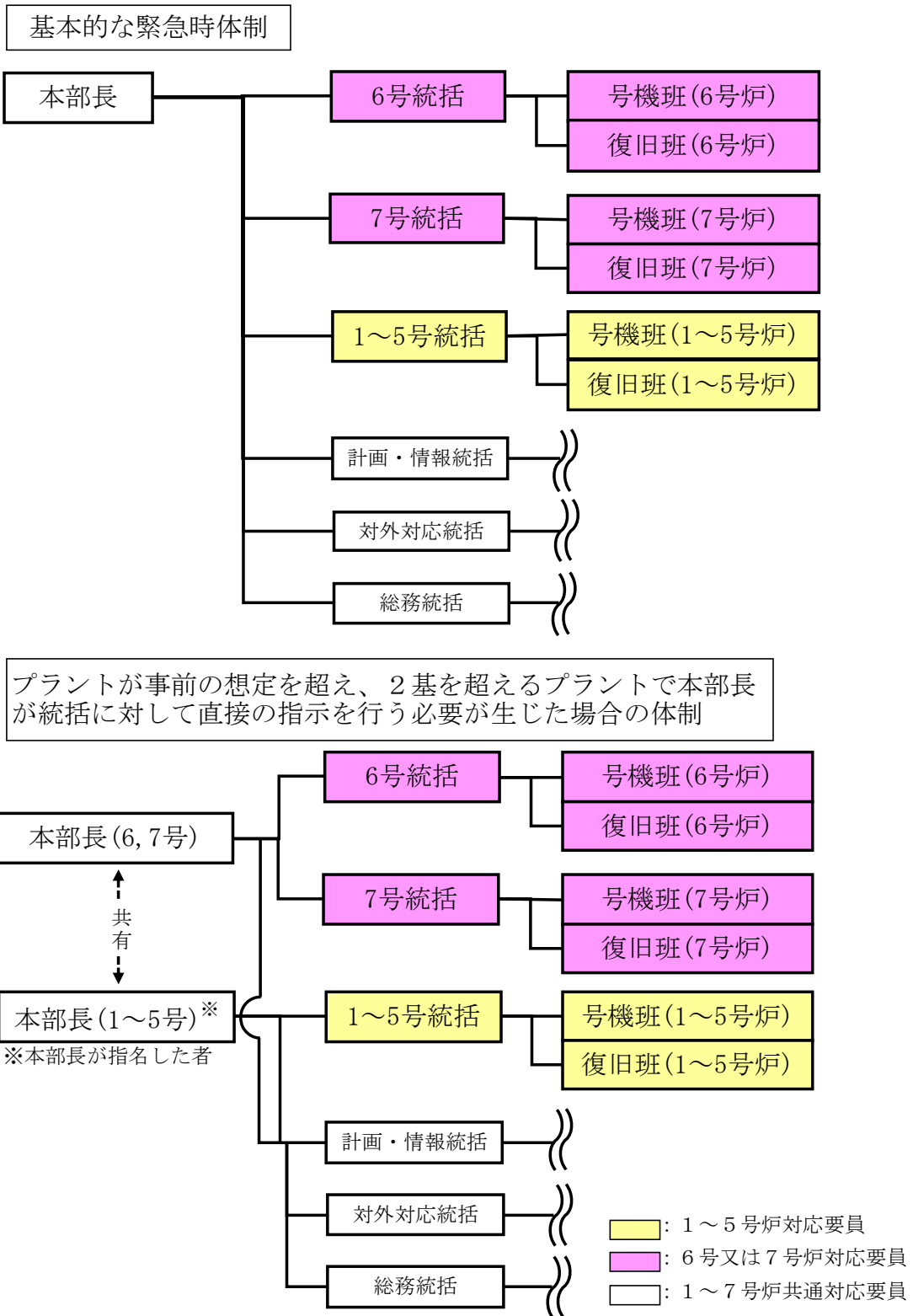
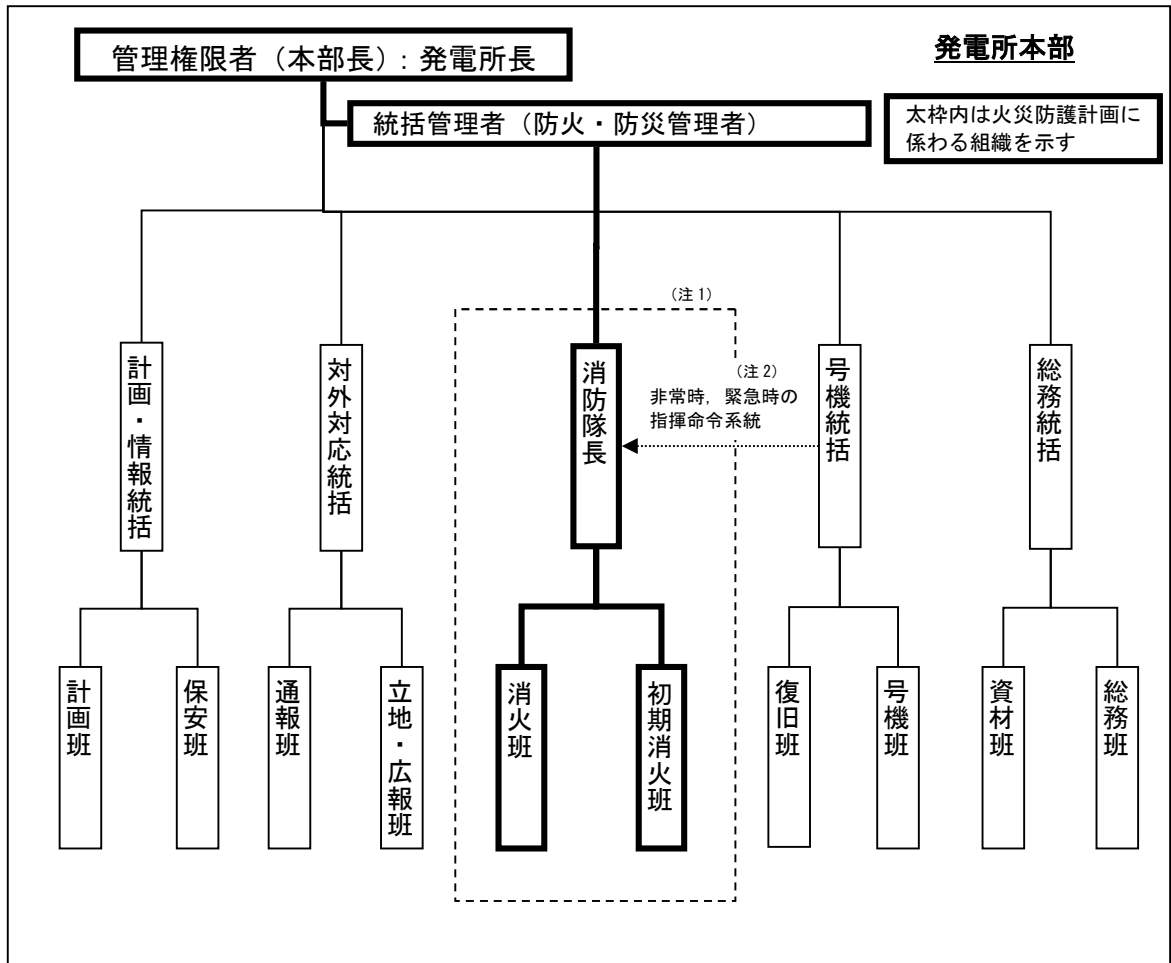


図2 柏崎刈羽原子力発電所 緊急時対策本部体制 (概要)



注：自衛消防隊は非常時対策（一般災害）、緊急時対策（原子力災害）においては号機統括の指揮下で活動する。
緊急時対策本部立上後の自衛消防体制については、消防法に基づき作成する消防計画にも定める。

図3 自衛消防隊体制

2. 6号及び7号炉の重大事故時における複数同時火災時の対応

(1) 概要

緊急時対応中に6号及び7号炉で火災が発生し同時に消火活動が必要になった場合の対応について示す。6号及び7号炉の同時火災については、6号及び7号炉の建屋本館内部（6号及び7号炉で計2箇所）での火災（以下「内部火災」という。）のケースと、発電所敷地内での火災（以下「外部火災」という。）が2箇所で発生したケースの2ケースを示す。

(2) 内部火災の場合

a. 前提条件

- ・緊急時対応の最中に、原因を特定せず6号及び7号炉での同時火災を想定する。
- ・火災の発生防止対策、感知・消火対策を実施していることから、初期消火要員が対応する火災は、原子炉建屋、タービン建屋等の可燃物が少ない火災区域で発生し消火器で短時間に消火できる規模の火災を想定する。
- ・緊急時対応において、運転員の現場操作に際して消火活動が必要な火災に対しては、運転員の一部を活用する。
- ・発電用原子炉の運転状態として、6号及び7号炉共に運転中、片方運転・片方停止、両方停止を想定し、各運転状態における運転員の人数を前提とする。

b. 内部火災での対応及び体制

6号及び7号炉での同時火災に対する対応フローを図4に、初期消火要員の体制を図5に示す。

当直長は、火災の状況を含めプラント状況の把握や緊急時対策本部との連絡を行っていることから、初期消火活動の指示と現場指揮本部設置までの活動の指揮を執る。消防隊長は、号機統括の指示を受け、速やかに現場指揮本部を設置するとともに、設置後は消火活動の指揮を執る。指揮権の委譲の際には、当直長と現場指揮者から状況説明を受ける。その後は、現場指揮者からの直接的、間接的に適宜状況報告を受け両方の火災対応の指揮を執るとともに、緊急時対策本部との連絡を行う。

消火体制については、6号及び7号炉の同時火災発生に対応するために、初期消火要員として選任されている運転員、消防車隊員（委託）で2班を編成する。初期消火要員に選任されている運転員は発電用原子炉の運転状態に依らず通常3名（運転中は専任、1ないし2プラント停止中は1名専任2名兼任）で

あることから、他の運転員 1 名を初期消火要員に充て、1 班当たり運転員 2 名、消防車隊 3 名の計 5 名で初期消火活動を行う。

なお、建屋内での火災発生に対して、発電用原子炉の高温停止及び低温停止を達成し維持（以下「発電用原子炉の安全停止」という。）するための安全機能を有する構築物、系統及び機器（以下「安全機能を有する機器等」という。）を設置する区域で煙充満や放射線の影響（以下「煙充満の影響等」という。）により消火活動が困難となる区域は、固定式消火設備を設置する設計としており、当該火災区域での火災発生に対して初期消火隊員に依存することなく、速やかな消火活動が可能である。

よって、プラントの運転状態に依らず緊急時対応中の 6 号及び 7 号炉の同時火災に対して、プラント当たり 1 班 5 名の初期消火要員で十分に消火活動が可能で、その活動も短時間であることから、初期消火要員に充てた運転員は、消火活動後速やかに現場操作対応を行うことが可能であり、緊急時対応に支障を及ぼすことはない。初期消火要員に編入した運転員は、消火活動が終了した時点で、消防隊長の判断により速やかに本来の現場操作対応に戻ることにする。

但し、原子力警戒態勢又は緊急時態勢が発令された場合には、号機統括が火災発生プラントの状況を最も把握していることから、消防隊長は消火活動を優先する号機統括の指揮・命令のもとで、初期消火班に対して初期消火活動を指示する。

優先する号炉の選定については、火災の発生箇所、状況に応じて、本部長が判断する。

なお、号機統括、消防隊長が権限を持つ作業が人身安全を脅かす状態となる場合においては、本部長へ作業の可否判断を求めることとする。

本運用については、火災防護計画の関連文書に定める。

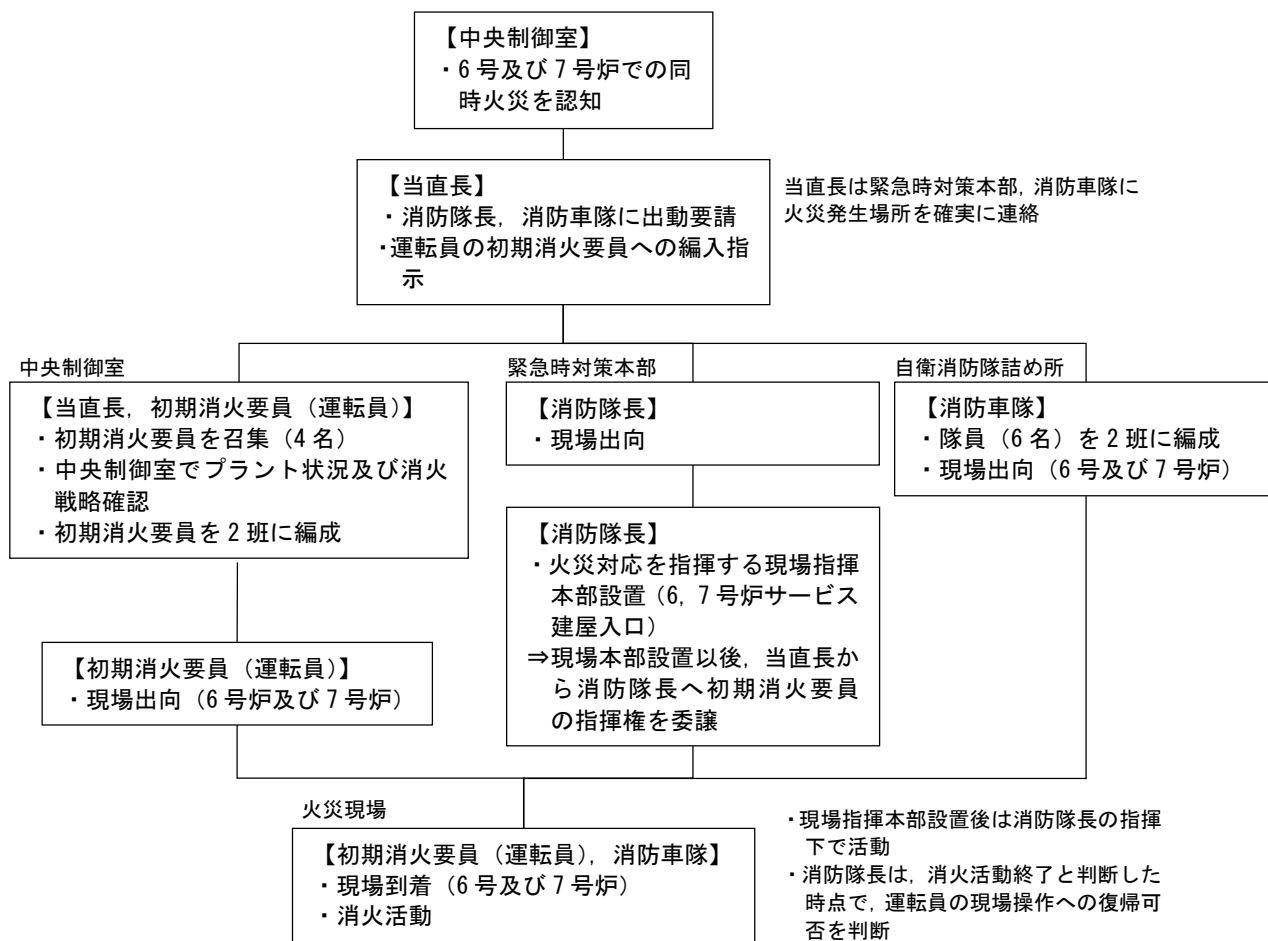


図4 建屋内部での同時火災に対する対応フロー

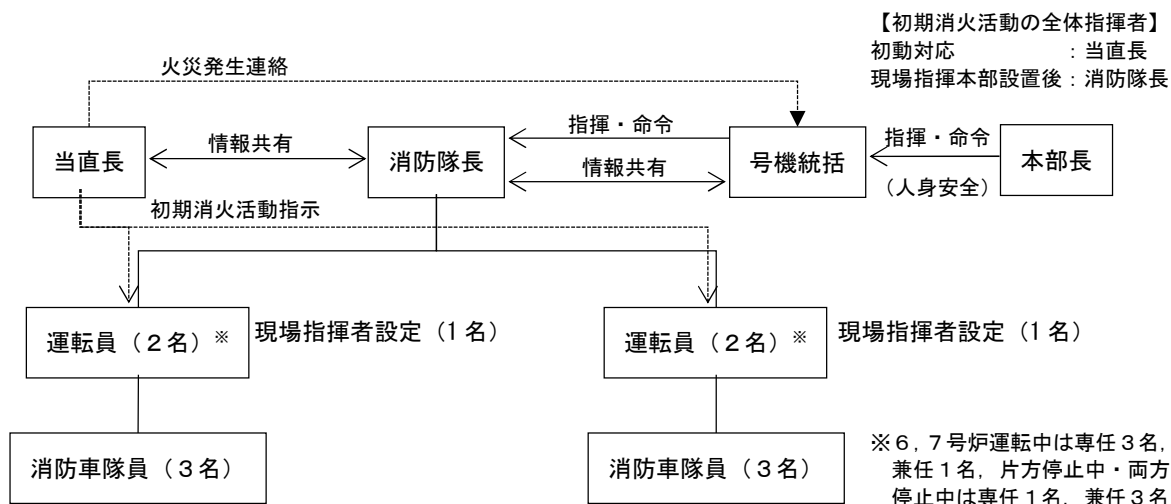


図5 建屋内部での同時火災発生時の初期消火体制

(3) 外部火災の場合

a. 前提条件

- ・外部火災として、緊急時対応中に発電所敷地内で現場操作を妨げるような火災が同時に2箇所が発生することを想定する。
- ・消火活動は化学消防自動車、消防ポンプ自動車の組合せにより、消火活動を行う。
- ・化学消防自動車の操作は、消防車隊が行う。
- ・復旧班の現場操作に際して消火活動が必要な火災に対しては、消防ポンプ自動車の操作が可能な復旧班現場要員を活用する。

b. 外部火災での対応及び体制

6号及び7号炉での同時火災に対する対応フローを図6に、初期消火要員の体制を図7に示す。

外部火災における消火活動は、消防隊長が指揮を執る。通常、敷地内の1箇所の火災発生に対しては、火災対応のため常時待機している消防車隊員6名で十分対応可能であるが、復旧班の現場操作に際して消火活動が必要な敷地内2箇所の同時火災が発生した場合には、消防車隊員に加え復旧班現場要員(6号及び7号炉各7名)から注水隊員6名を充て、消火活動を行う。

実際の消火活動は、化学消防自動車と消防ポンプ自動車の組合せで行うことから、1班当たり消防車隊3名、注水隊員3名で2班を編成し、2箇所に分かれて消火活動を行う。その際、消防車隊3名は化学消防自動車の操作、注水隊3名は消防ポンプ自動車の操作を行う。

一方、初期消火活動に充てられた注水隊員は本来緊急時の原子炉圧力容器への注水対応を行うため、消火活動が終了した時点で、消防隊長の判断により速やかに原子炉圧力容器への注水作業に戻ることをとする。

但し、原子力警戒態勢又は緊急時態勢が発令された場合には、号機統括が火災発生プラントの状況を最も把握していることから、消防隊長は消火活動を優先する号機統括の指揮・命令のもとで、初期消火班に対して初期消火活動を指示する。

優先する号機の選定については、火災の発生箇所、状況に応じて、本部長が判断する。

なお、号機統括、消防隊長が権限を持つ作業が人身安全を脅かす状態となる場合においては、本部長へ作業の可否判断を求めることとする。

本運用については、火災防護計画の関連文書に定める。

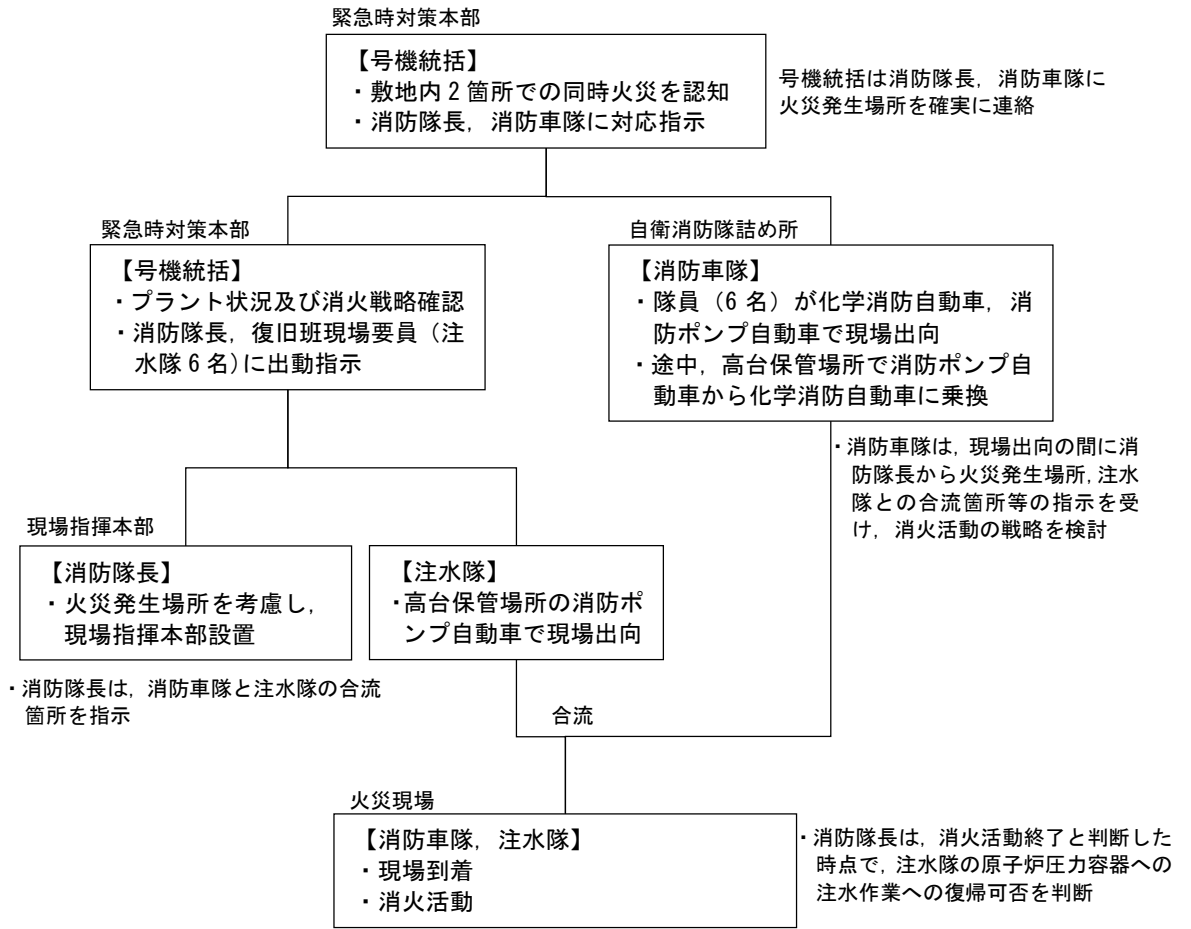


図 6 発電所敷地内での同時火災に対する対応フロー

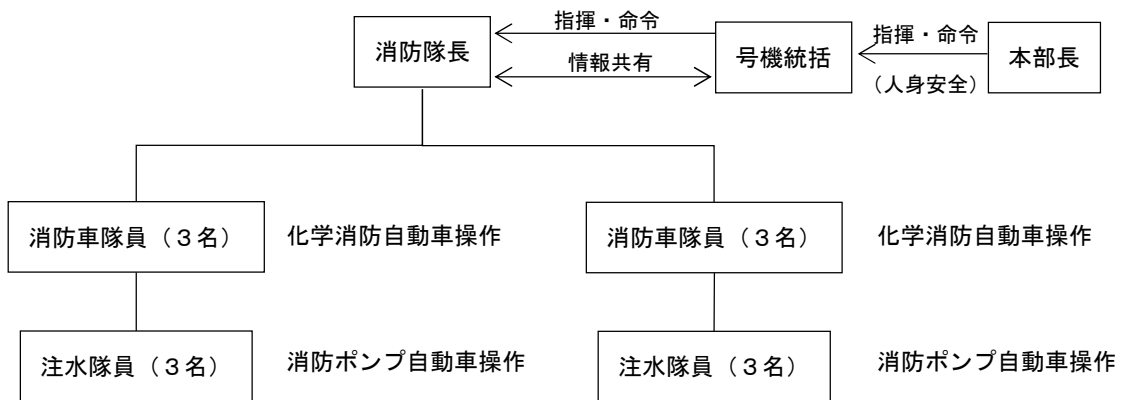


図 7 緊急時における敷地内の同時火災発生時の初期消火体制

表 1 自衛消防隊編成表（現場指揮本部）

構成	所属等		役割	
消防隊長 (1)	平日昼間：①防災安全GM ②防災安全担当 ③運転管理担当 平日夜間、休祭日：自衛消防隊専属の宿直者		①現場指揮本部の責任者 ②消火活動全体の指揮 ③当直長への消火活動の情報提供・プラント情報の共有 ④公設消防窓口（プラント状況・消火活動の情報提供）	
初期消火班 (15) (16) ^{※1}	当直長(1) ^{※2}	1号炉[1] 2号炉[1] 3号炉[1] 4号炉[1] 5号炉[1] 6,7号炉[1]	計6名	①公設消防への通報（発電関連設備） ②運転員（初期消火要員）への初期消火指示 ③プラントの情報提供、消防活動の情報共有 （当直長は現場での消火活動のメンバーには属さない）
	運転員(3) ^{※2}	1号炉[3] 2号炉[2] ^{※3} 3号炉[2] ^{※3} 4号炉[2] ^{※3} 5号炉[2] ^{※4} 6,7号炉[3](4) ^{※5}		計14名
	正門警備員(2) ^{※6}			
	放射線測定要員・放射線測定当番(2)			線量測定
	消防車隊	防護・副防護本部警備員(1) 委託員(6)		指揮者から消防車隊への指示伝達係 ①屋内・屋外での消火活動
消火班 (30)	副班長：専任(2)，兼任可(1) 班員：専任(16)，兼務可(11) (専任) 消火専任の要員 (兼務) 機能班との兼務可		【参集状況に応じ、現場にて副班長が役割分担を指名】 ●消火係 ①消火活動（消火器・屋外消火栓等の使用） ●現場整理・資機材搬送係 ①現場交通整理（公設消防車両の誘導） ②火災現場保存（関係者以外の立入規制含む） ③消火活動資機材の運搬（現場指揮本部機材含む） ●情報係 ①発電所本部への情報連絡 ②火災現場での情報収集・記録 ●救護係 ①負傷者の救護 ②総務班医療係到着までの介護	

() 内は人数

※1：1～5号炉は各号炉15名で構成。6,7号炉は通常15名，6,7号炉同時火災では16名で構成。

※2：発電関連設備での火災発生時が対象。[]内は各号炉の初期消火要員。

※3：単独火災発生時は1号炉の初期消火要員1名を補充。

※4：単独火災発生時は6,7号炉の初期消火要員1名を補充。

※5：6,7号炉の何れか一方の号炉の火災では3名で活動。6,7号炉同時火災では運転員1名を補充し4名で活動。

※6：初期消火班警備員(2)は、発電所周辺警備を行うために正門警備所（防火帯外側）に常駐しているが、森林火災発生時には、公設消防を火災現場に誘導する。なお、火災の影響がおよぶ場合には安全な場所へ待避する。

用語の定義

・発電関連設備

周辺防護区域内において、原子力発電所の運転等に直接関係する建物（原子炉建屋等）、防護区域外であっては水処理建屋、154kV変電所、66kV開閉所、給水建屋等の運転員の巡視区域の建物等をいう。

・その他区域

発電関連設備以外で、発電所敷地内にある当社所有の建物（事務本館、免震重要棟、防護本部、副防護本部、サービスホール、技能訓練棟、原子炉保修訓練棟、予備品倉庫（大湊）、発電倉庫（大湊）等）、高台保管場所、森林、伐採木仮置き場等をいう。

3. 役割・機能（ミッション）

緊急時対策本部における各職位の役割・機能（ミッション）を、表2に示す。

この中で、特に緊急時にプラントの復旧操作を担当する号機班と復旧班、及び号機統括の役割・機能について、以下のとおり補足する。

○号機班

プラント設備に関する運転操作について、当直による実際の対応を確認する。この運転操作には、常設設備を用いた対応まで含む。

これらの運転操作の実施については、本部長から当直副長にその実施権限が委譲されているため、号機班から特段の指示がなくても、当直が手順にしたがって自律的に実施し、号機班へは実施の報告が上がって来ることになる。万一、当直の対応に疑義がある場合には、号機班長は当直に助言する。

○復旧班

設備や機能の復旧や、可搬型設備を用いた対応を実施する。

これらの対応の実施については、復旧班にその実施権限が委譲されているため、復旧班が手順にしたがって自律的に準備し、号機統括へ状況の報告を行う。

○号機統括

当直及び号機班と復旧班の実施するプラント復旧操作に関する報告を踏まえて、担当号炉における復旧活動の責任者として当該活動を統括する。

なお、あらかじめ決められた範囲での復旧操作については当直及び復旧班にその実施権限が委譲されているため、号機統括は万一对応に疑義がある場合には是正の指示を行う。

また、当該号炉の火災の場合には、自衛消防隊の指揮を行う。

表 2 各職位のミッション

職 位	ミ ッ シ ョ ン
本部長	<ul style="list-style-type: none"> ・防災態勢の発令、変更の決定 ・対策本部の指揮・統括 ・重要な事項の意思決定
原子炉主任技術者	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉安全に関する保安の監督、本部長への助言
安全監督担当	<ul style="list-style-type: none"> ・人身安全に関する安全の監督、本部長への助言
計画・情報統括	<ul style="list-style-type: none"> ・事故対応方針の立案 ・プラントパラメータ等の把握とプラント状態の予測 ・本部長への技術的進言・助言（重大事故等対処設備等構内設備の活用）
計画班	<ul style="list-style-type: none"> ・事故対応に必要な情報（パラメータ、常設設備の状況・可搬型設備の準備状況等）の収集、プラント状態の進展予測・評価 ・プラント状態の進展予測・評価結果の事故対応方針への反映 ・アクシデントマネジメントの専門知識に関する計画・情報統括のサポート
保安班	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所内外の放射線・放射能の状況把握、影響範囲の評価 ・被ばく管理、汚染拡大防止措置に関する緊急時対策要員への指示 ・影響範囲の評価に基づく対応方針に関する計画・情報統括への助言 ・放射線の影響の専門知識に関する計画・情報統括のサポート
号機統括	<ul style="list-style-type: none"> ・対象号炉に関する事故の影響緩和・拡大防止に関わるプラント設備の運転操作への助言、可搬型設備を用いた対応、不具合設備の復旧の統括
号機班	<ul style="list-style-type: none"> ・運転員からの重要パラメータ及び常設設備の状況の入手、対策本部へインプット ・事故対応手段の選定に関する運転員のサポート ・運転員からの支援要請に関する号機統括への助言
当 直（運転員）	<ul style="list-style-type: none"> ・重要パラメータ及び常設設備の状況把握と操作 ・中央制御室内監視・操作の実施 ・事故の影響緩和、拡大防止に関わるプラントの運転操作
復旧班	<ul style="list-style-type: none"> ・事故の影響緩和・拡大防止に関わる可搬型設備の準備と操作 ・可搬型設備の準備状況の把握、号機統括へインプット ・不具合設備の復旧の実施
自衛消防隊	<ul style="list-style-type: none"> ・初期消火活動（消防車隊）
対外対応統括	<ul style="list-style-type: none"> ・対外対応活動の統括 ・対外対応情報の収集、本部長へのインプット
通報班	<ul style="list-style-type: none"> ・社外関係機関への通報連絡
立地・広報班	<ul style="list-style-type: none"> ・自治体派遣者の活動状況把握とサポート ・マスコミ対応者への支援
総務統括	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所対策本部の運営支援の統括
資材班	<ul style="list-style-type: none"> ・資材の調達及び輸送に関する一元管理 ・原子力緊急事態支援組織からの資機材受入調整
総務班	<ul style="list-style-type: none"> ・要員の呼集、参集状況の把握、対策本部へインプット ・食料・被服の調達 ・宿泊関係の手配 ・医療活動 ・所内の警備指示 ・一般入所者の避難指示 ・物的防護施設の運用指示 ・他の班に属さない事項

4. 指揮命令及び情報の流れについて

緊急時対策本部において、指揮命令は基本的に本部長を頭に、階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方、下位から上位へは、実施事項等が報告される。これとは別に、常に横方向の情報共有が行われ、例えば同じ号炉の号機班と復旧班等、連携が必要な班の間には常に綿密な情報の共有がなされる。

なお、あらかじめ定めた手順の範囲内において、本部長の権限は各統括、班長に委譲されているため、その範囲であれば特に本部長や統括からの指示は要しない。複数号炉にまたがる対応や、あらかじめ定めた手順を超えるような場合には、本部長や統括が判断を行い、各班に実施の指示を行うことになる。

5. その他

(1) 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の体制

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）については、上述した体制をベースに、特に初動対応に必要な要員を中心に宿直体制をとり、常に必要な要員数を確保することによって事故に対処できるようにする。その後に順次参集する要員によって徐々に体制を拡大していくこととなる。

(2) 要員が負傷した際の代行の考え方

特に夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において万一何らかの理由で要員が負傷する等により役割が実行できなくなった場合には、平日昼間のように十分なバックアップ要員がないことが考えられる。こうした場合には、同じ機能を担務する下位の職位の要員が代行するか、又は上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務する（例：復旧班長が負傷した場合は復旧班副班長が代行するか、又は統括が兼務する）。

具体的な代行者の選定については、上位職の者（例えば班長の代行者については統括）が決定する。

重大事故等に対処する要員の確保に関する基本的な考え方について

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合でも速やかに対策を行えるよう、発電所内に必要な重大事故等に対処する要員（運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊）を常時確保する。

重大事故等の対応で、高線量下における対応が必要な場合においても、社員で対応できるよう重大事故等に対処する要員を確保する。

所定の重大事故等に対処する要員に欠員が生じた場合は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め重大事故等に対処する要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた重大事故等に対処する要員の体制に係る管理を行う。

重大事故等に対処する要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる重大事故等に対処する要員で、安全が確保できる発電用原子炉の運転状態に移行する。

また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な重大事故等に対処する要員を非常召集できるよう、定期的に連絡訓練を実施する。

1. 発電所対策本部の要員参集

平日の勤務時間帯に原子力警戒態勢又は緊急時態勢が発令された場合、電話、サイレン吹鳴、所内放送、ページング等にて発電所構内の緊急時対策要員に対して非常召集を行い、発電所対策本部を設置した上で活動を実施する。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に原子力警戒態勢又は緊急時態勢が発令された場合、発電所対策本部体制が立ち上がるまでの間については、運転員及び発電所内に常駐している緊急時対策要員を主体とした初動体制を確立し、迅速な対応を図る。

また、平日勤務時間中、夜間及び休日いずれの場合においても、緊急時対策所で初動態勢時に対応する要員は、対応者（執務できない場合の交替者を含む）を明確にしたうえで、5号炉定検事務室又はその近傍、及びその他5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へのアクセス性を考慮した場所の建屋内又はその近傍で分散して執務若しくは宿泊することとし、非常召集時は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集する。

(1) 運転員

6号及び7号炉について、中央制御室の運転員は、当直長、当直副長、当直主任、現場支援担当、当直副主任、主機操作員及び補機操作員の計18名／直を配置している。

重大事故時には事故発生号炉の当直副長が、重大事故等対策に係る運転操作に関する指揮・命令・判断を行い、中央制御室で運転操作を行う運転員及び現場で対応する運転員は、当直副長指示のもと重大事故等対策の対応を行うために整備された手順書に従い事故対応を行う。当直長は適宜、発電所対策本部の号機班長と連携しプラント対応操作の状況を報告する。

なお、運転員の勤務形態は、通常サイクル5班2交替で運用しており、重大事故時においても、中長期での運転操作等の対応に支障が出ることがないよう、通常時と同様の勤務形態を継続することとしていること、及び重大事故の対応に当たっては号炉ごとに完結できるよう、号炉ごとに中央制御室運転員2名、現場運転員4名(2人1組で2チーム)の体制を整えていること、また作業に当たり被ばく線量が集中しないよう配慮する運用としていることから、特定の運転員に作業負荷や被ばく線量が集中することはない。

また、柏崎刈羽原子力発電所1～5号炉には22名の運転員が当直業務を行っており、発電所に緊急時態勢が発令された場合、必要に応じて速やかに各号炉の使用済燃料プールに保管されている燃料に対する必要な措置を実施することにより、複数号炉の同時被災の場合にも適切に対応できる。具体的には、使用済燃料プール水位の監視を実施するとともに、スロッシングや使用済燃料プールの損傷による水位低下に対し、常設設備等を使用した冷却水補給操作等の必要な措置を実施する。使用済燃料プールへ注水する操作については、復旧班(1～5号炉)が当たる。

また、使用済燃料プールのライナーが損傷し、ライナードレン集合部分においても破断した場合、使用済燃料プールから大量の冷却水漏えいが発生するが、1～5号炉は3年以上運転を停止しており、炉心から使用済燃料プールへ取り出された燃料の崩壊熱は十分に低いことから直ちに使用済燃料プールに貯蔵している燃料の著しい損傷により放射性物質が放出されるおそれはない。このため、発電所外から参集要員が参集した時点で1～5号炉の使用済燃料プールへ注水する操作の対応に当たることとする。

(2) 発電所に常駐している緊急時対策要員(運転員除く)

夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)には、発電所内に常駐している緊急時対策所にて対応を行う要員29名(意思決定・指揮を行う要員4名、実施

組織として現場対応を行う要員 12 名，技術支援組織として情報収集・計画立案を行う要員 6 名，運営支援組織として対外対応を行う要員 5 名及びロジスティック・リソース管理を行う要員 2 名)，現場で対応を行う復旧班要員 14 名（電源隊 6 名，送水隊 2 名，注水隊 4 名，給油隊 2 名）及び放射線測定等を行う保安班要員 2 名の合計 45 名を非常召集し，発電所対策本部の初動体制を確立するとともに，各要員は任務に応じた対応を行う。

なお，緊急時対策要員は合計 45 名が発電所内に常駐しており，重大事故時においても，中長期での緊急時対策所や現場での対応に支障が出ることがないよう，緊急時対策要員は交替で対応可能な人員を確保していること，及び重大事故等の対応に当たっては作業ごとに対応可能な要員を確保し，対応する手順において役割と分担を明確化していること，また，作業に当たり被ばく線量が集中しないよう配慮する運用としていることから，特定の現場要員に作業負荷や被ばく線量が集中することはない。

自衛消防隊（消防車隊）6 名については，24 時間常駐しており，火災発生時に速やかに火災現場へ出動する。

緊急時対策要員の常駐場所と参集方法については別紙に示す。

(3) 発電所外から発電所に参集する緊急時対策要員

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合に，発電所外にいる緊急時対策要員を速やかに非常召集するため，「自動呼出・安否確認システム」，「通信連絡手段」等を活用し，要員の非常召集を行う。

新潟県内で震度 6 弱以上の地震が発生した場合には，非常召集連絡がなくても自発的に発電所に参集する。

地震等により家族，自宅等が被災した場合や自治体からの避難指示等が出された場合は，家族の身の安全を確保した上で参集する。

参集場所は，基本的には柏崎エネルギーホール又は刈羽寮とするが，発電所の状況が入手できる場合は，直接発電所へ参集可能とする。

柏崎エネルギーホール又は刈羽寮に参集した要員は，発電所対策本部と非常召集に係る以下の確認，調整を行い，発電所に集団で移動する。

- ① 発電所の状況，召集人数，必要な装備（放射線防護服，マスク，線量計を含む）
- ② 召集した要員の確認（人数，体調等）
- ③ 持参品（通信連絡設備，懐中電灯等）
- ④ 天候，災害情報（道路状況含む）等
- ⑤ 参集手段（徒歩，自動車等），参集予定時刻

⑥参集場所

(4)非常召集となる要員

発電所対策本部（全体体制）については、発電所員約1,150名のうち、約890名（平成28年12月現在）が柏崎市又は刈羽村に在住しており、数時間で相当数の要員の非常召集が可能である。

以上のように、様々な事態を想定して重大事故等対策に係る緊急時対策要員を確保する方針としていることから、必要な要員は確保できるものと考えているが、大規模損壊においては、不測の事態が発生することも考えられ、限られた人的資源により対応が必要となる場合も想定される。

この場合、原子力防災管理者は、プラント情報を基に放射性物質の放出低減の観点で最も優先すべき対応を決定し、その対応に必要な要員を重点的に割り当てる。そのため、要員の多様化を図る。また、事故進展は時々刻々と変化することを認識し、各プラントの状況を常に確認しつつ、必要な対応を適切に行うよう努める。

緊急時対策要員の常駐場所と参集方法

大規模損壊発生時における緊急時対策要員の動きについては以下のとおり。

- ・ 平日勤務時間中、夜間及び休日いずれの場合においても、緊急時対策所で初動態勢時に対応する要員は、対応者（執務できない場合の交替者を含む）を明確にしたうえで、5号炉定検事務室又はその近傍、及びその他5号炉原子炉建屋緊急時対策所へのアクセス性を考慮した場所の建屋内又はその近傍で分散して執務若しくは宿泊することとし、非常召集時は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集する。
- ・ 自衛消防隊については、自衛消防隊詰め所に24時間常駐しており、火災発生時に速やかに火災現場へ出動する。

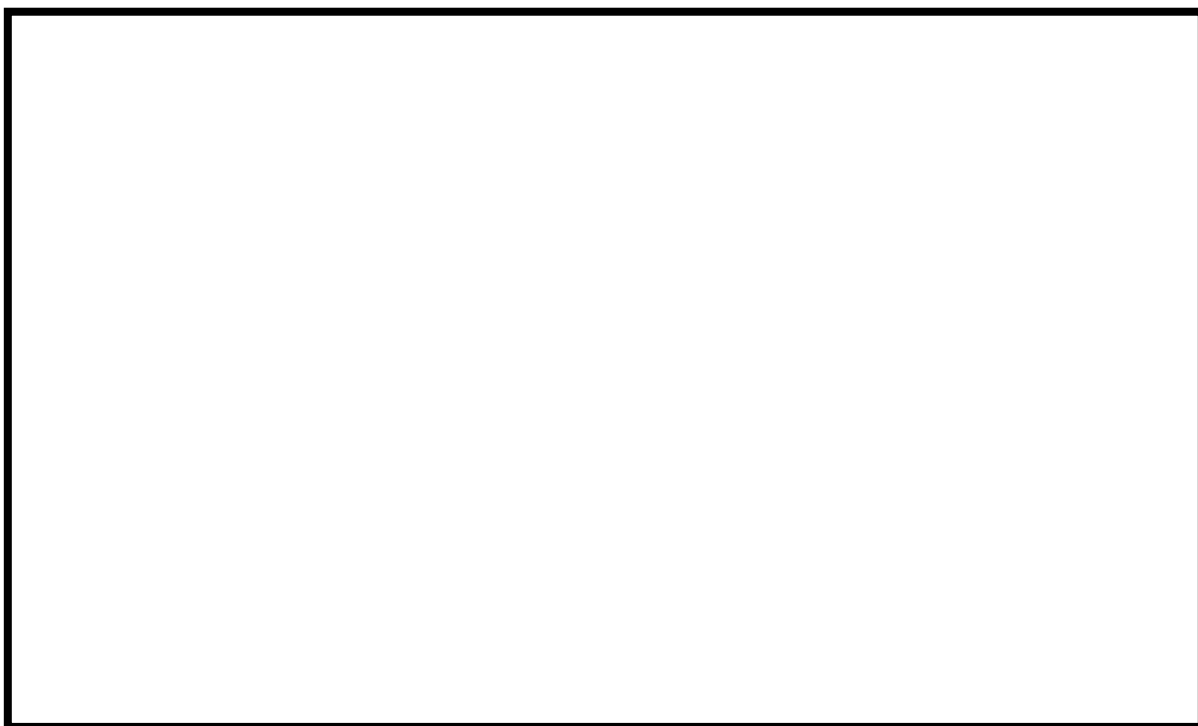


図1 事務本館，緊急時対策所等の位置関係

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練内容について

重大事故等に対処する要員（緊急時対策要員，運転員及び自衛消防隊全体をいう。）は，常日頃から重大事故等発生時の対応のための教育及び訓練を実施することにより，事故対応に必要な力量の習得を行い，当該事故等発生時においても的確な判断のもと，平常心をもって適切な対応操作が行えるように準備している。

1. 運転員の教育及び訓練（表 1, 4, 5 参照）

運転員に対する教育及び訓練については，机上教育にて重大事故の現象に対する幅広い知識を付与するため，重大事故時の物理挙動やプラント挙動等の教育を実施する。また，知識の向上と実効性を確認するため，自社のシミュレータ又はBWR運転訓練センターにてシミュレーション可能な範囲において，対応操作訓練を実施する。

また，運転員は，通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき，設備の巡視点検，定例試験及び運転に必要な操作を行うことにより，普段から，設備についての習熟を図る。

2. 実施組織（運転員を除く）に対する教育及び訓練（表2, 4, 5参照）

実施組織（運転員を除く）の重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練については，机上教育にて重大事故の現象に対する幅広い知識を付与するため，役割に応じてアクシデントマネジメントの概要について教育するとともに，重大事故時の物理挙動やプラント挙動等の教育を実施する。

また，発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した給水確保等の対応操作を習得することを目的に，手順や資機材の取り扱い方法等の個別訓練を，年1回以上実施する。

実施組織のうち保全部員は，技能訓練施設にてポンプ，弁設備の分解点検，調整，部品交換の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。さらに，設備の点検においては，保守実施方法をまとめた社内マニュアルに基づき，現場に立ち，巡視点検，分解機器の状況確認，組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに，施工要領書の内容確認及び作業工程検討等の保守点検活動を行うことにより，普段から，設備についての習熟を図る。

3. 支援組織に対する教育及び訓練（表3, 4参照）

支援組織に対する教育及び訓練については、机上教育にて支援組織の位置付け、実施組織との連携及び資機材等に関する教育に加え、役割に応じた個別訓練を実施する。

また、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための総合訓練を年1回以上実施する。

これらの重大事故等対策訓練については、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した給水確保等の対応操作を習得することを目的に、手順の内容理解（作業の目的、事故シーケンスとの関係等）や資機材の取り扱い方法等の習得を図るため個別訓練等を年1回以上実施する。

さらに、訓練においては、悪条件（高線量下、夜間、悪天候（降雨、降雪、強風等）及び照明機能低下等）を想定し、必要な防護具等を着用した訓練も実施する。

なお、重大事故等対策に使用する資機材及び手順書については、担当箇所にて適切に管理しており、訓練の実施に当たっては、これらの資機材及び手順書を用いて実施し、訓練より得られた改善点を適宜反映する。

表1 重大事故等対策に関する教育（運転員の主な教育内容）（1/2）

教育名	目的	内容	対象者	時間・頻度
異常時対応訓練 （指揮、状況判断）	異常時に指揮者として適切な指揮、状況判断ができるよう、異常時操作の対応（判断・指揮命令）及び、警報発生時の監視項目について理解する。	<ul style="list-style-type: none"> ・異常時操作の対応（判断、指揮命令含む） ・警報発生時の監視項目 	当直長，当直副長	3年間で30時間以上 （他の項目も含む）
異常時対応訓練 （中央制御室内対応）	異常時に中央制御室において適切な処置がとれるように、警報発生時の対応及び異常時操作の対応について理解する。役割に応じた活動に要する資機材等に関する知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・発電用原子炉の起動停止に関する操作と監視項目 ・各設備の運転操作と監視項目 ・警報発生時の対応操作（中央制御室） ・異常時操作の対応（中央制御室） 	当直長，当直副長， 当直主任， 当直副主任， 主機操作員	
異常時対応訓練 （現場機器対応）	異常時に現場において適切な処置がとれるように、警報発生時の対応及び異常時操作の対応について理解する。	<ul style="list-style-type: none"> ・発電用原子炉の起動停止の概要 ・各設備の運転操作の概要（現場操作） ・警報発生時の対応操作（現場操作） ・異常時操作の対応（現場操作） 	当直長，当直副長， 当直主任， 当直副主任，主機 操作員，補機操作員	
シミュレータ訓練Ⅰ （連携訓練）	異常事象対応時（設計基準外事象含む）の連携措置の万全を図る。	<ul style="list-style-type: none"> ・運転操作の連携訓練 <p>【重大事故等の対応を含む】※</p>	当直長，当直副長， 当直主任， 当直副主任，主機 操作員，補機操作員	3年間で15時間以上
シミュレータ訓練Ⅱ	警報発生時及び異常事象時（設計基準外事象含む）対応の万全を図る。	<ul style="list-style-type: none"> ・起動停止・異常時・警報発生時対応訓練 <p>【重大事故等の対応を含む】※</p>	当直主任，当直副主任， 主機操作員	3年間で9時間以上
シミュレータ訓練Ⅲ	警報発生時及び異常事象時（設計基準外事象含む）対応の万全を図る。	<ul style="list-style-type: none"> ・起動停止，異常時・警報発生時の対応・判断・指揮命令訓練 <p>【重大事故等の対応を含む】※</p>	当直長，当直副長	3年間で9時間以上

※：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、充実強化した内容

表 1 重大事故等対策に関する教育（運転員の主な教育内容）（2/2）

教育名	目的	内容	対象者	時間・頻度
アクシデントマネジメント教育(基礎的知識)	アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・アクシデントマネジメントの概要 ・津波アクシデントマネジメントの概要 ※ 	当直長，当直副長， 当直主任， 当直副主任，主機操作 員，補機操作員	1 回/年
アクシデントマネジメント教育(応用的知識)	事故時のプラント挙動，プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動 ・機能別の設備のプラント状況にあった優先順位 	当直長，当直副長	1 回/年
防災教育	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所員として必要な基礎知識の理解 ・原子力災害に関する知識を習得し，原子力防災活動の円滑な実施に資する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原災法及び関係法令の概要 ・原子力事業者防災業務計画の概要 ・防災体制，防災組織及び活動 ・防災関係設備 ・緊急時活動レベル（EAL）※ 	実施組織 (役割に応じた項目)	1 回/年

※：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，充実強化した内容

表2 重大事故等対策に関する教育（実施組織（運転員を除く）の主な教育内容）

教育名	目的	内容	対象者	頻度
アクシデントマネジメント教育(基礎的知識)	アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・アクシデントマネジメントの概要 ・津波アクシデントマネジメントの概要 ※ 	実施組織	1回/年
アクシデントマネジメント教育(応用的知識)	事故時のプラント挙動，プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動 ・機能別の設備のプラント状況にあった優先順位 	実施組織 (統括，班長)	1回/年
防災教育	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所員として必要な基礎知識の理解 ・原子力災害に関する知識を習得し，原子力防災活動の円滑な実施に資する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原災法及び関係法令の概要 ・原子力事業者防災業務計画の概要 ・防災体制，防災組織及び活動 ・防災関係設備 ・緊急時活動レベル（EAL）※ 	実施組織 (役割に応じた項目)	1回/年
総合訓練	想定した原子力災害への対応，各機能や組織間の連携等，組織があらかじめ定められた機能を発揮できることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・各機能班の活動 ・各機能班の連携 ・本部の意思決定 ・本社本部との連携 <p>【重大事故等を想定し，上記を実施】※</p>	緊急時対策要員	1回/年

※：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，充実強化した内容

表3 重大事故等対策に関する教育（支援組織の主な教育内容）

教育名	目的	内容	対象者	頻度
アクシデントマネジメント教育（基礎的知識）	アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・アクシデントマネジメントの概要 ・津波アクシデントマネジメントの概要 ※ 	技術支援組織， 運営支援組織（広報班， 立地班，通報班）	1回/年
アクシデントマネジメント教育（応用的知識）	事故時のプラント挙動，プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動 ・機能別の設備のプラント状況にあった優先順位 	技術支援組織 (統括，班長，要員（計画班))	1回/年
防災教育	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所員として必要な基礎知識の理解 ・原子力災害に関する知識を習得し，原子力防災活動の円滑な実施に資する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原災法及び関係法令の概要 ・原子力事業者防災業務計画の概要 ・防災体制，防災組織及び活動 ・防災関係設備 ・緊急時活動レベル（EAL）※ 	技術支援組織，運営支援組織 (役割に応じた項目)	1回/年
総合訓練	想定した原子力災害への対応，各機能や組織間の連携等，組織があらかじめ定められた機能を発揮できることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・各機能班の活動 ・各機能班の連携 ・本部の意思決定 ・本社本部との連携 <p>【重大事故等を想定し，上記を実施】※</p>	緊急時対策要員	1回/年
その他訓練	あらかじめ定められた機能を発揮できるようにするために資機材操作を含めて行い，機能毎の対応能力向上を図る。	<ul style="list-style-type: none"> ・通報訓練 ・モニタリング訓練 ・避難誘導訓練 ・原子力災害医療訓練 	<ul style="list-style-type: none"> ・運営支援組織（通報班） ・技術支援組織（保安班） ・運営支援組織（総務班） ・運営支援組織（総務班） ・技術支援組織（保安班） 	1回/年

※：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，充実強化した内容

表 4 重大事故等対策に関する訓練(1/6)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	個別訓練名称及び頻度
電源確保	GTG による給電	○多様なハザード対応手順 ・「第二 GTG による荒浜側緊急用 M/C 受電」 ・「第二 GTG による大湊側緊急用 M/C 受電」	復旧班員	・ガスタービン発電機車(GTG 車)操作訓練:2回/年 ・緊急用 M/C 受電訓練:1回/年
	電源車による給電	○多様なハザード対応手順 ①「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」 ②「電源車による給電(動力変圧器 7C-1 接続)」 ②「電源車による給電(AM 用動力変圧器接続)」 ②「電源車による給電(緊急用電源切替箱 7A 接続)」	復旧班員	①②電源車操作訓練:2回/年 ①緊急用 M/C 受電訓練:1回/年 ②P/C 受電訓練:2回/年 ①②ケーブル接続訓練:2回/年
	緊急用 M/C からの受電	○AM 設備別操作手順書 ・「緊急用 M/C から M/C 7C・7D への電路構成」	運転員	・緊急用 M/C から M/C 7C・7D への電路構成:1回/年
	号機間融通	○事故時運転操作手順書(EOP) ・「D/G(A)(B)による緊急用 M/C への受電」	運転員	・D/G(A)(B)による緊急用 M/C への受電:1回/年
		○多様なハザード対応手順 ・「各号炉 D/G(A)(B)による緊急用 M/C 受電から各号機への送電」	復旧班員	・緊急用 M/C 受電訓練:1回/年
GTG, 電源車への燃料補給	○多様なハザード対応手順 ①「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリーへの給油」 ②「タンクローリーから各機器等への給油」	復旧班員	①非常用 D/G 軽油タンクからの補給訓練:2回/年 ②軽油地下タンクからの補給訓練:2回/年	

表 4 重大事故等対策に関する訓練(2/6)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	個別訓練名称及び頻度
炉心損傷 緩和	高圧の原子炉圧力容器への 注入操作	○AM 設備別操作手順書 ①「HPAC 現場起動」 ②「RCIC現場起動」 ③「HPCF緊急注水」 ④「CRDによる原子炉注水」 ⑤「SLCポンプによる原子炉注水」	運転員	①HPAC現場起動:1回/年 ②RCIC現場起動:1回/年 ③HPCF緊急注水:1回/年 ④CRDによる原子炉注水:1回/年 ⑤SLCポンプによる原子炉注水:1回/年
	原子炉圧力容器の減圧	○AM 設備別操作手順書 ①「SRV駆動源確保」 ②「バッテリーによるSRV開放(多重伝送盤)」	運転員	①SRV駆動源確保:1回/年 ②可搬型直流電源設備によるSRV開放(多重伝送盤):1回/年
	低圧の原子炉圧力容器への 注入操作	○AM 設備別操作手順書 ①「RHRによる原子炉注水」 ②「MUWCによる原子炉注水」 ③「消火ポンプによる原子炉注水」 ④「消防車による原子炉注水」	運転員	①RHRによる原子炉注水:1回/年 ②MUWCによる原子炉注水:1回/年 ③消火ポンプによる原子炉注水:1回/年 ④可搬型代替注水ポンプによる原子炉注水:1回/年
		○多様なハザード対応手順 ・「消防車による送水」	復旧班員	・可搬型代替注水ポンプによる注水訓練:1回/年 ・可搬型代替注水ポンプによる連結送水訓練:2回/年
	最終ヒートシンクへの熱輸送	○AM 設備別操作手順書 ①「RHRによる原子炉除熱」 ②代替Hxによる補機冷却水確保	運転員	①RHRによる原子炉除熱:1回/年 ②代替Hxによる補機冷却水確保:1回/年
○多様なハザード対応手順 ①「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保」 ②「代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保」 ③「大容量送水車による補機冷却水確保」		復旧班員	①②③代替 Hx による補機冷却水確保訓練(下記訓練の総称) ・資機材移動・配置訓練:1回/年 ・代替 Hx 車移動訓練:1回/年 ・ホース接続訓練:1回/年 ・ケーブル接続訓練:1回/年 ・代替 RSW ポンプ設置訓練:1回/年 ・電源車訓練:2回/年	

表 4 重大事故等対策に関する訓練(3/6)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	個別訓練名称及び頻度
格納容器 破損防止	格納容器内の冷却・減圧	○AM 設備別操作手順書 ①「MUWC による PCV スプレイ」 ②「消火ポンプによるPCVスプレイ」 ③「消防車によるPCVスプレイ」 ④「PCVベント(フィルタベント使用)」 ⑤「PCVベント(耐圧強化ライン使用)」 ⑥「PCVベント弁駆動源確保[予備ポンベ]」	運転員	①MUWC による PCV スプレイ:1回/年 ②消火ポンプによるPCVスプレイ:1回/年 ③可搬型代替注水ポンプによるPCVスプレイ:1回/年 ④PCVベント(フィルタベント使用):1回/年 ⑤PCVベント(耐圧強化ライン使用):1回/年 ⑥PCVベント弁駆動源確保[予備ポンベ]:1回/年
		○多様なハザード対応手順 ①「フィルタベント水位調整(水張り)」 ②「フィルタベント水位調整(水抜き)」 ③「フィルタベント停止後の N ₂ パージ手順」	復旧班員	①可搬型代替注水ポンプによる注水訓練:1回/年 ①可搬型代替注水ポンプによる連結送水訓練:2回/年 ②フィルタベント数調整:1回/年 ③フィルタベント N ₂ パージ:1回/年
	水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止	○多様なハザード対応手順 ①「消防車による送水」 ②「水素対策(トップベント)」	復旧班員	①可搬型代替注水ポンプによる注水:1回/年 ①可搬型代替注水ポンプによる連結送水:2回/年 ②トップベント設備他開放訓練:2回/年
使用済燃料 プール水位 維持及び燃 料損傷緩和	使用済燃料プールへの注水	○事故時運転操作手順書(EOP) ①「RHR による SFP 注水」 ②「SPCU による SFP 注水」 ③「MUWC による SFP 注水」 ④「消火ポンプによる SFP 注水」 ⑤「消防車による SFP 注水」	運転員	①RHRによる SFP 注水:1回/年 ②SPCUによる SFP 注水:1回/年 ③MUWC による SFP 注水:1回/年 ④消火ポンプによる SFP 注水:1回/年 ⑤可搬型代替注水ポンプによる SFP 注水:1回/年
		○多様なハザード対応手順 ・「消防車による送水」	復旧班員	・可搬型代替注水ポンプによる注水:1回/年 ・可搬型代替注水ポンプによる連結送水:2回/年
	使用済燃料プールへのスプレイ	○多様なハザード対応手順 ・「消防車による送水」	復旧班員	・可搬型代替注水ポンプによる注水:1回/年 ・可搬型代替注水ポンプによる連結送水:2回/年

表 4 重大事故等対策に関する訓練(4/6)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	個別訓練名称及び頻度
放射性物質 放出緩和	発電所外への放射性物質 の拡散抑制	○多様なハザード対応手順 ①「大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制」 ②「汚濁防止膜による海洋への拡散抑制」 ③「放射性物質吸着材による海洋への拡散抑制」	復旧班員	①大容量送水設備:1回/年 ②シルトフェンス運搬訓練:1回/年 ②シルトフェンス組み立て・送り出し・展開訓練:1回/年 ③放射性物質吸着材設置訓練:1回/年
		○多様なハザード対応手順書 ①「初期対応における延焼防止処置」 ②「航空機燃料火災への対応」	自衛消防隊 復旧班員	①消防車操法訓練:1回/年 ①高所放水車連結訓練:1回/年 ②大容量送水車による放水訓練:2回/年
水源確保	防火水槽への補給	○多様なハザード対応手順 ①「貯水池から大湊側防火水槽への補給」 ②「大湊側淡水タンクから防火水槽への補給」 ③「大容量送水車による防火水槽への海水補給」 ③「代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給」 ④「消防車による防火水槽への海水補給」	復旧班員	①②貯水池から大湊側への送水訓練【日勤対応時】:1回/年 ①②貯水池から大湊側への送水訓練【宿直対応時】:1回/年 ①②貯水池から大湊側及び荒浜側への送水訓練【送水ホース交換】:1回/年 ③代替 Hx による補機冷却水確保訓練:1回/年 ④可搬型代替注水ポンプによる注水訓練:1回/年 ④可搬型代替注水ポンプによる連結送水訓練:2回/年
	送水	○多様なハザード対応手順 ・「消防車による送水(原子炉注水)」 ・「消防車による送水(格納容器スプレイ)」 ・「消防車による送水(デブリ冷却)」 ・「消防車による送水(原子炉ウエル注水)」 ・「消防車による送水(SFP 常設スプレイ)」 ・「消防車による送水(SFP 可搬型スプレイ)」	復旧班員	・可搬型代替注水ポンプによる注水訓練:1回/年 ・可搬型代替注水ポンプによる連結送水訓練:2回/年
	CSPへの補給	○多様なハザード対応手順 ①「消防車による CSP への補給(淡水/海水)」 ②「大湊側純水移送ポンプ電源確保」	復旧班員	①可搬型代替注水ポンプによる注水訓練:1回/年 ①可搬型代替注水ポンプによる連結送水訓練:2回/年 ②エンジン発電機移動訓練:1回/年 ②CVケーブル接続訓練:1回/年

表 4 重大事故等対策に関する訓練(5/6)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	個別訓練名称及び頻度
その他対策	アクセスルートの確保	○多様なハザード対応手順 ①「状況確認とアクセスルート確保」 ②「段差復旧・陥没箇所復旧」 ③「がれき除去」	復旧班員	①②③がれき撤去範囲重機走行(ホイールローダ):1回/月 ①②③がれき撤去(ホイールローダ):1回/月 ①②③道路段差復旧(ホイールローダ):1回/月 ①②③がれき撤去(ショベルカー*):1回/月
	事故時の計装	○多様なハザード対応手順 ・「重要監視計器復旧」	復旧班員	・SFP水位計及び監視パラメータのデジタルレコーダへの接続訓練:2回/年
	中央制御室の居住性の確保	○AM 設備別操作手順書 ・「中央制御室待避室陽圧化」	運転員	・中央制御室待避室陽圧化:1回/年
		○保安班運用ガイド ・「緊急時出入管理所の設営」	保安班員	・緊急時対策所チェンジングプレース設営訓練:1回/年
	緊急時対策所の居住性の確保	○保安班運用ガイド ①「チェンジングエリアの設営」 ②「可搬空調の設置」	保安班員	①緊急時対策所チェンジングプレース設営訓練:1回/年 ②可搬型空調の設置訓練:1回/年
		○総務班運用ガイド ①「緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順」	総務班員	①緊急時対策所機能移設訓練:1回/年 ②酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順訓練:1回/年
		○号機班運用ガイド ・「プラント状況収集・共有手順」	号機班員	・パラメータ状況収集・共有訓練:1回/年

※ショベルカーは自主対策設備

表 4 重大事故等対策に関する訓練(6/6)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	個別訓練名称及び頻度
その他対策	緊急時対策所の居住性の確保	<ul style="list-style-type: none"> ○多様なハザード対応手順 ①「非常用D/G軽油タンクからタンクローリーへの給油」 ②「タンクローリーから各機器等への給油」 ③「免震重要棟ガスタービン発電機燃料給油手順」 ④「5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬式発電機起動手順」 ⑤「5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬式発電機の切替手順」 ⑥「5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬式発電機燃料タンクへの燃料給油手順」 	復旧班員	<ul style="list-style-type: none"> ①③⑥非常用D/G軽油タンクからの補給訓練:2回/年 ②③⑥軽油地下タンクからの補給訓練:2回/年 ④⑤可搬式発電機操作訓練:1回/年
	環境モニタリング	<ul style="list-style-type: none"> ○保安班運用ガイド ①「緊急時構内モニタリング」 ②「小型船舶による海上モニタリング」 ③「モニタリングポストの電源確保」 	保安班員	<ul style="list-style-type: none"> ①緊急時構内モニタリング代替測定訓練:1回/年 ②小型船舶による海上モニタリング訓練:1回/年 ①③放射性物質の濃度測定及び放射線量の測定訓練:1回/年
	気象条件の測定	<ul style="list-style-type: none"> ○保安班運用ガイド ・「可搬型気象観測装置測定」 	保安班員	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型気象観測設備取扱訓練:1回/年

表5 プラント設備への習熟のための保守点検活動

対象者	主な活動	保守点検活動の内容（例）	社内マニュアル
入社1年目 原子力技術系社員 （全員）	現場実習	<ul style="list-style-type: none"> 入社後、原子力発電所の基礎知識を約1ヶ月半学んだ後、発電所の当直にて、3ヶ月間現場実習を受ける。現場を中心に巡視点検（実習）、系統・設備の現場トレース、運転操作OJT等を受け、現場設備に習熟している。その後、引き続き当直業務に就く場合と、保守等の業務に就く場合があり、各職場で現場業務を実施。 	教育及び訓練基本マニュアル
運転員	巡視点検	<ul style="list-style-type: none"> 巡視点検を1回以上／直で実施。 必要により簡易な保守を実施。 	運転管理基本マニュアル
	運転操作	<ul style="list-style-type: none"> プラント起動又は停止時の運転操作及び機器の状態確認。 非常用炉心冷却設備等の定期的な起動試験に係る運転操作及び機器の状態確認。 	運転管理基本マニュアル
保全員	保守管理	<ul style="list-style-type: none"> 設備ごとに担当者を定め、プラント運転中の定期的な巡視、及びプラント起動停止時や試運転時に立会い、異常有無等の状態を確認。 設備不具合時等に設備の状況を把握し、原因の特定及び復旧方針を策定。デジタル制御装置については、不具合基板を特定し基板取替作業を実施。 	保守管理基本マニュアル
	工事管理 （調達管理）	<ul style="list-style-type: none"> 各設備の定期的な保守点検工事、あるいは修繕工事等において、当社立会のホールドポイントを定めて、設備毎の担当者が分解点検等の現場に立会い、設備の健全性確認を行うとともに、作業の安全管理等を実施。 	保守管理基本マニュアル 調達管理基本マニュアル
	教育訓練	<ul style="list-style-type: none"> 保全部配属後、技能訓練施設において、基本的な設備（制御弁、ポンプ、モータ、手動弁、遮断器、検出器、伝送器、制御器等）の分解点検や組立て及び点検調整等の実習トレーニングを行い、現場技能を習得している。 また、OJTを主体に専門知識の習得を図ることで、技術に堪能な人材を早期に育成している。 	教育及び訓練基本マニュアル

現場要員の多能化について

緊急時対策要員については、臨機応変な配員変更に対応できる知識及び技能習得による要員の多能化を計画的に実施する。

常時確保する緊急時対策要員（現場部隊）の部隊別要員数と対応可能とする現場作業を表1に記す。現場要員は、所属する部隊の主たる業務だけでなく、その他付与する業務についても教育・訓練を受ける。

表1 緊急時対策要員（現場部隊）の部隊別要員数と対応可能とする現場作業

	常時確保する現場要員数	対応可能とする現場作業				
		注水	送水	電源	がれき撤去	給油
注水隊	2名	◎	—	—	—	—
	2名 [※]	◎	○	—	○[監視]	○
送水隊	2名 [※]	○	◎	—	○[監視]	—
電源隊	6名 [※]	—	○	◎	○[監視]	—
がれき隊	2名	○	○	—	◎	○

【凡例】◎：主たる業務，○：その他付与する業務，

○[監視]：がれき撤去の安全監視員，—：対象外

※ 注水隊，送水隊，電源隊の合計10名のうちの少なくとも1名は，がれき撤去作業（重機作業）の力量を有する要員を割り当てる。

表1のとおり，各現場部隊に対し，対応可能とする現場作業を予め定めることで，万一要員の損耗が発生した場合においても，損耗した要員が担っていた業務を代替できる力量を有する要員を割り当てることが可能となり，各現場作業を継続して実施できる。なお，代替できる要員がいずれも作業中である場合，単一号炉の被災時は当該号炉の号機統括の判断に基づき，複数号炉間での判断が必要な場合は本部長の判断に基づき優先度の高い作業より順次実施する。

また，電源隊については他の部隊が対応可能となるようにしていないが，重大事故等時における初動で必要となる常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）の起動及び監視の対応では，2名を確保することで対処が可能であり，万一電源隊の要員の損耗が発生した場合においても，残りの電源隊の要員で初

動対応は可能である。

給油活動が開始されるのは、給油対象となる可搬型設備の設置が概ね完了した後であり、常時確保要員数に余裕のある状態となっている可能性が高いと考えられるが、本検討で実施したケーススタディにおいて、給油活動において要員の損耗が発生しても、代替要員は確保でき給油活動を継続できることを確認した。

初動対応要員の分散配置について

1. 分散配置

① 配置場所：5号炉定検事務室又はその近傍，第二企業センター又はその近傍の2箇所（図1参照）

② 分散方法

本部要員：各機能における統括と班長を分散配置（32名を16名ずつ配置）

- ・必要な機能は「意思決定・指揮機能」「情報収集・計画立案機能」「現場対応機能」「対外対応機能」「ロジスティック・リソース管理機能」

- ・現場対応機能の復旧班員2名は，可搬型電源設備立上げ等の緊急時対策所立上げに必要な要員として5号炉定検事務室に配置

現場要員：5号炉定検事務室又はその近傍に初動に必要な要員を配置：6名

- ・可搬型陽圧化空調機立ち上げ：保安班2名
- ・現場対応準備：復旧班4名

（即応が必要なTBP対応のうち，プラント近傍で作業する注水隊4名）

第二企業センター又はその近傍に残りの要員を配置：13名

2. 分散配置の成立性

① 5号炉定検事務室の要員が全員損耗したと想定

- 大型航空機衝突で損耗した場合，5号炉サービス建屋が破壊され，5号炉原子炉建屋へ大型航空機が突入することとなる。この場合，6号及び7号炉に影響はない。
- 影響が生じる5号炉には，SFPへの注水が必要となるが，その対応は第二企業センターに残る要員で対応可能。
- なお，現場要員である復旧班4名（注水隊）が損耗したとしても，注水，送水，電源，がれき撤去，給油の機能を有する要員は残ることから，機能が喪失することはない。

② 第二企業センターの要員が全員損耗したと想定

- 大型航空機衝突で損耗した場合，第二企業センターの執務・宿泊場所は破壊されるものの，プラントへの影響はない。
- したがって，火災への対応が必要となるものの，自衛消防隊等で対応可能。

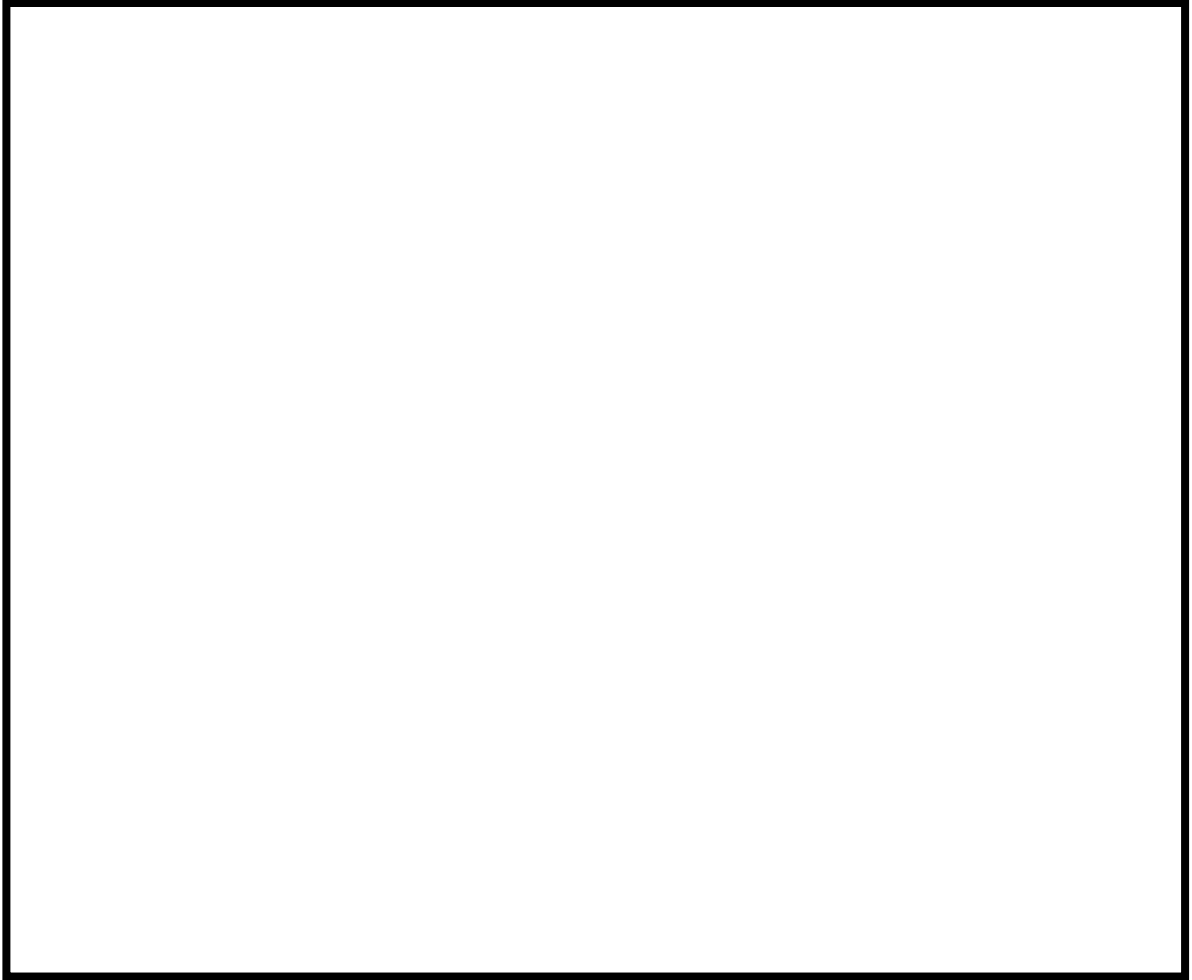


図 1 配置場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。