

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

<目次>

1.12.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

(a) 大気への放射性物質の拡散抑制

(b) 海洋への放射性物質の拡散抑制

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

(a) 初期対応における延焼防止処置

(b) 航空機燃料火災への泡消火

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 手順等

1.12.2 重大事故等発生時の手順

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

(1) 大気への放射性物質の拡散抑制

a. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制

a. 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制

(3) 重大事故等発生時の対応手段の選択

1. 12. 2. 2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順

(1) 初期対応における延焼防止処置

a. 化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置

(2) 航空機燃料火災への対応

a. 可搬型代替注水大型ポンプ，放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火

(3) 重大事故等発生時の対応手段の選択

1. 12. 2. 3 その他の手順項目にて考慮する手順

添付資料1. 12. 1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1. 12. 2 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

添付資料1. 12. 3 放射性物質拡散抑制手順の作業時間について

添付資料1. 12. 4 放水砲の設置位置及び使用方法等について

添付資料1. 12. 5 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制

添付資料1. 12. 6 化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置

添付資料1. 12. 7 可搬型代替注水大型ポンプ，放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火

添付資料1. 12. 8 判断基準の解釈一覧

添付資料1. 12. 9 操作手順の解釈一覧

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

【要求事項】

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

【解釈】

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

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

1.12.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

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

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

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

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

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

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.12-1表に整理する。

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

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

(a) 大気への放射性物質の拡散抑制

重大事故等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損のおそれがある場合、又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合は、原子炉建屋放水設備により、大気への放射性物質の拡散抑制を行う手段がある。

大気への放射性物質の拡散抑制に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ ホース
- ・ 放水砲
- ・ S A用海水ピット取水塔
- ・ 海水引込管
- ・ S A用海水ピット

(b) 海洋への放射性物質の拡散抑制

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

海洋への放射性物質の拡散抑制に使用する設備は以下のとおり。

- ・汚濁防止膜

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「(a) 大気への放射性物質の拡散抑制」に使用する設備のうち，可搬型代替注水大型ポンプ，ホース，放水砲，S A用海水ピット取水塔，海水引込管及びS A用海水ピットは，重大事故等対処設備と位置づける。

「(b) 海洋への放射性物質の拡散抑制」に使用する設備のうち，汚濁防止膜は重大事故等対処設備と位置づける。

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

(添付資料1.12.1)

以上の重大事故等対処設備により発電所敷地外への放射性物質の拡散抑制が可能である。

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

(a) 初期対応における延焼防止処置

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

初期対応における延焼防止処置に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 化学消防自動車
- ・ 水槽付消防ポンプ自動車
- ・ 泡消火薬剤容器（消防車用）
- ・ 消火栓（原水タンク）
- ・ 防火水槽

(b) 航空機燃料火災への泡消火

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

航空機燃料火災への泡消火に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ ホース
- ・ 放水砲
- ・ 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）
- ・ S A用海水ピット取水塔
- ・ 海水引込管
- ・ S A用海水ピット

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

航空機燃料火災への泡消火に使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ、ホース、放水砲、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）、S

A用海水ピット取水塔，海水引込管及びS A用海水ピットは，重大事故等対処設備と位置づける。

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

(添付資料1.12.1)

以上の重大事故等対処設備により原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応が可能である。

また，化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車，泡消火薬剤容器（消防車用），消火栓（原水タンク），防火水槽は，プラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置づける。以下にその理由を示す。

- ・化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）

航空機燃料火災への対応手段として放水量が少ない^{*1}ため，十分な放水効果は得られにくい，早期に消火活動が可能となる化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による初期対応を，航空機燃料の飛散によるアクセスルート及び建屋への延焼防止に使用する手段としては有効である。

- ・消火栓（原水タンク），防火水槽

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，初期対応における延焼防止処置の水源として使用する手段としては有効である。

※1：空港に配備されるべき防災レベル等について記載されている，国際民間航空機関（ICAO）発行の空港業務マニュアル（第1部）（以下，「空港業務マニュアル」という。）では，離発着機の大きさにより空港カテゴリーが定められている。航空機燃料火災への対応としては，空港業務マニュアルで最大となるカテゴリー10を適用する。また，使用する泡消火薬剤が性能レベルBであることから，必要放水流量は11,200L/minである。これに対し，化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による初期対応での放水流量は2,000L/minである。

c．手順等

上記の「a．炉心の著しい損傷及び格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の対応手段及び設備」及び「b．原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，重大事故等対応要員の対応として，「重大事故等対策要領」及び自衛消防隊の対応として，「防火管理要領」に定める（第1.12-1表）。

また，事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整理する（第1.12-2表，第1.12-3表）。

1. 12. 2 重大事故等発生時の手順

1. 12. 2. 1 炉心の著しい損傷及び格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等

(1) 大気への放射性物質の拡散抑制

a. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

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

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プールの水位が維持できない場合は、可搬型又は常設スプレイヘッダから使用済燃料プールにスプレイすることで燃料損傷を緩和する手段がある。

しかし、これらの機能が喪失し、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかが該当する場合

- ・炉心損傷を判断^{※1}した場合において、原子炉注水を高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量等により確認できない場合
- ・使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プー

ル注水を使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール監視カメラ等により確認できない場合

- ・大型航空機の衝突など，原子炉建屋外観で大きな損傷を確認した場合

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉压力容器温度で300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の概要は以下のとおり。手順の概略図を第1.12-1図に，タイムチャートを第1.12-2図に，ホース敷設ルート及び放水砲の設置位置を第1.12-3図に示す。

- ① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の準備を災害対策本部長に依頼する。
- ② 災害対策本部長は，可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の準備開始を重大事故等対応要員に指示する。
- ③ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを海水取水箇所（S A用海水ピット）周辺に設置する。
- ④ 重大事故等対応要員は，ホースを水中ポンプに接続後，水中ポ

ンプを海水取水箇所へ設置し，可搬型代替注水大型ポンプ吸込口にホースを接続する。

⑤ 重大事故等対応要員は，放水砲を設置し，ホースの運搬，可搬型代替注水大型ポンプから放水砲までのホース敷設を行い，放水砲にホースを接続する。

⑥ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを起動し，ホースの水張り及び空気抜きを行った後に，可搬型代替注水大型ポンプを待機状態（アイドリング状態）にする。

⑦ 重大事故等対応要員は，放水砲の噴射ノズルを原子炉建屋破損口等の放射性物質放出箇所に向けて調整し，準備完了を災害対策本部長に報告する。

⑧ 災害対策本部長は，可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の準備完了について発電長に報告する。

⑨ 発電長は，手順着手判断の状況が継続しており，以下のいずれかの状況であると判断した場合は，可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の開始を災害対策本部長に依頼する。

- ・格納容器への注水及びスプレイが低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，**低圧代替注水系格納容器下部注水流量**により確認できず，ドライウェル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力の上昇が確認され，格納容器の破損のおそれがあると判断した場合

- ・原子炉建屋天井付近の水素濃度が3.0%を超えていることにより原子炉建屋トップベントを開放する場合

- ・代替燃料プール注水系による使用済燃料プールのスプレイができない場合

- ・プラントの異常により，モニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合

⑩ 災害対策本部長は，可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の開始を重大事故等対応要員に指示する。

⑪ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを操作（昇圧）し，放水砲により原子炉建屋破損口等の放射性物質放出箇所へ海水の放水を開始し，災害対策本部長に報告する。

⑫ 災害対策本部長は，可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制開始について発電長に報告する。

⑬ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプの運転状態を継続監視し，定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合，可搬型代替注水大型ポンプは約3.5時間の運転が可能）

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は準備段階では重大事故等対応要員8名（可搬型代替注水大型ポンプの起動，ホースの水張り及び空気抜きは4名）にて実施する。

作業は災害対策本部長の指示に従い対応することとしており，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の準備完了まで190分以内（ホース敷設距

離が短くなる廃棄物処理建屋南側経由でホースを敷設した場合は、145分以内）と想定する。

円滑に作業できるようにアクセスルート及び作業エリアを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温と同程度である。ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

大気への放射性物質の拡散抑制は、災害対策本部長からの指示を受けた、重大事故等対応要員4名にて実施し、作業開始を判断してから190分以降（ホース敷設距離が短くなる廃棄物処理建屋南側経由でホースを敷設した場合は、145分以降）に放水可能と想定する。

放水砲は可搬型設備のため任意に設置場所を設定することが可能であり、風向き等の天候状況及びアクセス状況に応じて、最も効果的な方角から原子炉建屋破損口等の放射性物質放出箇所に向けて放水を実施する。

放水砲の放射方法としては、直状放射から噴霧放射への切替えが可能であり、噴霧放射は直状放射に比べ射程距離が短くなるものの、より細かい水滴径が期待でき、直状放射よりも放射性物質の抑制効果がある。従って、なるべく噴霧放射を使用する。

ただし、直状放射の場合も、到達点では霧状になっているため放射性物質の抑制効果はある。

なお、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲の準備にあたり、プラント状況や周辺の現場状況、ホースの敷設時間などを考慮し、複数あるホース敷設ルートから全対応の作業時間が短くなるよう適切なルートを選択する。

また、大気への放射性物質の拡散抑制手順着手は、炉心損傷又は使用済燃料プールの水位低下の兆候を確認している。重大事故等対応要員は、過剰被ばく防止の観点から現場環境を考慮し、適切な放射線防護具を装備する。

(添付資料1.12.2, 1.12.3, 1.12.4)

(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制

a. 汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至った場合、又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合は、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制するが、放水することで放射性物質を含む汚染水が発生する。

放射性物質を含む汚染水は一般排水路を通過して雨水排水路集水桝から海へ流れ込むため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。

汚濁防止膜は、雨水排水路集水桝-1～10の計10箇所

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生し、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合において、汚濁防止膜の設置が可能な状況（大津波警報が出ていない又は解除された状況）である場合

(b) 操作手順

汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制を行う手順の概要は以下のとおり。また、汚濁防止膜の設置位置図を第1.12-4図に、タイムチャートを第1.12-5図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員へ汚濁防止膜設置開始を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、汚濁防止膜を設置箇所付近へ運搬する。
- ③ 重大事故等対応要員は、汚濁防止膜のカーテン部を結束していたロープを外し、両端部に固定用ロープを取り付ける。
- ④ 重大事故等対応要員は、雨水排水路集水桝の対岸から片方の固定用ロープを引くことにより、汚濁防止膜を雨水排水路集水桝の海面に投入し、所定の位置に配置する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、汚濁防止膜配置後、両端部の固定用ロープを雨水排水路集水桝の所定の箇所へ固定する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、同作業完了後、引き続き、同様の手順により2重目の汚濁防止膜を設置する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、次の設置箇所付近へ汚濁防止膜を運搬し、上記③～⑥の作業を繰り返すことにより、雨水排水路集水桝-1～10の計10箇所について、汚濁防止膜を2重に設置する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制開始について、災害対策本部長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は、重大事故等対応要員5名にて実施する。

作業は災害対策本部長の指示に従い対応することとしており、作業開始を判断してから、汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑

制開始まで485分以内（2重）と想定する。

円滑に作業できるようにアクセスルート及び作業エリアを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温と同程度である。

更に、積込み、運搬等に汚濁防止膜運搬車を使用することで、重量物である汚濁防止膜を効率的に運搬できる。

（添付資料1. 12. 5）

（3） 重大事故等発生時の対応手段の選択

発電所敷地外への放射性物質の拡散抑制の対応では、大気への放射性物質の拡散を抑制するために、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により原子炉建屋へ放水することにより、放射性物質を含む汚染水が発生するため、放水が必要と判断すれば、汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制を開始する。

1. 12. 2. 2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順

（1） 初期対応における延焼防止処置

- a. 化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）により初期対応における延焼防止処置を行う手順を整備する。水源は、消火栓（原水タンク）又は防火水槽を使用する。

（a） 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合

(b) 操作手順

化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置を行う手順の概要は以下のとおり。また、初期対応における延焼防止処置の概要図を第1.12-6図に、水利の配置図を第1.12-7図に示す。

- ① 自衛消防隊の現場指揮者は、発電所敷地内において航空機衝突による火災を確認した場合において、現場の火災状況から、安全距離を確保でき対応可能と判断した場合、延焼防止処置に必要な設備の準備を開始する。
- ② 自衛消防隊は、放射線管理要員によるサーベイ結果、けが人の有無、水源の水量が確保され使用できることを確認し、現場火災状況を災害対策本部長へ報告する。
- ③ 自衛消防隊は、水源近傍に水槽付消防ポンプ自動車を設置し、吸管を消火栓（原水タンク）に接続又は防火水槽に投入し、吸水する。
- ④ 自衛消防隊は、初期消火（延焼防止）活動場所へ化学消防自動車を設置し、水槽付消防ポンプ自動車から化学消防自動車へのホース敷設、接続及び準備作業を行う。
- ⑤ 自衛消防隊は、化学消防自動車にて延焼防止処置を実施する。
- ⑥ 自衛消防隊は、適宜、泡消火薬剤の補給を実施するとともに延焼防止処置の実施状況を災害対策本部長へ報告する。

（添付資料1.12.6）

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は、自衛消防隊9名で実施する。

作業は、現場指揮者の指示に従い対応することとしており、作業開始を判断してから化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置開始まで20分以内と想定する。

円滑に作業できるようにアクセスルート及び作業エリアを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備等を整備する。

(2) 航空機燃料火災への対応

- a. 可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、海水を水源として可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合

(b) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による泡消火手順の概要は以下のとおり。泡消火の概要図を第1.12-8図に、タイムチャートを第1.12-9図に、水利の配置及び可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）に

よる泡消火に関するホース敷設ルートの例を第1.12-10図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員へ可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による泡消火の開始を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを海水取水箇所（S A用海水ピット）周辺に設置する。
- ③ 重大事故等対応要員は、ホースを水中ポンプに接続後、水中ポンプを海水取水箇所へ設置し、可搬型代替注水大型ポンプの吸込口にホースを接続する。
- ④ 重大事故等対応要員は、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）を運搬し、可搬型代替注水大型ポンプに接続する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、放水砲を設置し、ホースの運搬、可搬型代替注水大型ポンプから放水砲までのホース敷設を行い、放水砲にホースを接続する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、放水砲にホースを接続後、放水砲の噴射ノズルを火災発生箇所に向けて調整する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行った後に、放水砲による泡消火を開始し、災害対策本部長に報告する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプの運転状態を継続監視し、定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の給油（燃料を給油しない場合、可搬型代替注水大型ポンプは約3.5時間の運転が可能）を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は準備段階では重大事故等対応要員8名にて実施する。

作業は、災害対策本部長の指示に従い対応することとしており、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による泡消火開始まで190分以内（ホース敷設距離が短くなる廃棄物処理建屋南側経由でホースを敷設した場合は、145分以内）と想定する。

放水段階では、重大事故等対応要員5名にて実施する。

1%濃縮用泡消火薬剤を5,000L配備し、放水開始から約20分の泡消火が可能である。

泡消火薬剤は、放水流量（22,300L/min）に対して1%濃度で自動注入となる。

円滑に作業できるようにアクセスルート及び作業エリアを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備等を整備する。ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

（添付資料1.12.7）

（3） 重大事故等発生時の対応手段の選択

航空機燃料火災への対応は、初期対応における延焼防止処置は自衛消防隊員、航空機燃料火災への対応は重大事故等対応要員と、異なる要員が対応することから、準備完了したものから泡消火を開始する。

化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置は、可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による泡消火を開始するまでのアクセスルート

を確保するための泡消火，要員の安全確保のための泡消火，航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のための広範囲の泡消火を行う。

可搬型代替注水大型ポンプ，放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による泡消火は，航空機燃料火災を約 $1,338\text{m}^3/\text{h}$ の流量で消火する。

使用する水源について，化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車は，消火栓（原水タンク）又は防火水槽のうち，準備時間が短い消火栓（原水タンク）を優先する。

可搬型代替注水大型ポンプ，放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による泡消火の水源は，大流量の放水であるため海水を使用する。

1.12.2.3 その他の手順項目にて考慮する手順

原子炉建屋トップベントに関する手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。

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

可搬型代替注水大型ポンプ等の車両への燃料補給に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

原子炉建屋周辺の線量を確認する手順は「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

第1.12-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			手順書
使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷 炉心の著しい損傷及び格納容器の破損	—	大気への放射性物質の拡散抑制	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 放水砲 S A用海水ビット取水塔 海水引込管 S A用海水ビット	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領 「大気への放射性物質の拡散抑制」
			関連設備	燃料補給設備 ※1		
		海洋への放射性物質の拡散抑制	主要設備	汚濁防止膜	重大事故等対処設備	
原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	—	初期対応における延焼防止処置①	主要設備	化学消防自動車 水槽付消防ポンプ自動車 泡消火薬剤容器（消防車用） 消火栓（原水タンク）	自主対策設備	防火管理要領
			関連設備	燃料補給設備 ※1		
		初期対応における延焼防止処置②	主要設備	化学消防自動車 水槽付消防ポンプ自動車 泡消火薬剤容器（消防車用） 防火水槽	自主対策設備	
			関連設備	燃料補給設備 ※1		
		航空機燃料火災への泡消火	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 放水砲 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） S A用海水ビット取水塔 海水引込管 S A用海水ビット	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領 「航空機燃料火災への泡消火」
			関連設備	燃料補給設備 ※1		

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

第 1.12-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

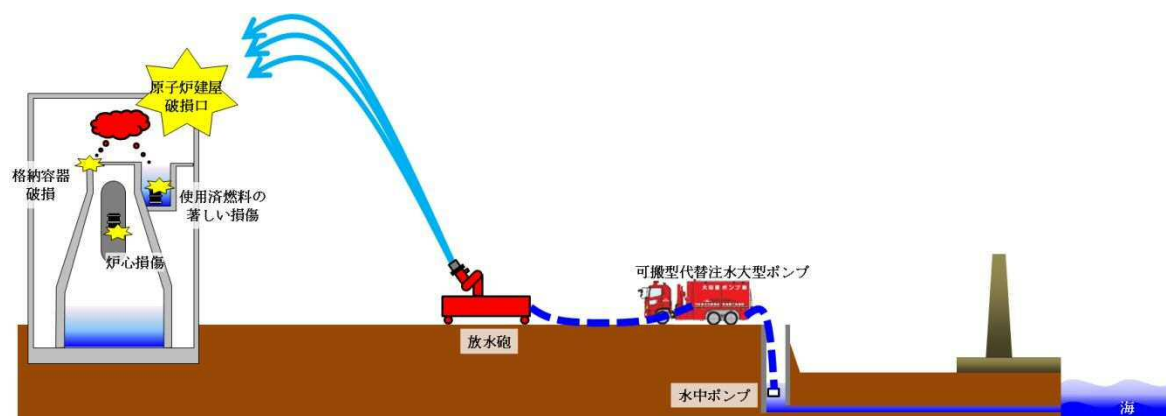
監視計器一覧

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）
重大事故等対策要領 「大気への放射性物質の 拡散抑制」	手 順 着 手 の 判 断 基 準	格納容器内の放射線 量率
		格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W） ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C） ※1
		原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器温度 ※1
		原子炉圧力容器内の 水位
		原子炉水位（広帯域） ※1 原子炉水位（燃料域） ※1 原子炉水位（S A 広帯域） ※1 原子炉水位（S A 燃料域） ※1
		原子炉圧力容器への 注水量
		高压代替注水系系統流量 ※1 低压代替注水系原子炉注水流量 ※1 代替循環冷却系原子炉注水流量 ※1 原子隔離時冷却系系統流量 ※1 高压炉心スプレイ系系統流量 ※1 残留熱除去系系統流量 ※1 低压炉心スプレイ系系統流量 ※1
		使用済燃料プールの 監視
		使用済燃料プール水位・温度（S A 広域） ※1 使用済燃料プール温度（S A） ※1 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・ 低レンジ） ※1 使用済燃料プール監視カメラ ※1
	ス プ レ イ 開 始 の 判 断 基 準	格納容器への注水量
		低压代替注水系格納容器スプレイ流量 ※1 低压代替注水系格納容器下部注水流量 ※1
		格納容器内の圧力
		ドライウェル圧力 ※1 サブプレッション・チェンバ圧力 ※1
		格納容器内の温度
		ドライウェル雰囲気温度 ※1 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ※1 サブプレッション・プール水温度 ※1
		原子炉建屋内の水素 濃度
		原子炉建屋水素濃度 ※1
		原子炉建屋周辺の放 射線量率
		モニタリング・ポスト 可搬型モニタリング・ポスト

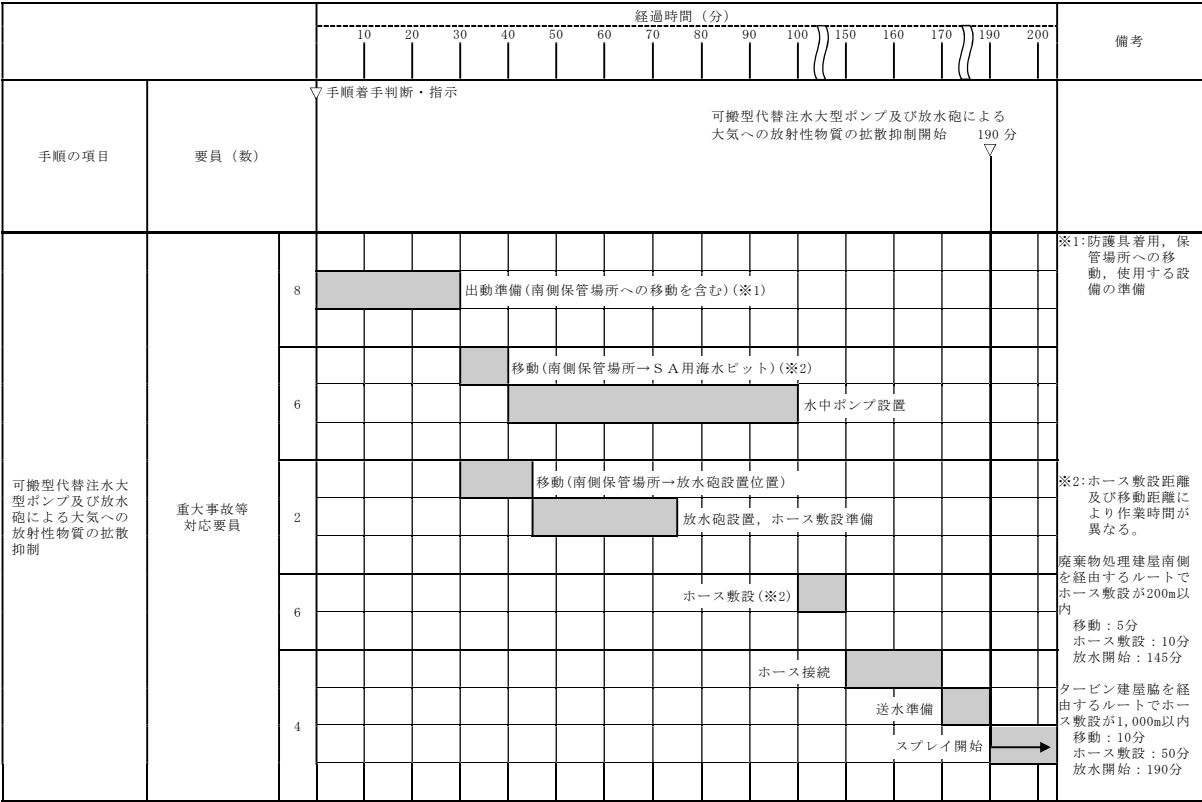
※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を示す。

第 1.12-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

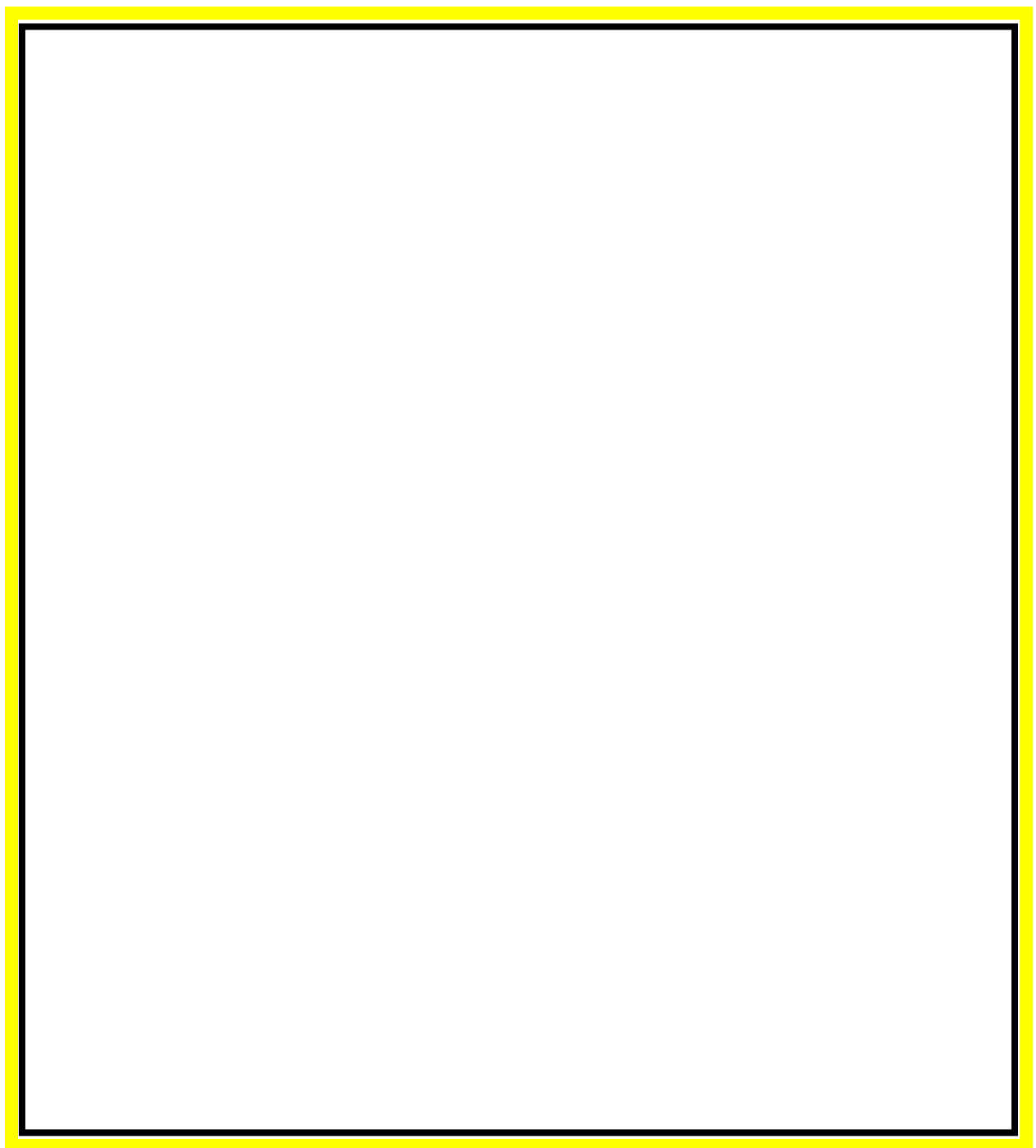
対象条文	供給対象設備	供給元 給電母線
【1.12】 工場等外への放射性物質の拡散を 抑制するための手順等	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 直流 125V 蓄電池 2 A 直流 125V 蓄電池 2 B 緊急用直流 125V 蓄電池
	使用済燃料プール監視計 器類	常設代替交流電源設備 緊急用直流 125V 蓄電池
	屋外放射線監視計器類	常設代替交流電源設備 バイタル C V C F



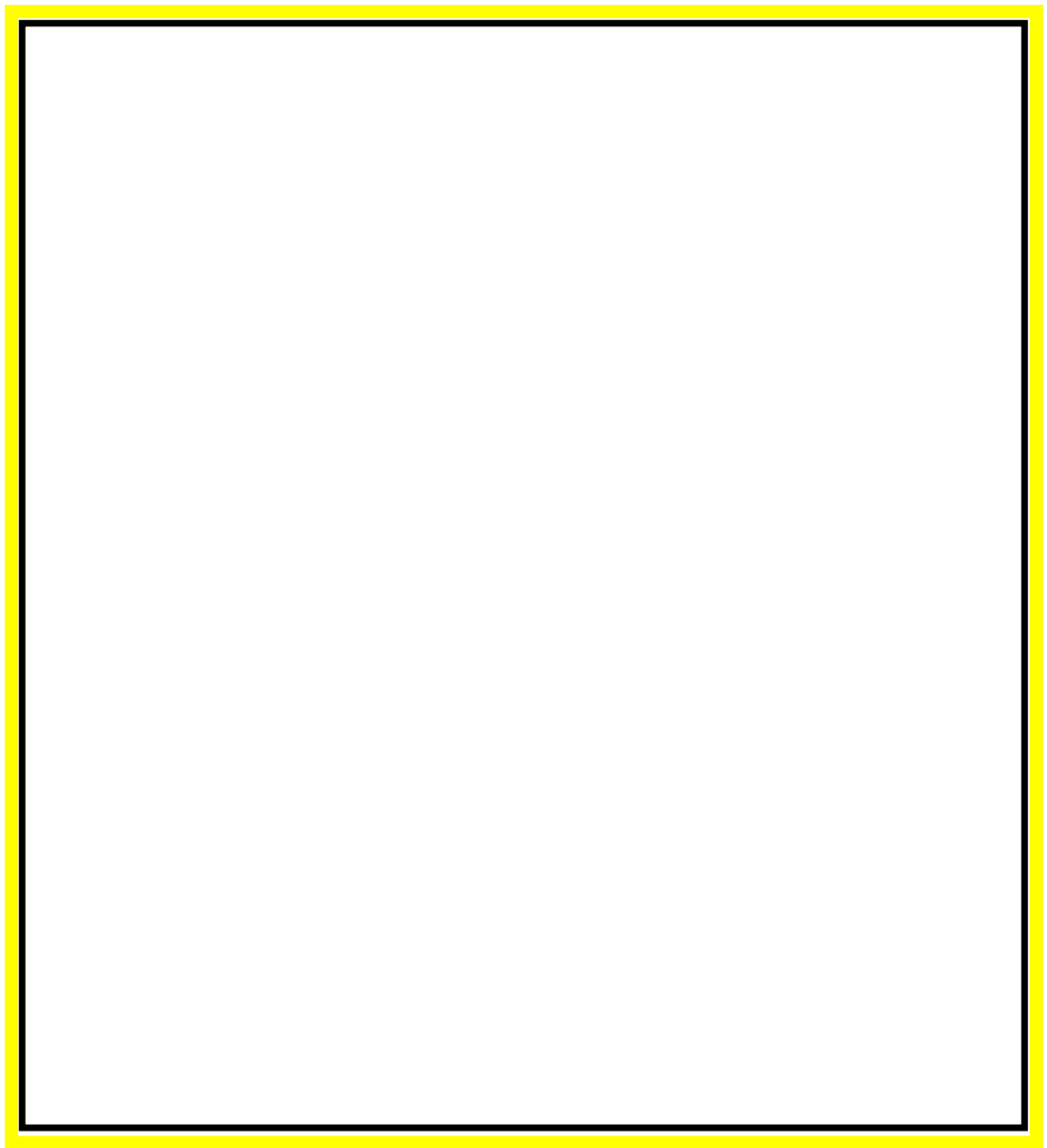
第1.12-1図 大気への放射性物質の拡散抑制手順の概略図



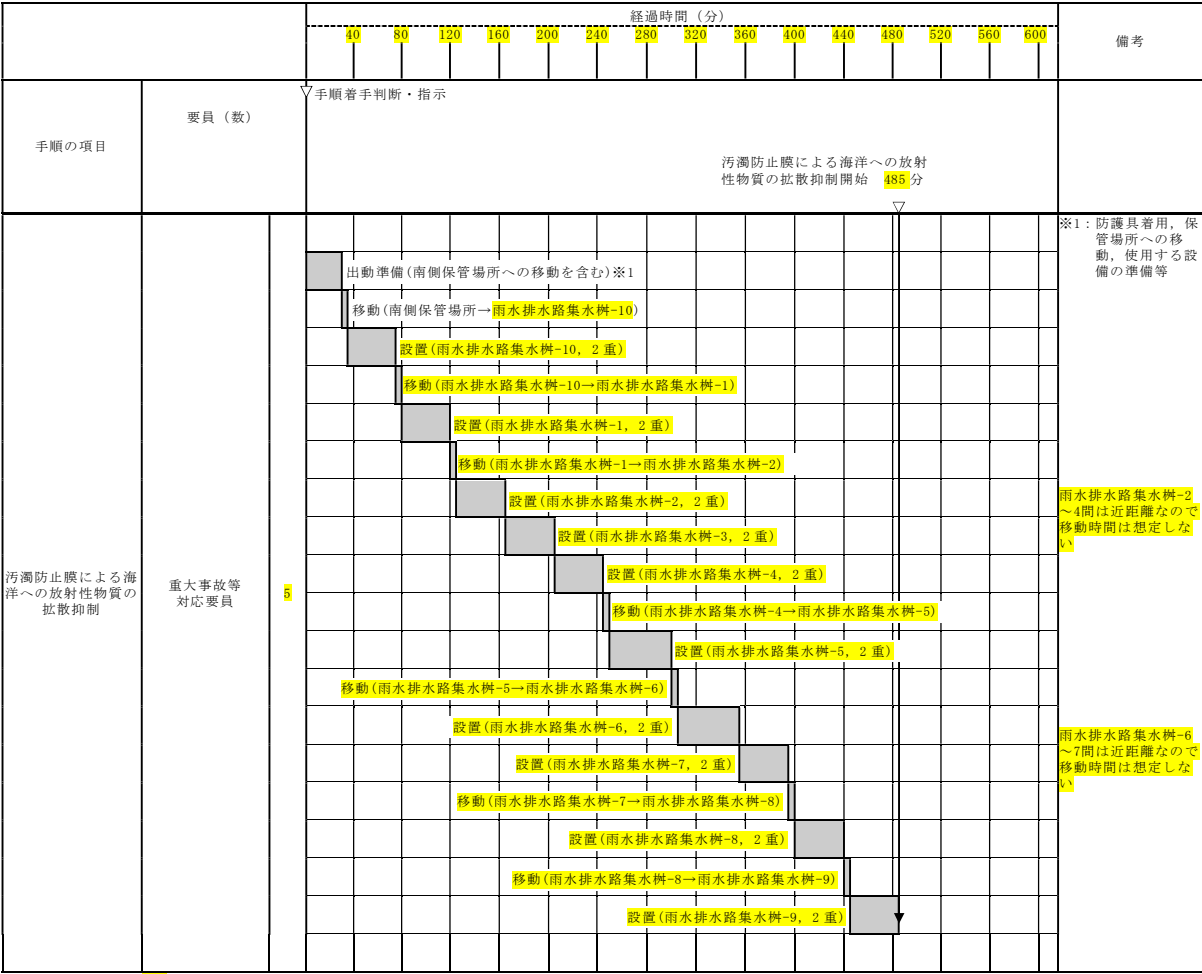
第 1. 12-2 図 大気への放射性物質の拡散抑制タイムチャート



第 1.12-3 図 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制ホース敷設ルート及び放水砲の設置位置図（例）



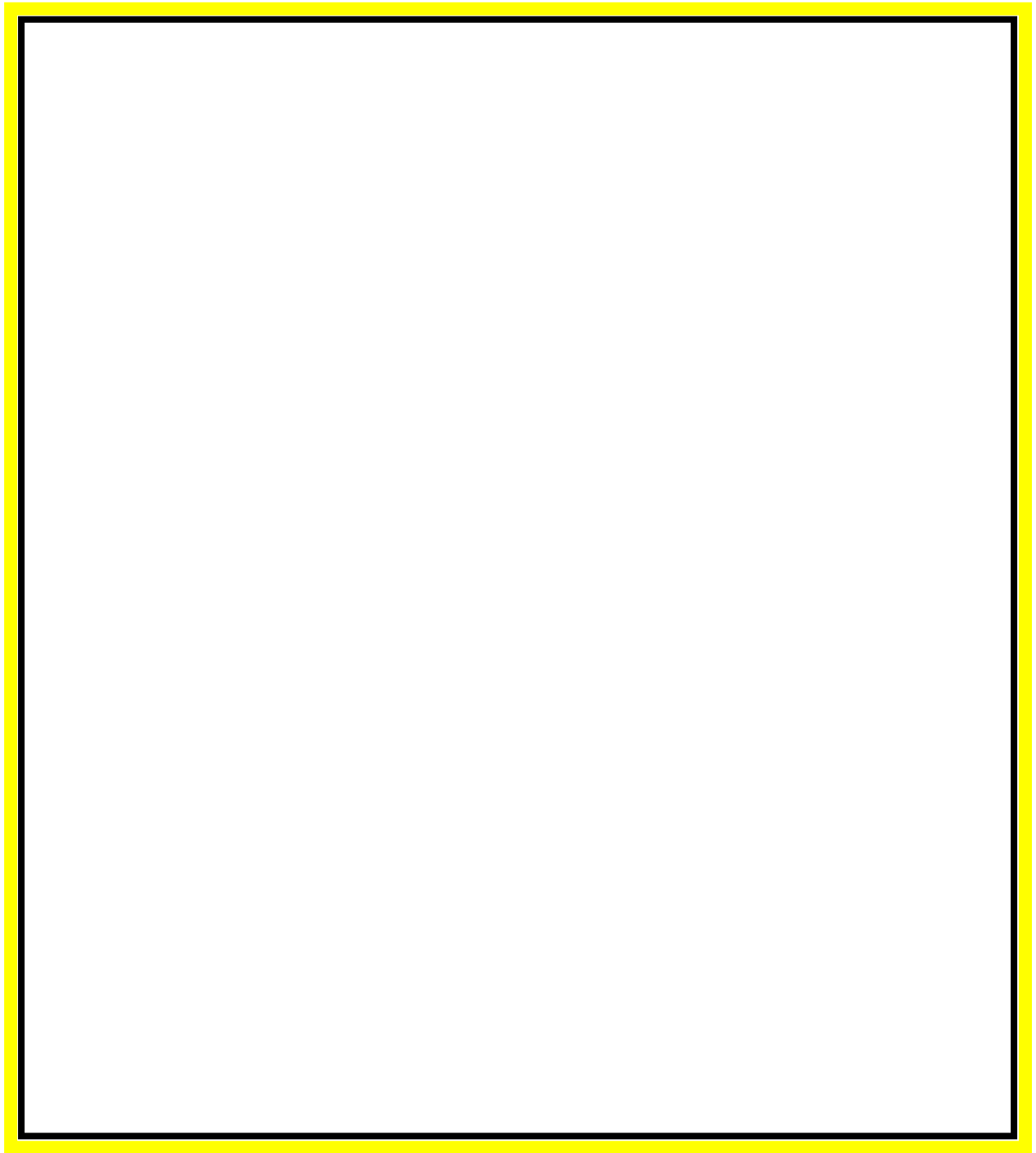
第 1. 12-4 図 汚濁防止膜の設置位置図



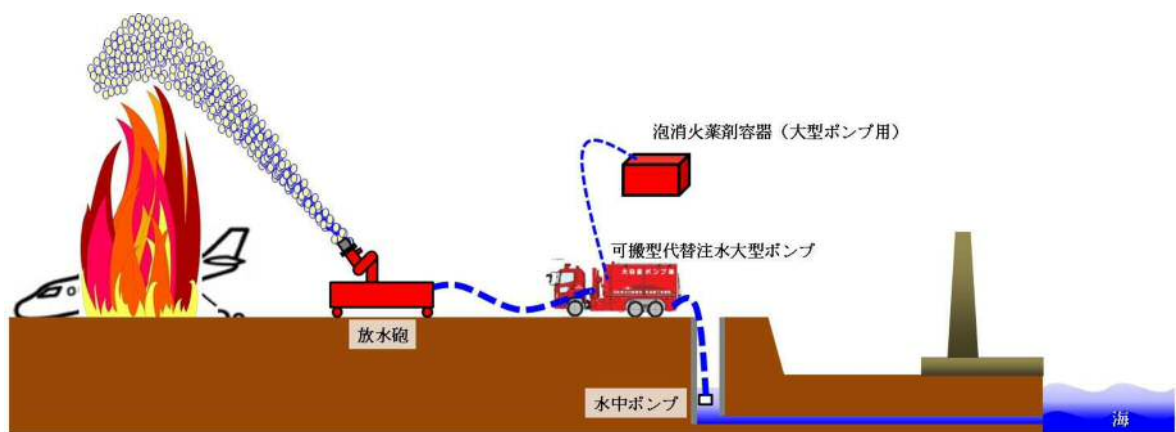
第 1. 12-5 図 海洋への放射性物質の拡散抑制（汚濁防止膜）タイムチャート



第1.12-6図 初期対応における延焼防止処置概要図



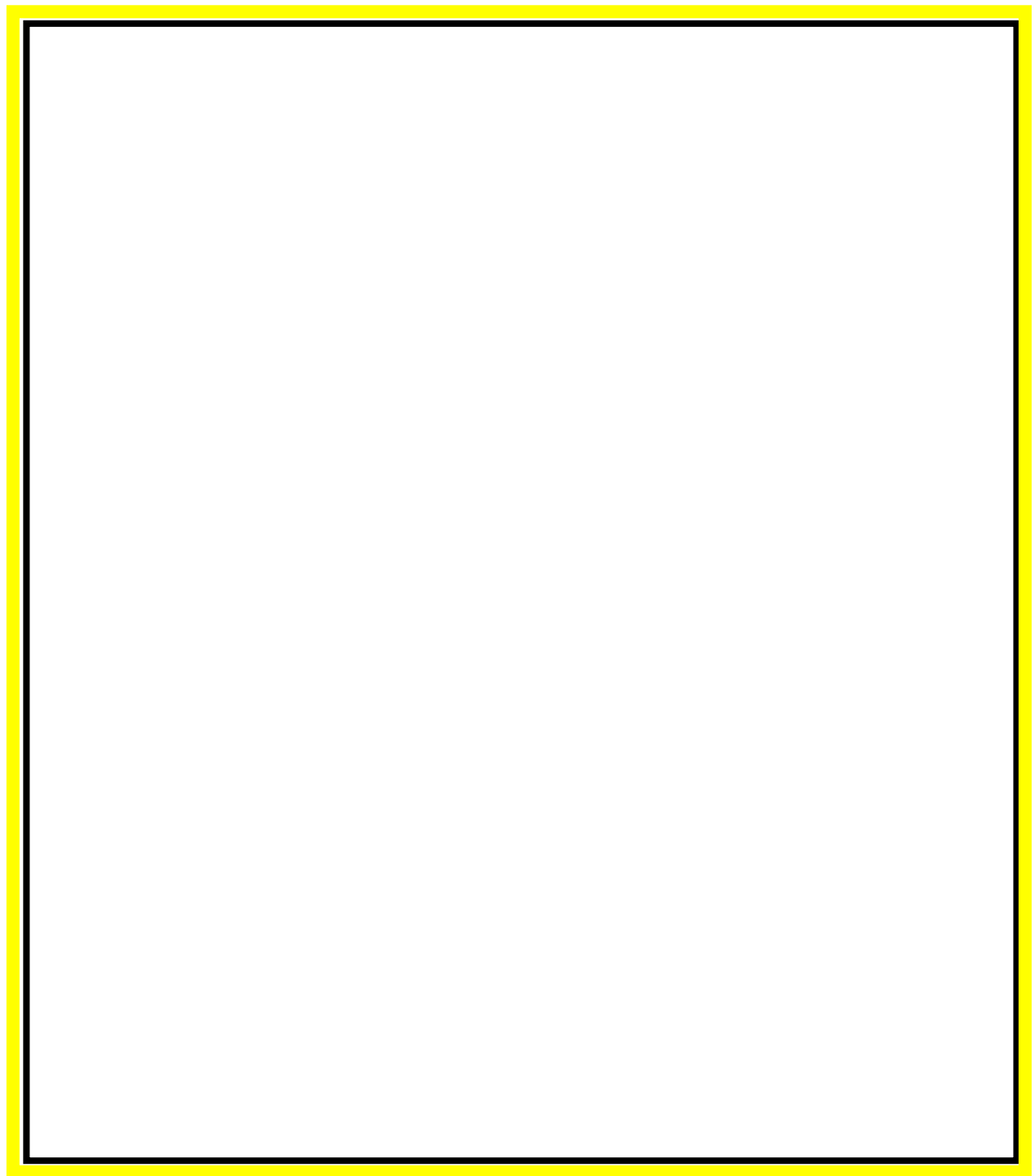
第1. 12-7図 水利の配置図（初期対応における延焼防止処置）



第1. 12-8図 航空機燃料火災への泡消火概要図

		経過時間（分）																				備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200		
手順の項目	要員（数）	▽手順着手判断・指示																					
		可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による 泡消火開始 190分 ▽																					
可搬型代替注水大型 ポンプ、放水砲及び 泡消火薬剤容器（大 型ポンプ用）による 泡消火	重大事故等 対応要員	8	出動準備（南側保管場所への移動を含む）（※1）																			※1:防護具着用、保 管場所への移 動、使用する設 備の準備等	
		6	移動（南側保管場所→S A用海水ビット）（※2）																				
			水中ポンプ設置																				
		2	移動（南側保管場所→放水砲設置箇所）																			※2:ホース敷設距離 及び移動距離に より作業時間が 異なる。	
			放水砲設置、ホース敷設準備																				
		泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）設置																				廃棄物処理建屋南側 を経由するルートで ホース敷設が200m以 内	
		6	ホース敷設（※2）																				移動：5分 ホース敷設：10分 泡消火開始：145分
5	ホース接続																		送水準備		タービン建屋脇を 經由するルートでホ ース敷設が1,000m以 内 移動：10分 ホース敷設：50分 泡消火開始：190分		
																			送水準備				
																			泡消火開始				

第1. 12-9図 航空機燃料火災への泡消火タイムチャート



第 1. 12-10 図 水利の配置及び航空機燃料火災への泡消火に関するホース敷設
ルート図(例)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／4）

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／4）

：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能 か	対応可能な 人数で使用 可能か	備考
大気への放射性物質の拡散抑制	可搬型代替注水 大型ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑦ ⑧	—	—	—	—	—	—
	ホース	新設							
	放水砲	新設							
	S A用海水ピット 取水塔	新設							
	海水引込管	新設							
	S A用海水ピット	新設							
	燃料補給設備	新設							
海洋への放射性物質の拡散抑制	汚濁防止膜	新設	① ③ ④ ⑨	—	—	—	—	—	—
—	—	—	—	初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車	可搬	20 分	9 名	自主対策とする理由は本文参照
					水槽付消防ポンプ自動車	可搬			
					泡消火薬剤容器（消防車用）	可搬			
					消火栓（原水タンク）	常設			
					燃料補給設備	可搬 常設			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／4）

：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能 か	対応可能な 人数で使用 可能か	備考
—	—	—	—	初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車	可搬	20 分	9 名	自主対策とする理由は本文参照
					水槽付消防ポンプ自動車	可搬			
					泡消火薬剤容器（消防車用）	可搬			
					防火水槽	常設			
					燃料補給設備	可搬 常設			
航空機燃料火災への泡消火	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ④ ⑥ ⑦ ⑧	—	—	—	—	—	—
	ホース	新設							
	放水砲	新設							
	泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）	新設							
	S A用海水ピット取水塔	新設							
	海水引込管	新設							
	S A用海水ピット	新設							
	燃料補給設備	新設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／4）

技術的能力審査基準(1.12)	適合方針
<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>炉心の著しい損傷及び格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び汚濁防止膜により、発電所敷地外への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】</p> <p>1 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定する措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p>—</p>
<p>a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷及び格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。</p>
<p>b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。</p>	<p>原子炉建屋に海水を放水することにより発生する放射性物質を含む汚染水を、汚濁防止膜を設置することにより、海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。</p>

放射性物質放出箇所（原子炉建屋の破損口）付近に放水砲を配置するとともに、可搬型代替注水大型ポンプを海水取水箇所（S A用海水ピット）周辺に配備し、水中ポンプにホースを取り付け海水取水箇所へ設置する。

屋外（原子炉建屋周辺，取水箇所（S A用海水ピット）周辺）

1. 12-37

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業性：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。

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

水中ポンプの設置は，クレーン装置により吊り降ろすため容易に設置可能である。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明拡大



水中ポンプ



ホース



ホースの敷設状況



水中ポンプの設置状況



放水砲による放水（直状放射）



放水砲による放水（噴霧放射）



仰角 60° での放水状況（直状放射、ジブクレーン高さ：約 30m）



直状放射した際の到達点での状態

放射性物質拡散抑制手順の作業時間について

1. はじめに

「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」のうち、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制手順については、ホース敷設時間により、短いケースで 145 分、長いケースで 190 分での対応を想定している。

以下にその詳細を説明する。

(1) 全体の作業時間について

図 1 に可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制のタイムチャートを示す。

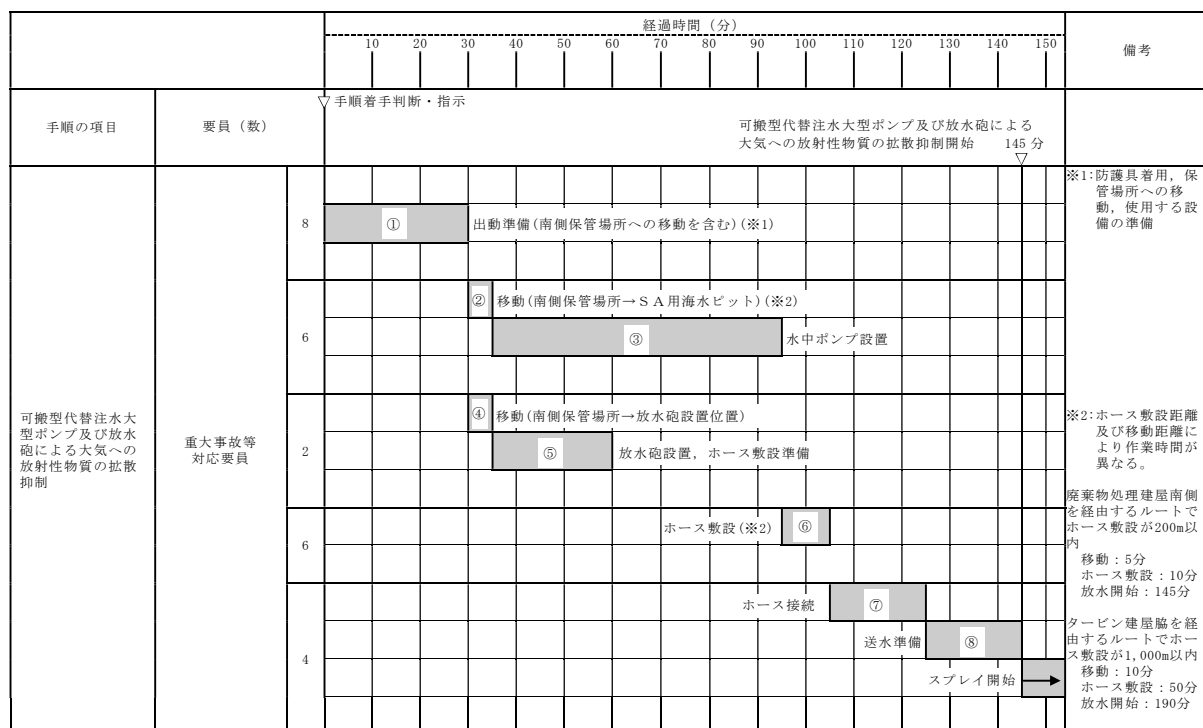


図 1 大気への放射性物質の拡散抑制 タイムチャート（145 分ケース）

図 1 に示す作業の想定時間は表 1 のとおりである。

表 1 個別作業の概要及び想定時間

(ホース敷設距離を最短ルートである 200m※とした場合)

	作業名	想定時間	備考
①	出動準備	30 分	a. 防護具着用：13 分（訓練実績） b. 緊急時対策所から南側保管場所までの移動距離は約 300m で、徒歩での移動速度を 4km/h と想定している。 $0.3\text{km} \div 4\text{km/h} = 4.5 \text{ 分} \div 5 \text{ 分}$ c. 車両使用前点検：10 分（想定） $a + b + c = 28 \text{ 分} \div 30 \text{ 分}$
②	移動	5 分	南側保管場所から廃棄物処理建屋南側を経由して取水箇所（S A用海水ピット）までの移動距離は約 700m で、車両の移動速度は 10km/h と想定している。 $0.7\text{km} \div 10\text{km/h} = 4.2 \text{ 分} \div 5 \text{ 分}$ 移動する車両は 2 台 ・可搬型代替注水大型ポンプ：1 台 ・大型ポンプ用送水ホース運搬車：1 台
③	水中ポンプ設置	60 分 (6 名)	6 名の作業内容 図 2 水中ポンプ設置のタイムチャート参照
④	移動	5 分	南側保管場所から放水砲設置位置（原子炉建屋南側）までの移動距離は約 500m で、車両の移動速度は 10km/h と想定している。 $0.5\text{km} \div 10\text{km/h} = 3 \text{ 分} \div 5 \text{ 分}$ 移動する車両は 1 台 ・放水砲／泡消火薬剤運搬車：1 台
⑤	放水砲設置， ホース敷設準備	25 分 (2 名)	a. 放水砲設置：5 分（訓練実績） b. 放水砲設置位置から取水箇所までの移動距離は約 200m で、車両の移動速度は 10km/h と想定している。 $0.2\text{km} \div 10\text{km/h} = 1.2 \text{ 分} \div 5 \text{ 分}$ c. ホース敷設準備：5 分（訓練実績） $a + b + c = 15 \text{ 分}$ a, c の作業については過度な気象条件下での作業効率低下（20%）をそれぞれ考慮し $a' : 5 \text{ 分} \times 1.2 = 6 \text{ 分} \div 10 \text{ 分}$ $c' : 5 \text{ 分} \times 1.2 = 6 \text{ 分} \div 10 \text{ 分}$ よって、 $a' + b + c' = 25 \text{ 分}$
⑥	ホース敷設	10 分 (6 名) [200m 分]	6 名の内訳 ・指揮者：1 名 ・ホース運搬車両運転：1 名 ・ホース敷設：4 名（ホースの敷設状況（ねじれ等のないこと等）の確認・調整） ホース敷設の訓練実績：100m/5 分 身体的に負担の掛かる作業ではないため、過度な気象条件下での作業効率低下（20%）は考慮しない。 $200\text{m} \div (100\text{m} / 5 \text{ 分}) = 10 \text{ 分}$
⑦	ホース接続	20 分 (4 名)	ホース接続の訓練実績：15 分 過度な気象条件下での作業効率低下（20%）を考慮し， $15 \text{ 分} \times 1.2 = 18 \text{ 分} \div 20 \text{ 分}$
⑧	送水準備	20 分 (4 名)	訓練実績より a. ホース接続確認：10 分 b. ホース水張り：10 分 身体的に負担の掛かる作業ではないため，過度な気象条件下での作業効率低下（20%）は考慮しない。 $a + b = 20 \text{ 分}$

※：最短ルート（200m）は，水源を S A用海水ピット，放水砲設置位置を原子炉建屋南側エリアとし，廃棄物処理建屋南側を経由した場合の敷設距離

項目		対応要員	経過時間（分）					
			10	20	30	40	50	60
水中ポンプ設置	ポンプ車の準備（取水ホース用意，吸込側ホース架台設置，クレーン準備等）（※1）	A, B, C, D, E, F						
	水中ポンプ引出（1 個目）（※2）	A, B, C						
	S A 用海水ピット蓋開放（1 個目）	D, E, F						
	水中ポンプ投入（1 個目）（※3）	A, B, C, D, E, F						
	水中ポンプ引出（2 個目）（※2）	A, B, C						
	S A 用海水ピット蓋開放（2 個目）	D, E, F						
	水中ポンプ投入（2 個目）（※3）	A, B, C, D, E, F						

※1：ポンプ車の準備：5 分（訓練実績）

過度な気象条件下での作業効率低下（20%）を考慮し， $5 \text{ 分} \times 1.2 = 6 \text{ 分} \approx 10 \text{ 分}$

※2：水中ポンプ引出：10 分（訓練実績）

過度な気象条件下での作業効率低下（20%）を考慮し， $10 \text{ 分} \times 1.2 = 12 \text{ 分} \approx 15 \text{ 分}$

※3：水中ポンプ投入：5 分（訓練実績）

過度な気象条件下での作業効率低下（20%）を考慮し， $5 \text{ 分} \times 1.2 = 6 \text{ 分} \approx 10 \text{ 分}$

よって，水中ポンプ設置作業は，訓練実績では 5 分 + 10 分 + 5 分 + 10 分 + 5 分 = 35 分で実施可能であるが，過度な気象条件下での作業効率低下を考慮し，保守的に，60 分と想定している。

図 2 水中ポンプ設置のタイムチャート

以上のとおり作業時間を想定しており，表 1 に示す①～⑧作業（④，⑤は除く※）の合計 145 分と想定している。

※：④と⑤の作業は，図 1 のとおり，②と③の作業と並行で実施するため合計時間に影響しない。

可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制手順については，敷設するホースの長さにより作業時間が 145 分～190 分となる。

この点について以下に説明する。

ホースは運搬車両 1 台につき，600m 分積載することができる。可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制では，このホースを 2 条引きにして敷設することから，運搬車両 1 台分で 300m のホース敷設ができる。

ホース敷設に要する時間は、今までの訓練実績より、100m 分の敷設に 5 分の作業時間を想定している。

防潮堤内の海水取水箇所から原子炉建屋周辺の放水砲設置位置までのホース敷設距離は、複数ルートを想定すると約 200m～約 1,000m であり、ホース敷設に要する時間は 10 分（200m 以内）から 50 分（1,000m 以内）となる。

（図 3 参照）

ホース敷設ルートは、そのときの現場の状況で敷設に支障がない場合は、敷設時間が短くなるルートを選択することとしており、実際に要する時間としては 145 分が基本ケースとなる。

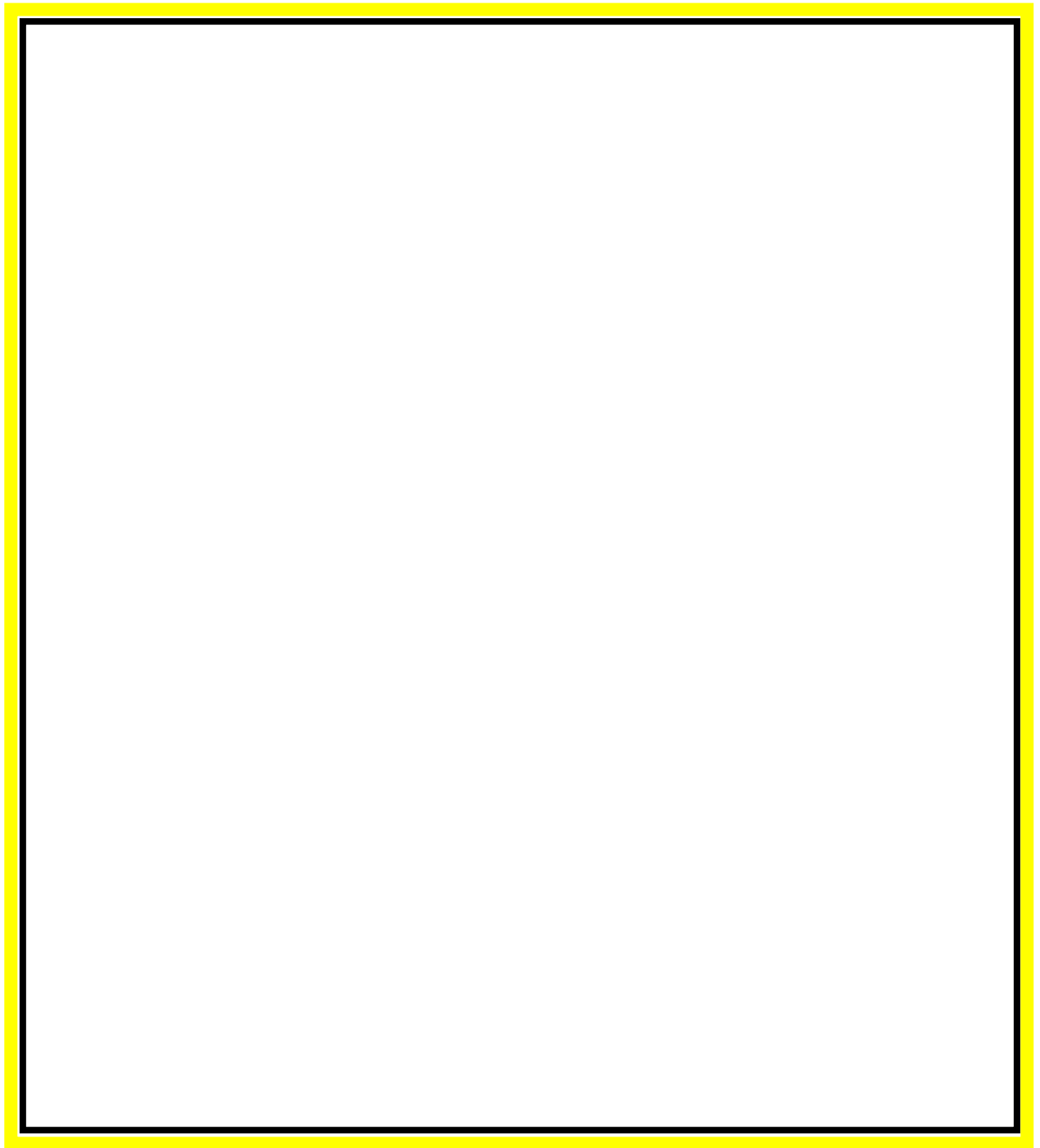


図 3 海水取水箇所と放水砲設置位置間のホース敷設ルート

具体的には、ホース敷設距離が長い場合（約 1,000m の場合）、全体の作業時間は 190 分となる。（図 4）

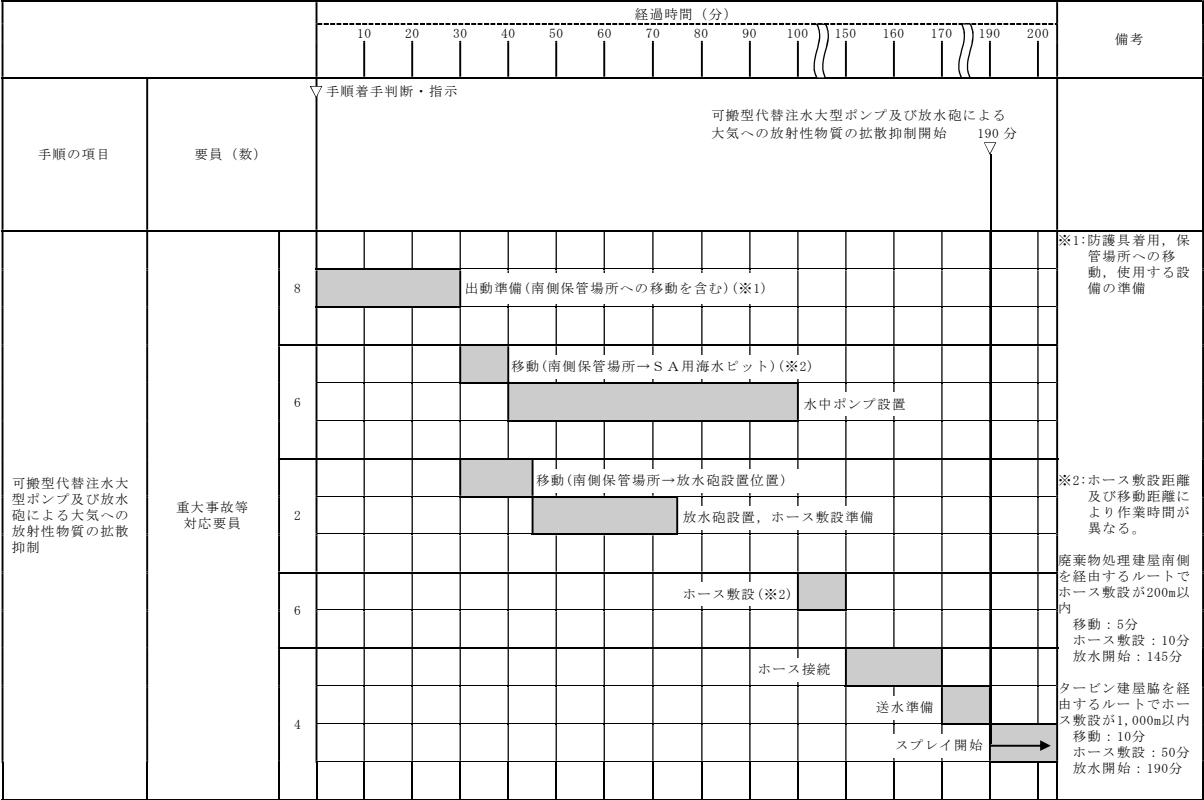


図 4 タイムチャート（ホース敷設距離が約 1,000m のケース）

※第 1.12-2 図と同じタイムチャートである。

(2) 今後の作業時間短縮に向けた取り組みについて

現在は本作業にかかる時間を 145 分としているが、今後も

- ・実設備での訓練の習熟による作業時間の短縮
- ・水中ポンプの現場での実証。(東海港で類似のポンプを利用した訓練を繰り返しているが、S A用海水ピットへの設置を想定した場合、水中ポンプ投入箇所の全周に要員を配置できることから、作業効率が上がり、時間短縮が期待できる。)
- ・ホース接続工具の見直し(汎用工具から専用工具へ見直し)によるホース接続時間の短縮。

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

(3) 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の作業時間と成立性について

可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質拡散抑制の手順は、有効性評価で想定する作業がないことから有効性評価への影響はない。

また、「技術的能力 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順」の準備手順着手の判断基準として、「炉心損傷を判断^{※1}した場合において、原子炉注水を高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量等により確認できない場合。」としていることから、放射性物質拡散抑制開始に余裕をもって準備に着手する手順としている。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故におけ

る原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上とな

った場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原
子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

放水砲の設置位置及び使用方法等について

1. 放水砲による具体的なプラント事故対応

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

a. 放水砲の使用の判断

次のいずれかに該当する場合又はそのおそれがある場合は，放水砲を使用する。

- ・ 格納容器への注水及びスプレーが低圧代替注水系格納容器スプレー流量，**低圧代替注水系格納容器下部注水流量**により確認できず，ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力の上昇が確認され，格納容器の破損のおそれがあると判断した場合。
- ・ 原子炉建屋天井付近の水素濃度が 3.0%を超えていることにより原子炉建屋トップベントを開放する場合。
- ・ 代替燃料プール注水系による使用済燃料プールスプレーができない場合。
- ・ プラントの異常により，モニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合。
- ・ 航空機燃料火災が発生した場合。

b. 放水砲の設置位置の判断

放水砲の設置位置として，大気への放射性物質の拡散抑制の場合はあらかじめ設置位置候補を複数想定しているが，現場からの情報（風向

き、損傷位置（高さ、方位）等を勘案し、災害対策本部長が総合的に判断して、適切な位置からの放水を重大事故等対応要員へ指示する。

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

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

前述のとおり、放水砲は状況に応じて適切な場所に設置する。原子炉建屋中心から約 80m の範囲内に放水砲を仰角 60° 以上（泡消火放水の場合は、原子炉建屋中心から約 50m の範囲内に放水砲を仰角 70° 以上）で設置すれば、原子炉建屋トップ（屋根トラス）まで放水することができることから、格納容器又は使用済燃料プールへの放水は十分に可能である。

また、海水取水箇所については複数箇所を想定するとともに、ホースの敷設ルートについても、その時の被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数の敷設ルートを確保し、複数のアクセスルートを想定した手順及び設備構成とする。

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

2. 放水砲の設置位置について

(1) 海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合

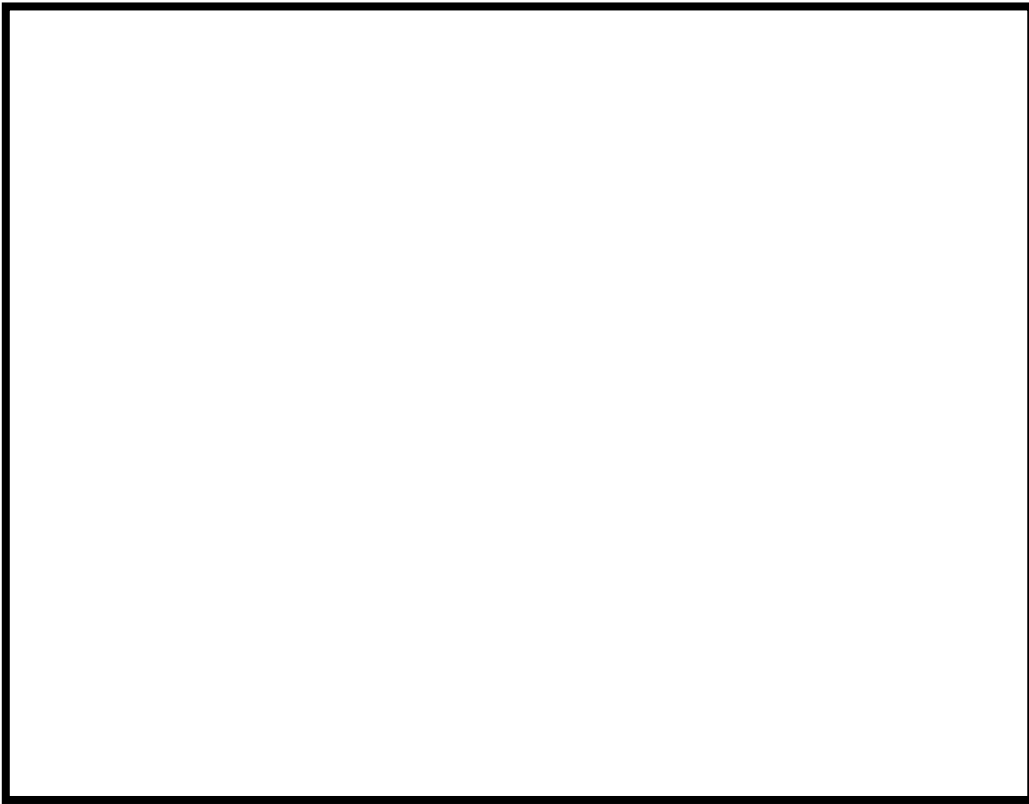


図 1 射程と射高の関係（海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合）



(2) 泡消火放水（航空機燃料火災）の場合



図 2 射程と射高の関係（泡消火放水（航空機燃料火災）の場合）



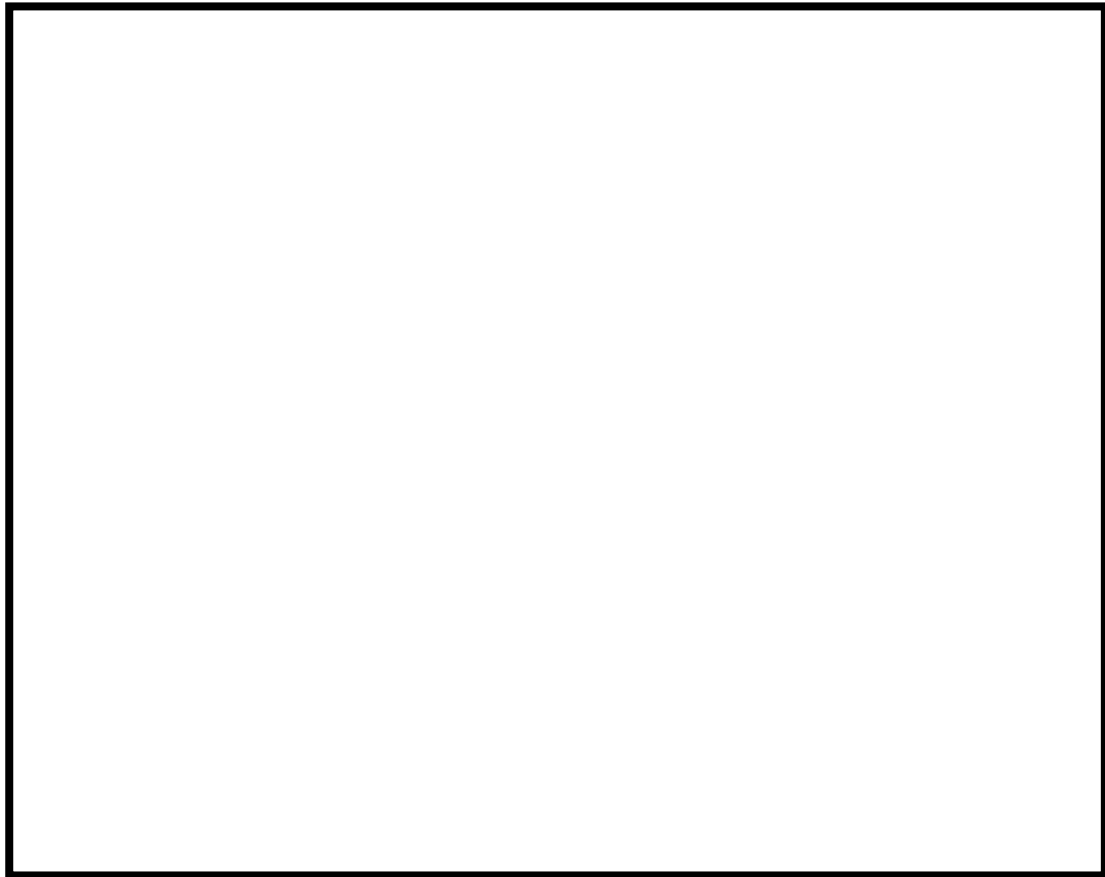


図 3 放水砲設置位置

3. 放水砲の放射方法について

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

放射性プルーム放出時には、放水砲により放水した水により、放射性プルームに含まれる微粒子状の放射性物質が除去されることが期待できるが、微粒子状の放射性物質の粒子径は、 $0.1\mu\text{m}\sim 0.5\mu\text{m}$ と考えられ、この粒子径の微粒子の水滴による除去機構は、水滴と微粒子の慣性衝突作用（水滴径 $0.3\text{mm}\phi$ 前後で最も衝突作用が大きくなる）によるものであり、噴霧放射を活用することで、その衝突作用に期待できる。また、水滴と微粒子の相対速

度を大きくし、水の流量を大きくすることで、除去効果の増大が期待できる。

従って、プルーム放出時の放水砲の放射方法としては、以下のとおりとする。

- (1) 原子炉建屋（格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所が確認できる場合

原子炉建屋損壊部に向けて放水し、噴射ノズルを調整することにより噴霧放射で損壊箇所を最大限覆うことができるように放射する。

- (2) 原子炉建屋（格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所が不明な場合

原子炉建屋の中央に向けて放水する。

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



全景



到達点での状態

図 4 直状放射による放水（放水訓練）

汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制

1. 操作概要

重大事故等により，炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至った場合，又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，大気への放射性物質の拡散抑制を行う際，放射性物質を含む汚染水が流出する雨水排水路集水桝-1～10（計 10 箇所）に，汚濁防止膜を 2 重に設置する。

2. 作業場所

屋外（汚濁防止膜保管場所及び雨水排水路集水桝-1～10）

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 5 名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間：要求はない

所要時間目安 : 485 分（2 重）

（当該設備は，配備未完のため実績時間なし）

4. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業性：汚濁防止膜の運搬，積み降ろし作業には汚濁防止膜運搬車を使用することで，重量物である汚濁防止膜を効率的に運搬できる。

汚濁防止膜の設置準備は，カーテン部を結束しているロープを外し，両端に固定用ロープを接続するだけの作業であり，容易に準備可能である。また，汚濁防止膜設置も陸上から人力による牽引で展開する容易な作業である。

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

連絡手段：衛星電話設備(固定型，携帯型)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，PHS端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）による延焼防止処置

1. 操作概要

航空機燃料火災状況を確認し，安全距離を確保した場所に化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）を配置し，取水箇所（消火栓（原水タンク）又は防火水槽）から吸水する。続いて化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を起動し，初期対応における延焼防止処置を実施する。

2. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺，取水箇所（消火栓（原水タンク）又は防火水槽）周辺）

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数	: 9 名（自衛消防隊）
所要時間目安	: 20 分

4. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

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

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

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。



化学消防自動車



射程と射高の関係

可搬型代替注水大型ポンプ，放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火

1. 操作概要

航空機燃料火災に対する泡消火を行える場所に放水砲を配置するとともに，可搬型代替注水大型ポンプを海水取水箇所（S A用海水ピット）周辺に配備し，水中ポンプにホースを取り付け海水取水箇所へ設置する。

泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）を可搬型代替注水大型ポンプに接続し，可搬型代替注水大型ポンプから放水砲まで送水するためのホース等を設置し，接続する。可搬型代替注水大型ポンプの水中ポンプを起動し，海水取水箇所から可搬型代替注水大型ポンプに送水する。続いて可搬型代替注水大型ポンプを起動し，放水砲へ送水し放水砲操作により火災発生場所へ向けて泡消火を開始する。

2. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺，海水取水箇所（S A用海水ピット）周辺）

3. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 8 名（重大事故等対応要員）

有効性評価で想定する時間 : 要求はない

所要時間目安 : 190 分（ホース約 1,000m を敷設した場合の時間であり，敷設長さによって変わる）
（当該設備は，配備未完のため実績時間なし）

4. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

作業性：可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。

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

連絡手段：衛星電話設備(固定型，携帯型)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，PHS端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

判断基準の解釈一覧

手順			判断基準記載内容	解釈
1. 12. 2. 1 炉心の著しい損傷及び格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等	(1) 大気への放射性物質の拡散抑制		原子炉注水を高圧代替注水系系統流量，低圧代替注水系原子炉注水流量等により確認できない場合	原子炉注水を高圧代替注水系系統流量，低圧代替注水系原子炉注水流量等，代替循環冷却系原子炉注水流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレー系系統流量，残留熱除去系系統流量，低圧炉心スプレー系系統流量により確認できない場合
			使用済燃料プールの水位が低下した場合において，使用済燃料プール注水を使用済燃料プール水位・温度（S A広域），使用済燃料プール監視カメラ等により確認でいない場合	使用済燃料プールの水位が低下した場合において，使用済燃料プール注水を使用済燃料プール水位・温度（S A広域），使用済燃料プール温度（S A），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（項レンジ・低レンジ），使用済燃料プール監視カメラにより確認でいない場合
			大型航空機の衝突など，原子炉建屋外観で大きな損傷を確認した場合	大型航空機の衝突など，原子炉建屋外観で大きな損傷を確認した場合

操作手順の解釈一覧（1／2）

手順			操作手順記載内容	解釈
1. 12. 2. 1 炉心の著しい損傷及び格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等	(1) 大気への放射性物質の拡散抑制		格納容器への注水及びスプレイが低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量により確認できず、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力の上昇が確認され、格納容器の破損のおそれがある場合	格納容器への注水及びスプレイが低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量により確認できず、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力の上昇が確認され、格納容器の破損のおそれがある場合
			原子炉建屋天井付近の水素濃度が3.0%を超えていることにより原子炉建屋トップベントを開放する場合	原子炉建屋天井付近の水素濃度が3.0%を超えていることにより原子炉建屋トップベントを開放する場合

操作手順の解釈一覧（2／2）

手順			操作手順記載内容	解釈
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び格納容器の破損時又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等	(1) 大気への放射性物質の拡散抑制		代替燃料プール注水系による使用済燃料プールのスプレイができない場合	代替燃料プール注水系による使用済燃料プールのスプレイができない場合
			モニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合	原子炉建屋からの放射性物質の漏えいが懸念される。

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

目 次

1.13.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 水源を利用した対応手段及び設備

(a) 代替淡水貯槽を水源とした対応手段及び設備

(b) サプレッション・プールを水源とした対応手段及び設備

(c) 淡水貯水池を水源とした対応手段及び設備

(d) ろ過水貯蔵タンク、多目的タンクを水源とした対応手段及び設備

(e) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手段及び設備

(f) 淡水タンクを水源とした対応手段及び設備

(g) 海を水源とした対応手段及び設備

(h) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段及び設備

(i) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 水源へ水を補給するための対応手段及び設備

(a) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手段及び設備

(b) 淡水貯水池へ水を補給するための対応手段及び設備

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 水源の切替え

(a) サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの切替え

(b) 淡水から海水への切替え

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

d. 手順等

1.13.2 重大事故等発生時の手順

1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順

(1) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）

- a. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水
- b. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却
- c. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水
- d. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水
- e. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

(2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）

- a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
- b. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水
- c. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却
- d. 代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給
- e. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水
- f. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水
- g. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

(3) サプレッション・プールを水源とした対応手順

- a. サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水
- b. サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水
- c. サプレッション・プールを水源とした格納容器内の冷却

d. サプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器及び格納容器の
冷却

(4) 淡水貯水池を水源とした対応手順

a. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

b. 淡水貯水池を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉
圧力容器への注水

c. 淡水貯水池を水源とした格納容器内の冷却

d. 淡水貯水池を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

e. 淡水貯水池を水源とした格納容器下部への注水

f. 淡水貯水池を水源とした格納容器頂部への注水

g. 淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

(5) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手順

a. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バ
ウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

b. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器内の冷却

c. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器下部への注
水

d. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへ
の注水

(6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順

a. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原
子炉圧力容器への注水

b. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原
子炉圧力容器への注水

c. 復水貯蔵タンクを水源とした格納容器内の冷却

d. 復水貯蔵タンクを水源とした格納容器下部への注水

e. 復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水

(7) 淡水タンクを水源とした対応手順

a. 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

b. 淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

(8) 海を水源とした対応手順

a. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

b. 海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

c. 海を水源とした格納容器内の冷却

d. 海を水源とした格納容器下部への注水

e. 海を水源とした格納容器頂部への注水

f. 海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

g. 海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送

h. 海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制

i. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火

j. 海を水源とした非常用ディーゼル（高圧炉心スプレイ系を含む）発電機用海水系への代替送水

k. 海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

(9) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順

a. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入

1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順

(1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手段

a. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）

(2) 淡水貯水池へ水を補給するための対応手段

a. 淡水貯水池 B (A) から淡水貯水池 A (B) への補給

b. 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給 (淡水／海水)

1. 13. 2. 3 水源を切替えるための対応手順

(1) サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源の切替え

a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

b. 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水

(2) 淡水から海水への切替え

1. 13. 2. 4 その他の手順項目について考慮する手順

1. 13. 2. 5 重大事故等発生時の対応手段の選択

添付資料 1. 13. 1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1. 13. 2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1. 13. 3 重大事故等対処設備（設計基準拡張設備含む）及び自主対策設備仕様

添付資料 1. 13. 4 重大事故対策の成立性

1. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
2. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
3. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水
4. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給
5. 淡水貯水池 B (A) から淡水貯水池 A (B) への補給
6. 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給

添付資料 1. 13. 5 水源から必要な箇所への給水経路

添付資料 1. 13. 6 解釈一覧

1. 操作手順の解釈一覧

添付資料 1.13.7 手順のリンク先について

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。
 - b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。
 - c) 海を水源として利用できること。
 - d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。
 - e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。
 - f) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。

設計基準事故の収束に必要な水源は、サプレッション・プールである。重大

事故等が発生した場合において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を整備している。ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.13.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

原子炉圧力容器への注水が必要な場合に、設計基準事故の収束に必要な水源として、サプレッション・プールを設置する。

格納容器内の冷却が必要な場合に、設計基準事故の収束に必要な水源として、サプレッション・プールを設置する。

これらの設計基準事故の収束に必要な水源が枯渇又は破損した場合は、その機能を代替するために、各水源が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第 1.13-1 図）。

また、原子炉圧力容器へのほう酸水注入、フィルタ装置スクラビング水補給、代替循環冷却系による除熱、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーが必要な場合の対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、設計基準事故対処設備により重大事故等の対応を行うための対応手段と重大事故等対処設備（設計基準拡張）^{※1}及び柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{※2}を選定する。

※1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）：

設計基準対象施設の機能を重大事故等時に期待する設備であって、新たに重大事故等に対処する機能が付加されていない設備。

※2 自主対策設備：

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十六条及び技術基準規則第七十一条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

（添付資料 1.13.1, 1.13.2, 1.13.3）

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、サプレッション・プールの故障を想定する。

これらの水源に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第

1.13-1 表に整理する。

a. 水源を利用した対応手段及び設備

(a) 代替淡水貯槽を水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要な水源として代替淡水貯槽を利用する。

重大事故等時において、サブプレッション・プールを水源として利用できない場合は、代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水，格納容器内の冷却，格納容器下部への注水，格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイを行う手段がある。

また、代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給を行う手段がある。

代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

i．低圧代替注水系（常設）

- ・代替淡水貯槽
- ・常設低圧代替注水系ポンプ

ii．低圧代替注水系（可搬型）

- ・代替淡水貯槽
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

i．代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

- ・代替淡水貯槽
- ・常設低圧代替注水系ポンプ

ii．代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）

- ・代替淡水貯槽
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替淡水貯槽

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- i. 格納容器下部注水系（常設）

- ・代替淡水貯槽

- ・常設低圧代替注水系ポンプ

- ii. 格納容器下部注水系（可搬型）

- ・代替淡水貯槽

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- i. 格納容器頂部注水系（常設）

- ・代替淡水貯槽

- ・常設低圧代替注水系ポンプ

- ii. 格納容器頂部注水系（可搬型）

- ・代替淡水貯槽

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレーで使用する設備は以下のとおり。

- i. 代替燃料プール注水系（常設）

- ・代替淡水貯槽

- ・常設低圧代替注水系ポンプ

- ・常設スプレーヘッダ

- ii. 代替燃料プール注水系（可搬型）

- ・代替淡水貯槽

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

- ・可搬型スプレイノズル

- ・常設スプレイヘッダ

なお、上記代替淡水貯槽を水源とした対応手段は、淡水だけでなく海水を代替淡水貯槽へ供給することにより、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を補給することが可能である。ただし、フィルタ装置スクラビング水補給は淡水のみを利用する。

(b) サプレッション・プールを水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要なとなる水源としてサプレッション・プールを利用する。

重大事故等時において、サプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉圧力容器及び格納容器内の除熱を行う手段がある。

サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・サプレッション・プール

- ・常設高圧代替注水系ポンプ

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ

- ・高圧炉心スプレイ系ポンプ

サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・サプレッション・プール

- ・ 残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ

- ・ 残留熱除去系熱交換器

- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

- ・ 緊急用海水ポンプ

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

サブプレッション・プールを水源とした格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ サプレッション・プール

- ・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系，サブプレッション・プール冷却系）ポンプ

- ・ 残留熱除去系熱交換器

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

- ・ 緊急用海水ポンプ

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

サブプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器及び格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ サプレッション・プール

- ・ 代替循環冷却系ポンプ

- ・ 残留熱除去系熱交換器（A）

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

- ・ 緊急用海水ポンプ

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

(c) 淡水貯水池を水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要な水源として淡水貯水池を利用す

る。

重大事故等時において、サプレッション・プール及び代替淡水貯槽を水源として利用できない場合は、淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、フィルタ装置スクラビング水補給、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーを行う手段がある。

淡水貯水池を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 淡水貯水池 A
- ・ 淡水貯水池 B
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

淡水貯水池を水源とした格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 淡水貯水池 A
- ・ 淡水貯水池 B
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

淡水貯水池を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 淡水貯水池 A
- ・ 淡水貯水池 B
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

淡水貯水池を水源とした格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 淡水貯水池 A
- ・ 淡水貯水池 B

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

淡水貯水池を水源とした格納容器頂部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・淡水貯水池 A

- ・淡水貯水池 B

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレーで使用する設備は以下のとおり。

- ・淡水貯水池 A

- ・淡水貯水池 B

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

- ・可搬型スプレーノズル

- ・常設スプレーヘッダ

なお、上記淡水貯水池を水源とした対応手段は、淡水だけでなく海水を淡水貯水池へ供給することにより、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を補給することが可能である。ただし、フィルタ装置スクラビング水補給は淡水のみを利用する。

(d) ろ過水貯蔵タンク、多目的タンクを水源とした対応手段及び設備
重大事故等の収束に必要なとなる水源としてろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを利用する。

重大事故等時において、サプレッション・プール及び代替淡水貯槽を水源として利用できない場合は、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手段がある。

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ろ過水貯蔵タンク
- ・多目的タンク
- ・電動駆動消火ポンプ
- ・ディーゼル駆動消火ポンプ

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ろ過水貯蔵タンク
- ・多目的タンク
- ・電動駆動消火ポンプ
- ・ディーゼル駆動消火ポンプ

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ろ過水貯蔵タンク
- ・多目的タンク
- ・ディーゼル駆動消火ポンプ

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ろ過水貯蔵タンク
- ・多目的タンク
- ・電動駆動消火ポンプ
- ・ディーゼル駆動消火ポンプ

(e) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要な水源として復水貯蔵タンクを利用する。

重大事故等時において、サプレッション・プール及び代替淡水貯槽を水源として利用できない場合は、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手段がある。

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・ 制御棒駆動水ポンプ

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 復水移送ポンプ

復水貯蔵タンクを水源とした格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 復水移送ポンプ

復水貯蔵タンクを水源とした格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 復水移送ポンプ

復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水で使用する

る設備は以下のとおり。

- ・復水貯蔵タンク

- ・復水移送ポンプ

(f) 淡水タンクを水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要となる水源として淡水タンクを利用する。

重大事故等時において、フィルタ装置スクラビング水に補給を行う手段がある。

淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・淡水タンク※1

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

※1 淡水タンク：多目的タンク、ろ過水貯蔵タンク、原水タンク及び純水貯蔵タンクを示す。

(g) 海を水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要となる水源として海を利用する。

重大事故等時において、サプレッション・プール及び代替淡水貯槽を水源として利用できない場合には、海を水源として可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーを行う手段がある。

また、重大事故等が発生した場合は、海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送、大気への放射物質の拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火、非常用ディーゼル（高圧炉心スプレー系を含む）発電機用海水系への代替送水及び代替燃料プール冷却系に

よる使用済燃料プール冷却を行う手段がある。

海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

海を水源とした格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

海を水源とした格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

海を水源とした格納容器頂部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレーで使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

- ・可搬型スプレーノズル

- ・常設スプレーヘッダ

海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送で使用する設備は以下のとおり。

i. 緊急用海水系

- ・緊急用海水ポンプ

- ・残留熱除去系熱交換器

ii. 代替残留熱除去系海水系

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

- ・ 残留熱除去系熱交換器

海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 放水砲

海を水源とした航空機燃料火災への泡消火で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 放水砲

海を水源とした非常用ディーゼル（高圧炉心スプレイ系を含む）発電機用海水系への代替送水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ D／G 2 C
- ・ D／G 2 D
- ・ H P C S D／G

海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 代替燃料プール冷却系ポンプ
- ・ 代替燃料プール冷却系熱交換器
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

(h) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要な水源としてほう酸水貯蔵タンクを利用する。

重大事故等が発生した場合は、ほう酸水貯蔵タンクを水源とした

原子炉圧力容器へのほう酸水注入を行う手段がある。

ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注
水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水貯蔵タンク
- ・ほう酸水注入ポンプ

(i) 重大事故等対処設備と自主対策設備

上記水源のうち、代替淡水貯槽、サプレッション・プール及びほう酸水貯蔵タンクは、重大事故等対処設備として位置づける。

淡水貯水池 2 基は本条文【解釈】1 b) 項を満足するための代替
淡水源（措置）として位置づける。また、淡水タンクを自主対策設
備の代替淡水源として位置づける。

また、水源を利用した対応手段で使用する設備の整理について
は、各条文の整理と同様である。

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

(添付資料 1.13.1)

以上の重大事故等対処設備及び代替淡水源により、重大事故等の
収束に必要な十分な量の水を確保することができる。

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

- ・ろ過水貯蔵タンク, 多目的タンク

水を移送する設備である消火系を含め耐震 S クラスではなく
S_s機能維持を担保できないが、重大事故等へ対処するために消
火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、

重大事故等の収束に必要な水を確保する手段として有効である。

・復水貯蔵タンク

耐震 S クラスではなく S_s機能維持を担保できないが、原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時の 高圧代替注水系、原子炉隔離時冷却系及び制御棒駆動水压系の運転に必要な水源並びに原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時の補給水系の運転に必要な水源として、重大事故等の収束に必要な水を確保する手段として有効である。

・淡水タンク（多目的タンク、ろ過水貯蔵タンク、原水タンク及び純水貯蔵タンク）

耐震 S クラスではなく S_s機能維持を担保できないが、重大事故等の収束に必要なフィルタ装置スクラビング水を補給する手段としては有効である。

b. 水源へ水を補給するための対応手段及び設備

(a) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要な水源である代替淡水貯槽への補給は、可搬型代替注水大型ポンプにて実施する。

なお、可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給は、淡水貯水池からの淡水を使用する手段だけでなく、淡水タンクから可搬型代替注水大型ポンプを用いて淡水を補給する手段及び海から可搬型代替注水大型ポンプを用いて補給する手段もある。

i. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

淡水又は海水を利用した代替淡水貯槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・淡水貯水池 A
- ・淡水貯水池 B
- ・淡水タンク※¹

※1 淡水タンク：多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンクを示す。

(b) 淡水貯水池へ水を補給するための対応手段及び設備

重大事故等の収束に必要となる水源である淡水貯水池への補給は，他系列の淡水貯水池の淡水を補給する手段がある。

また，可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給は，淡水タンクから可搬型代替注水大型ポンプを用いて淡水を補給する手段及び海から可搬型代替注水大型ポンプを用いて補給する手段もある。

i．淡水貯水池 B（A）から淡水貯水池 A（B）への補給

淡水貯水池 B（A）から淡水貯水池 A（B）への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・淡水貯水池 A
- ・淡水貯水池 B

ii．可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給

淡水タンク又は海水を利用した淡水貯水池への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・淡水タンク※¹

※1 淡水タンク：多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンクを示す。

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

代替淡水貯槽への補給で使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等対処設備として位置づける。

淡水貯水池への補給で使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等対処設備として位置づける。

淡水貯水池 2 基は本条文【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置づける。また、淡水タンクを自主対策設備の代替淡水源として位置づける。

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

(添付資料 1.13.1)

以上の重大事故等対処設備及び代替淡水源により、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することができる。

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

- ・淡水タンク（多目的タンク、ろ過水貯蔵タンク、原水タンク及び純水貯蔵タンク）

耐震 S クラスではなく S_s機能維持を担保できないが、補給に必要な水量が確保できない場合があるが、重大事故等の収束に必要な水を代替淡水貯槽又は淡水貯水池へ補給する手段としては有効である。

c. 水源の切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、各水源への補給手段を整備しているが、補給が不可能な場合には水源を

切替えて水の供給を行う手段がある。

(a) サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの切替え

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源は、サプレッション・プールであるが、サプレッション・プールの枯渇、破損又水温上昇等により使用できない場合で、復水貯蔵タンク（自主設備）が使用可能であれば水源を切替える手段がある。

なお、水源の切替えは、運転中の原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を停止することなく水源を切替えることが可能である。

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ サプレッション・プール

原子炉隔離時冷却系の水源切替え手順については、

「1. 13. 2. 3(1)a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水」、高圧炉心スプレイ系の水源切替え手順については、

「1. 13. 2. 3(1)b. 高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水」にて整備する。

(b) 淡水から海水への切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給には淡水を優先して使用する。代替淡水貯槽、淡水貯水池及び淡水タンクの枯渇等により、淡水の供給が継続できないおそれがある場合は、海水の供給に切替える。

なお、淡水タンクは、通常連絡弁を開とする多目的タンク及びろ

ろ過水貯蔵タンクを優先し、タンク水位を監視しながら原水タンク及び純水貯蔵タンクの連絡弁を開にする。

代替淡水貯槽より、重大事故等の収束に必要な水の供給を行っている場合は、水の供給が中断することなく淡水から海水への切替えが可能である。

また、淡水貯水池より重大事故等の収束に必要な水の供給を行っている場合は、あらかじめ可搬型代替注水大型ポンプの水源切替え準備をすることにより速やかに淡水から海水への切替えが可能である。

代替淡水貯槽へ補給する水源の切替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・淡水貯水池 A
- ・淡水貯水池 B
- ・淡水タンク※¹

※1 淡水タンク：多目的タンク、ろ過水貯蔵タンク、原水タンク及び純水貯蔵タンクを示す。

淡水貯水池へ補給する水源の切替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・淡水タンク※¹

※1 淡水タンク：多目的タンク、ろ過水貯蔵タンク、原水タンク及び純水貯蔵タンクを示す。

代替淡水貯槽への可搬型代替注水大型ポンプによる淡水及び海水補給は、「1.13.2.2(1)a. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水

貯槽への補給（淡水／海水）」の手順で整備する。淡水貯水池への他系列の淡水貯水池からの淡水補給は、「1. 13. 2. 2(2) a. 淡水貯水池 B (A) から淡水貯水池 A (B) への補給」にて、淡水貯水池への可搬型代替注水大型ポンプによる淡水及び海水補給は、「1. 13. 2. 2(2) b. 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給（淡水／海水）」の手順で整備する。

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの切替えで使用する設備のうち、サプレッション・プールは重大事故対処設備として位置づける。また、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系は重大事故対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

淡水から海水への切替えで使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等対処設備として位置づける。

淡水貯水池 2 基は本条文【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置づける。また、淡水タンクを自主対策設備の代替淡水源として位置づける。

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

(添付資料 1. 13. 1)

以上の重大事故等対処設備及び代替淡水源により、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保することができる。

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

- ・ 復水貯蔵タンク

耐震 S クラスではなく S_s機能維持を担保できないが、復水貯蔵タンクが使用可能であれば原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源として有効である。

- ・淡水タンク（多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンク）

耐震 S クラスではなく S_s機能維持を担保できないが，補給に必要な水量が確保できない場合があるが，重大事故等の収束に必要な水を代替淡水貯槽又は淡水貯水池へ補給する手段としては有効である。

d. 手順等

上記「a. 水源を利用した対応手段及び設備」，「b. 水源へ水を補給するための対応手段及び設備」及び「c. 水源の切替え」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員等^{※1}及び重大事故等対応要員の対応として「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」，「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」及び「重大事故等対策要領」に定める（第 1.13-1 表）。

また，事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整理する（第 1.13-2 表，第 1.13-3 表）。

※1 運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。

（添付資料 1.13.2）

1.13.2 重大事故等発生時の手順

1.13.2.1 水源を利用した対応手順

(1) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）

重大事故等が発生した場合において、代替淡水貯槽を水源として原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイへの注水を行う手順を整備する。

a. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、低圧代替注水系（常設）がある。

(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水機能が喪失した場合において、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手段は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手段と同時並行で準備を開始する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、低圧代替注水系（常設）の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、原子炉圧力容器への注水を開始する。

リンク先【1.4.2.2(1)a.(a)】

① 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

② 操作手順

常設の原子炉压力容器への注水設備の注水機能喪失時の低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水手順については、「1.4.2.2(1)a.(a)低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

原子炉運転中において、上記の中央制御室対応を運転員等 2 名にて実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉注水開始まで 9 分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、原子炉運転停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等 1 名により実施する。

(b) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉压力容器を破損し原子炉压力容器下部へ落下した場合、格納容器下部注水系によりペデスタル（ドライウェル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉压力容器内に溶融炉心が残存した場合は、低圧代替注水により原子炉压力容器内へ注水することで残存溶融炉心を冷却し、原子炉压力容器から格納容器内への放熱量を抑制する。

リンク先【1.4.2.2(3)a.(a)】

① 手順着手の判断基準

原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉压力容器の破損を判断し、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧

炉心スプレイ系による原子炉圧力容器内への注水が出来ない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇、格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

② 操作手順

残存溶融炉心の冷却のための低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.2(3)a.(a)低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等2名にて実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器内への注水開始まで9分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(c) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）

炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ溶融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器への注水により原子炉圧力容器の破損防止又は遅延を図る。

リンク先【1.8.2.2(1)c.】

① 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断^{※1}し、原子炉冷却材圧

力バウンダリが低圧の場合で、給水系、復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉压力容器への注水ができない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉压力容器温度で300℃以上を確認した場合。

② 操作手順

熔融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)c. 低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等2名にて実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水開始まで7分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却

代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却手段としては、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）がある。

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却 (炉心損傷前)

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプの故障により格納容器内の冷却及びサプレッシ

ョン・プール水内の冷却ができない場合には、代替格納容器スプレ
イ冷却系（常設）により格納容器内の冷却を実施する。

格納容器内の冷却開始後は、格納容器内の圧力が負圧とならない
ように、格納容器スプレイ流量の調整又は格納容器スプレイの起動
／停止を行う。

リンク先【1.6.2.2(1)a.(a)】

① 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・
プール冷却系）による格納容器内の冷却及びサブプレッション・プ
ール水の冷却ができず、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に
到達した場合※1において、代替淡水貯槽の水位が確保されている
場合。

※1：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、サブ
プレッション・チェンバ圧力、ドライウエル雰囲気温度又はサ
プレッション・プール水位の指示値が代替格納容器スプレイ
起動の判断基準（第1.6－4表）に達した場合。

② 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による代替淡水貯槽を水
源とした格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.2(1)a.(a)代
替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ」に
て整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、作業
開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による
格納容器内の冷却開始まで10分以内と想定する。中央制御室に

設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却
（炉心損傷後）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）による格納容器内の冷却及びサブプレッション・プール水の冷却機能の喪失が起きた場合、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により格納容器内の冷却を実施する。

リンク先【1.6.2.3(1)a.(a)】

① 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）による格納容器内の冷却及びサブプレッション・プール水の冷却ができず、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※2}において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力又はドライウエル雰囲気温度指示値が代替格納容器スプレイ起動の判断基準（第1.6-5表）に達した場合。

② 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.3(1)a.(a)代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等 1 名にて実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却開始まで 10 分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

c. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水

代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水手段としては、格納容器下部注水系（常設）がある。

(a) 格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却

全交流動力電源喪失時、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を継続する。

格納容器内の圧力が 465kPa [gage] 以下となった場合の注水流量

は、サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため崩壊熱相当の流量とする。

リンク先【1.8.2.1(1)a.】

① 手順着手の判断基準

【ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの判断基準】

- ・全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断した場合^{※1}において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

【原子炉压力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作の判断基準】

- ・全交流動力電源喪失時、原子炉压力容器の破損の徴候^{※2}及び原子炉压力容器の破損によるパラメータ変化^{※3}により原子炉压力容器の破損を判断した場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉压力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：「原子炉压力容器の破損の徴候」は、原子炉压力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉压力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※3：「原子炉压力容器の破損によるパラメータ変化」は、原子炉压力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇、格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

② 操作手順

格納容器下部注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1)a. 格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等 1 名にて実施した場合、作業開始を判断してから格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却開始まで 6 分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

d. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水

代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水手段としては、格納容器頂部注水系（常設）がある。

(a) 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェル注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止するため、代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプで原子炉ウェルに注水することにより格納容器の頂部を冷却し、格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えいを抑制する。

リンク先【1.10.2.1(2)a.】

① 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、格納容器内の温度上昇が継続している場合で、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指

示値の 10 倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

② 操作手順

格納容器頂部注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水手順については、「1. 10. 2. 1 (2) a. 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェル注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水開始まで 2 分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、原子炉ウェル注水を実施した後は、蒸発による水位低下を考慮してドライウェル雰囲気温度を継続的に監視し、温度の上昇継続の確認及び原子炉ウェル注水の再開を繰り返すことにより、格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度である 190℃以下に抑えることが可能である。

e. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイへの注水手段としては、代替燃料プール注水系（常設）がある。

(a) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃

料プール水の小規模な水の漏えいが発生した場合に、代替淡水貯槽を水源として常設低圧代替注水系ポンプで使用済燃料プールへ注水することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する。

また、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水又は使用済燃料プールのスプレイは、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟地上 6 階までのホース敷設、原子炉建屋原子炉棟地上 6 階での可搬型スプレイノズル設置及び可搬型スプレイノズルとのホース接続等の準備を常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した使用済燃料プール注水と同時並行で実施する。なお、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合、原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟地上 6 階までのホース敷設を実施する。

リンク先【1.11.2.1(1)a.】

① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの注水機能が喪失し、使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

② 操作手順

代替燃料プール注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水手順については、「1.11.2.1(1)a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等 1 名にて実施した場合、作業開始を判断してから常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水開始まで 13 分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(b) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を実施しても水位が維持できない場合に、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減する。

また、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水又は使用済燃料プールのスプレイは、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟地上 6 階までのホース敷設、原子炉建屋原子炉棟地上 6 階での可搬型スプレイノズル設置及び可搬型スプレイノズルとのホース接続等の準備を常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した使用済燃料プール注水又は使用済燃料プールのスプレイと同時並行で実施する。なお、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合、原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟地上 6 階までのホース敷設を実施する。

① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの注水機能が喪失し、使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合で、以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・ 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、補給水系及び消火系にて使用済燃料プールに注水ができない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。
- ・ 燃料プール代替注水により使用済燃料プール注水を実施している場合で、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端未満の場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

② 操作手順

代替燃料プール注水系（常設）による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールスプレイ手順については、「1. 11. 2. 2(1)a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、作業開始を判断してから常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ開始まで16分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）

重大事故等が発生した場合において、代替淡水貯槽を水源として原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、フィルタ装置スクラビング水補給、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーを行う手順を整備する。

a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

本手順では災害対策本部による水源特定、可搬型代替注水大型ポンプの配置、接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水までの手順を整備し、接続口から注水等が必要な個所までの操作手順については各条文にて整備する。（対応手順については、1. 13. 2. 1(2)b. ～1. 13. 2. 1(2)g. に示す。）

原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーに用いる常設の設備が使用できない場合に、可搬型代替注水大型ポンプによる各種注水を行う。また、フィルタ装置スクラビング水の水位が低下した場合に可搬型代替注水大型ポンプによる補給を行う。

東側接続口及び西側接続口から原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーへの各種注水を行う。

可搬型代替注水大型ポンプの水源は、代替淡水貯槽（淡水）を優先して使用する。淡水による各種注水が枯渇等により継続できないおそれがある場合は海水による各種注水に切り替えるが、代替淡水貯槽を経由して注水が必要な箇所へ送水することにより、各種注水を継続しながら淡水から海水への切り替えが可能である。ただし、フィルタ装置スクラビ

ング水補給は、淡水補給のみとする。なお、代替淡水貯槽への淡水及び海水の補給は、「1. 13. 2. 2(1)a. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）」の手順にて実施する。

水源特定、可搬型代替注水大型ポンプ配置、接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水の一連の作業は、各種注水、補給において同じであり、水源から接続口までの距離によりホース数量が決まる。なお、代替淡水貯槽から東側接続口、西側接続口及びフィルタ装置スクラビング水補給ラインの接続口の選択は、各種注水、補給開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。（可搬型スプレイヘッダを使用した燃料プール代替注水については、送水先が接続口だけでなく原子炉建屋内に敷設したホースに接続する手段もある。）

また、代替淡水貯槽から東側接続口及び西側接続口への接続については、各種注水及び補給開始までの時間が最短となる西側接続口を優先して使用する。

なお、代替淡水貯槽から各接続口までのホース敷設図は第 1. 13-10 図及び第 1. 13-13 図参照。

(a) 手順着手の判断基準

給水系、復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉压力容器への注水機能が喪失し、低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水手段等の準備を開始した場合。また、フィルタ装置スクラビング水の水位が 1500mm を下回ると判断した場合。

(b) 操作手順

代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順の概略は以下のとおり。概要図を第 1. 13-2 図に、タイムチャートを第 1. 13-3 図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断に基づき、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を依頼する。
- ② 災害対策本部長は、プラントの被災状況に応じて代替淡水貯槽を水源とした各種注水／補給のための接続口の場所を決定する。
- ③ 災害対策本部長は、発電長に各種注水／補給のための接続口の場所を連絡する。
- ④ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽を水源とした各種注水／補給準備のため、接続口の場所を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯槽に配置し、代替淡水貯槽のハッチを開放後、可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプを代替淡水貯槽へ設置する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、代替淡水貯槽から指示された接続口までのホース敷設を行う。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、接続口へホースの接続を行う。
- ⑧ 発電長は、災害対策本部長に建屋内の系統構成が完了したことを連絡する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の準備完了したことを報告する。
- ⑩ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。
- ⑪ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を指示する。
- ⑫ 重大事故等対応要員は、接続口の弁の全閉を確認後、可搬型

代替注水大型ポンプを起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行う。

⑬ 重大事故等対応要員は、空気抜き完了後、接続口の弁を開とし、各種注水／補給を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑭ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。

⑮ 重大事故等対応要員は、各種注水／補給中は可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水大型ポンプの回転数を操作する。

(c) 操作の成立性

上記の現場操作は、重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始まで、東側接続口に接続した場合において約 150 分以内、西側接続口に接続した場合において約 145 分以内、フィルタ装置スクラビング水補給ラインの接続口に接続した場合において約 125 分以内と想定する。

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

送水ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び送水ホースを配備する。

構内のアクセス状況を考慮して代替淡水貯槽から各接続口へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

b. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、低圧代替注水系（可搬型）がある。

(a) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水機能が喪失した場合において、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手段は、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手段と同時並行で準備を開始する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、低圧代替注水系（可搬型）の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、原子炉圧力容器への注水を開始する。

リンク先【1. 4. 2. 2(1) a. (b)】

① 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

② 操作手順

常設の原子炉圧力容器への注水設備の注水機能喪失時の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1. 4. 2. 2(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注

水（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、170 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等 6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、170 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、135 分以内と想定する。

【現場操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等 6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、135 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉圧力容器下部へ落下した場合，格納容器下部注水系によりペデスタル（ドライウェル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は，低圧代替注水により原子炉圧力容器内へ注水することで残存溶融炉心を冷却し，原子炉圧力容器から格納容器内への放熱量を抑制する。

リンク先【1.4.2.2(3)a.(b)】

① 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断し，残留熱除去系（低圧注水系），低圧炉心スプレイ系，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力容器内の圧力の低下，格納容器内の圧力の上昇，格納容器内の温度の上昇，格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

② 操作手順

残存溶融炉心冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.2(3)a.(b)低圧代

替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器内への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，170 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，135 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(c) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）

炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下

部へ溶融炉心が移動した場合でも原子炉压力容器への注水により原子炉压力容器の破損防止又は遅延を図る。

リンク先【1.8.2.2(1)d.】

① 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断^{※1}し、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合で、給水系、復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による原子炉压力容器への注水ができない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉压力容器温度で300℃以上を確認した場合。

② 操作手順

溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水開始までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西

側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合)】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，170 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合)】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，135 分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

c．代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却

代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却手段としては，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）がある。

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による格納容器内の冷却ができない場合，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により格納容器内の冷却を実施する。

格納容器内の冷却開始後は，格納容器内の圧力が負圧とならないように，格納容器スプレイ流量の調整又は格納容器スプレイの起動

／停止を実施する。

リンク先【1.6.2.2(1)a.(b)】

① 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による格納容器内の冷却ができず，代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合※¹において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※1：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは，サブプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度又はサブプレッション・プール水位の指示値が，格納容器スプレイ起動の判断基準（第1.6－4表）に達した場合。

② 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却手順については，「1.6.2.2(1)a.(b)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

・中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，170分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等 6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、195 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（A）配管を使用した東側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、135 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（A）配管を使用した東側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等 6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、195 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（炉心損傷後）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による格納容器内の冷却ができない場合、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により格納容器内の冷

却を実施する。

リンク先【1.6.2.3(1)a.(b)】

① 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※¹において、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系及びサプレッション・プール冷却系）、代替格納容器スプレー冷却系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系が使用できず、代替格納容器スプレー起動の判断基準に到達した場合※²において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：「代替格納容器スプレー起動の判断基準に到達」とは、ドライウェル圧力、サプレッション・チェンバ圧力又はドライウェル雰囲気温度が代替格納容器スプレー起動の判断基準（第1.6-5表）に達した場合。

② 操作手順

代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.3(1)a.(b)代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による格納容器スプレー（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却開始までの必要な要員

数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，170 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等 6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，195 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（A）配管を使用した東側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，135 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（A）配管を使用した東側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等 6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，195 分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

d．代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手段としては可搬型代替注水大型ポンプによる補給手段がある。

(a) フィルタ装置スクラビング水補給

フィルタ装置水位が通常水位を下回り，下限水位に到達する前に，フィルタ装置へ水張りを実施する。

リンク先【1.5.2.2(1)a.(b)】，【1.7.2.1(1)a.(b)】

【1.5.2.2(2)a.(b)】，【1.7.2.1(2)a.(b)】

① 手順着手の判断基準

フィルタ装置水位指示値が 1,500 mmを下回ると判断した場合。

② 操作手順

代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手順については、「1.5.2.2(1)a.(b)，1.7.2.1(1)a.(b)，1.5.2.2(2)a.(b)及び1.7.2.1(2)a.(b)フィルタ装置スクラビング水補給」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，作業開始を判断してからフィルタ装置スクラビング水の補給開始まで 170 分以内と想定する。

なお，屋外における本操作は，フィルタ装置スクラビング水が格納容器ベント開始後 24 時間以上，補給操作が不要となる水量を保有していることから，大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しており，作業は可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具

及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

e. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水

代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水手段としては、格納容器下部注水系（可搬型）がある。

(a) 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却

全交流動力電源喪失時、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却ができない場合、格納容器の破損を防止するため格納容器下部注水系（可搬型）によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を継続する。

格納容器内の圧力が465kPa [gage] 以下となった場合の注水流量は、サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため崩壊熱相当の流量とする。

リンク先【1.8.2.1(1)b.】

① 手順着手の判断基準

【ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの判断基準】

- ・全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断※¹し、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作の判断基準】

- ・全交流動力電源喪失時、原子炉圧力容器の破損の徴候※²及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化※³により原子炉圧力容器の破損を判断し、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※3：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇、格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

② 操作手順

格納容器下部注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1)b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（西側接続口を使用したデブリ冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，170 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（東側接続口を使用したデブリ冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，135 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

f. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水

代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水手段としては、格納

容器頂部注水系（可搬型）がある。

(a) 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止するため、代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプで原子炉ウェルに注水することにより格納容器の頂部を冷却し、格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えいを抑制する。

リンク先【1.10.2.1(2)b.】

① 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、格納容器内の温度上昇が継続している場合で、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水ができず、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の 10 倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

② 操作手順

格納容器頂部注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水手順については、「1.10.2.1(2)b. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系

(可搬型) による原子炉ウェルへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，170 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，135 分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

なお，原子炉ウェル注水を実施した後は，蒸発による水位低下を考慮してドライウェル雰囲気温度を継続的に監視し，温度の上昇継続の確認及び原子炉ウェル注水の再開を繰り返すことにより，格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度である 190℃以下に抑えることが可能である。

g．代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイへの注水手段としては，代替燃料プール注水系（可搬型）がある。

(a) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合に，代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプで使用済燃料プールへ注水することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する。

リンク先【1. 11. 2. 1 (1) b.】

① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの注水機能が喪失し，使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合で，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン），補給水系，消火系，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）にて使用済燃料プールに注水ができない場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

② 操作手順

代替燃料プール注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水手順については，「1. 11. 2. 1 (1) b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，可搬型代替注水大型

ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【西側接続口による使用済燃料プール注水の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，170 分以内と想定する。

【東側接続口による使用済燃料プール注水の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，135 分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

(b) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合に，可搬型代替注水大型ポンプで使用済燃料プールへ注水することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する。

リンク先【1. 11. 2. 1(1)c.】

① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの注水機能が喪失し，使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合で，常設低圧代替注水系が

ンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、補給水系、消火系及び常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイにて使用済燃料プールに注水ができない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

② 操作手順

代替燃料プール注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイへの注水手順については、「1.11.2.1(1)c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業を開始してから、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、345 分以内と想定する。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、335 分以内と想定する。

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

する。可搬型代替注水大型ポンプのホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

(c) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下し，「1.11.2.1(1) 燃料プール代替注水」に示す手順による注水を実施しても水位が維持できない場合に，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減する。

リンク先【1.11.2.2(1)b.】

① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの注水機能が喪失し，使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合で，燃料プール代替注水により使用済燃料プール注水を実施しても，使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端未満の場合で，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）にて使用済燃料プールにスプレイができない場合において，代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

② 操作手順

代替燃料プール注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールのスプレイ手順については、「1. 11. 2. 2(1)b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【西側接続口による使用済燃料プールのスプレイの場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、170 分以内と想定する。

【東側接続口による使用済燃料プールのスプレイの場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、135 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(d) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プ

ールの水位が異常に低下し、「1. 11. 2. 1(1) 燃料プール代替注水」に示す手順による注水を実施しても水位が維持できない場合に、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減する。

リンク先【1. 11. 2. 2(1)c.】

① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの注水機能が喪失し、使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合で、燃料プール代替注水により使用済燃料プール注水を実施しても、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端未満の場合で、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）にて使用済燃料プールにスプレイができない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

② 操作手順

代替燃料プール注水系（可搬型）による代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイへの注水手順については、「1. 11. 2. 2(1)c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業を開始してから、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間

は以下のとおり。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，345 分以内と想定する。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，335 分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるように，原子炉建屋内で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。可搬型代替注水大型ポンプのホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

(3) サプレッション・プールを水源とした対応手順

重大事故等が発生した場合において，サプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水，格納容器内の除熱及び代替循環冷却系による除熱を行う手順を整備する。

a. サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高压時の原子炉圧力容器への注水

サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高压時の原子炉圧力容器への注水手段としては，高压代替注水系，原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系がある。

(a) 高压代替注水系によるサプレッション・プールを水源とした原子

炉圧力容器への注水（中央制御室からの高圧代替注水系起動）

高圧注水系が機能喪失した場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉への注水を実施する。又、全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、高圧注水系による原子炉の冷却ができない場合は、常設代替直流電源装置から給電される高圧代替注水系を中央制御室からの操作により起動し原子炉への注水を実施する。

なお、原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点から原子炉水位高（レベル 8）設定点の間で維持するように原子炉水位（狭帯域、広帯域、燃料域、S A 広帯域、S A 燃料域）により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については、「1. 15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

リンク先【1. 2. 2. 2(1)a.】、【1. 2. 2. 3(1)a.】

① 手順着手の判断基準

【高圧注水系が機能喪失した場合】

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点以上に維持できない場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、高圧注水系による原子炉の冷却ができない場合】

全交流動力電源喪失及び常設直流電系統が喪失し、中央制御室からの操作による高圧注水系で原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点以上に維持できない場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

② 操作手順

高圧代替注水系によるサブプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水手順については、「1.2.2.2(1)a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」及び「1.2.2.3(1)a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」にて整備する。

③ 操作の成立性

【高圧注水系が機能喪失した場合及び、全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、高圧注水系による原子炉の冷却ができない場合】

上記の中央制御室対応を運転員等 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水開始まで 10 分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(b) 高圧代替注水系によるサブプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作による高圧代替注水系起動）

高圧注水系が機能喪失した場合において、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉注水を実施する。又、全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、高圧注水系で原子炉

の冷却ができない場合において、中央制御室からの操作により高压代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高压代替注水系を起動し原子炉への注水を実施する。

なお、原子炉を冷却するために原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように原子炉水位（狭帯域、広帯域、燃料域、S A広帯域、S A燃料域）及び可搬型計測器により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

リンク先【1.2.2.2(1)b.】，【1.2.2.3(1)b.】

① 手順着手の判断基準

【高压注水系が機能喪失した場合】

高压炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉注水ができず、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合で、中央制御室からの操作により高压代替注水系を起動できない場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、高压注水系による原子炉の冷却ができない場合】

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統が喪失し、高压注水系で原子炉注水ができず、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合で、中央制御室から

の操作により高圧代替注水系を起動できない場合において、サブプレッション・プールの水位の水位が確保されている場合。

② 操作手順

高圧代替注水系によるサブプレッション・プールを水源とした原子炉压力容器への注水手順については、「1.2.2.2(1)b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動」及び「1.2.2.3(1)b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動」にて整備する。

③ 操作の成立性

【高圧注水系が機能喪失した場合及び、全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、高圧注水系による原子炉の冷却ができない場合】

上記の中央制御室対応は運転員等 1 名、現場対応を運転員等 4 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧代替注水系現場起動による原子炉注水開始まで 58 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(c) 原子炉隔離時冷却系によるサブプレッション・プールを水源とした原子炉压力容器への注水

原子炉隔離時冷却系が健全な場合は、自動起動（原子炉水位異常低下（レベル 2））による作動、又は中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、サブプレッション・プールを水源とした原子炉への注水を実施する。

リンク先【1.2.2.1(1)】

① 手順着手の判断基準

給水系による原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点以上に維持できない場合において、サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

② 操作手順

原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水手順については、「1.2.2.1(1)原子炉隔離時冷却系による原子炉注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員等 1 名にて操作を実施する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(d) 高圧炉心スプレイ系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水

高圧炉心スプレイ系が健全な場合は、自動起動（原子炉水位異常低下（レベル 2）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により高圧炉心スプレイ系を起動し、サプレッション・プールを水源とした原子炉への注水を実施する。

リンク先【1.2.2.1(2)】

① 手順着手の判断基準

給水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点以上に維持できない場合において、サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

② 操作手順

高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水手順につい

ては、「1.2.2.1(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員等 1 名にて操作を実施する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(e) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）

炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ溶融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器への注水により原子炉圧力容器の破損防止又は遅延を図る。

リンク先【1.8.2.2(1)a.】

① 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断^{※1}し、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合で、高圧炉心スプレイ系及び給水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の 10 倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

② 操作手順

溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止するための原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等 1 名にて実施した場合、作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで 5 分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(f) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）

炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ溶融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器への注水により原子炉圧力容器の破損防止又は遅延を図る。

リンク先【1.8.2.2(1)b.】

① 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断^{※1}し、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合で、高圧炉心スプレイ系、給水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指

示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉压力容器温度で300℃以上を確認した場合。

② 操作手順

熔融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止するための高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)b. 高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水開始まで6分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉压力容器への注水

サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉压力容器への注水手段としては、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系がある。

(a) 残留熱除去系による原子炉压力容器への注水

【残留熱除去系が健全な場合】

残留熱除去系が健全な場合は、自動起動（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（低圧注水系）を起動し、サプレッション・プールを水源とした原子炉への注水を実施する。

【残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水】

全交流動力電源喪失により残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による注水機能が喪失した場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系（低圧注水系）の電源を復旧するとともに、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（低圧注水系）にて原子炉への注水を実施する。

また、残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（低圧注水系）による注水機能が喪失した場合、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（低圧注水系）にて原子炉への注水を実施する。

なお、格納容器からの除熱及び原子炉内の崩壊熱を除去する機能を有する代替循環冷却系へ電源を給電することが可能となるM/C 2 Cを優先し緊急用M/Cから受電するため、M/C 2 Cの供給対象である残留熱除去系（低圧注水系）（A）を優先して使用する。

リンク先【1.4.2.1(1)】、【1.4.2.2(2)a.(a)】

① 手順着手の判断基準

【残留熱除去系が健全な場合】

給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水ができず、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水】

・全交流動力電源喪失時

全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により緊急

用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2 C又はM/C 2 Dの受電が完了し、サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

・ 残留熱除去系海水系機能喪失時

残留熱除去系海水系機能喪失時、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水が確保され、サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

② 操作手順

残留熱除去系が健全な場合の原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水」、残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.2(2)a. (a) 残留熱除去系復旧後の原子炉注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

【残留熱除去系が健全な場合】

上記の中央制御室対応は運転員等1名により操作を実施する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

【残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水】

原子炉運転中において、上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水開始まで6分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、残留熱除去系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以

下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4 分以内

- ・ 緊急用海水系使用の場合：20 分以内

- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：150 分以内

さらに、格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合、原子炉注水が不要と判断してから格納容器スプレイまで 10 分以内と想定する。

また、原子炉運転停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等 1 名により実施する。

(b) 低圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水

低圧炉心スプレイ系が健全な場合は、自動起動（原子炉水位異常低下（レベル 1）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により低圧炉心スプレイ系を起動し、サブプレッション・プールを水源とした原子炉への注水を実施する。

リンク先【1.4.2.1(2)】

① 手順着手の判断基準

給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水ができず、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点以上に維持できない場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

② 操作手順

低圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水手順については、「1.4.2.1(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員等 1 名により操作を実施する。

中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、
速やかに対応できる。

c. サプレッション・プールを水源とした格納容器内の冷却

サプレッション・プールを水源とした格納容器内の冷却手段として
は、残留熱除去系がある。

(a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の冷却

【残留熱除去系が健全な場合】

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が健全な場合は、中央
制御室からの手動操作により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却
系）を起動し、格納容器内の冷却を実施する。

【残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の
冷却】

全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の冷却機能が喪失した場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の電源を復旧するとともに、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）にて格納容器内の冷却を実施する。

また、残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）にて格納容器内の冷却を実施する。

格納容器内の冷却開始後は、格納容器内の圧力が負圧とならないように、格納容器スプレイ流量の調整又は格納容器スプレイの起動／停止を実施する。

なお、格納容器内の冷却及び原子炉内の崩壊熱を除去する機能を有する代替循環冷却系へ電源を給電することが可能となるM/C 2 Cを優先し緊急用M/Cから受電するため、M/C 2 Cの供給対象である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（A）を優先して使用する。

リンク先【1.6.2.1(1)】，【1.6.2.2(2)a.(a)】，

【1.6.2.3(2)a.(a)】

① 手順着手の判断基準

【残留熱除去系が健全な場合】

格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合※¹において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

※1：「格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウェル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度又はサブプレッション・プール水位の指示値が代替格納容器スプレイ起動の判断基準（第1.6-4表）に達した場合

【残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の冷却（炉心損傷前）】

・全交流動力電源喪失時

全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2 C又はM/C 2 Dの受電が完了し、サブプレッション・プールの水位が確保さ

れている場合で、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※1}。

・ 残留熱除去系海水系機能喪失時

残留熱除去系海水系機能喪失時、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水が確保され、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合で、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※1}。

※1：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル雰囲気温度又はサブプレッション・プール水位指示値が、代替格納容器スプレイ起動の判断基準（第 1.6－4 表）に達した場合

【残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の冷却（炉心損傷後）】

・ 全交流動力電源喪失時

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2 C又はM/C 2 Dの受電が完了し、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合で、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※2}。

・ 残留熱除去系海水系機能喪失時

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系海水系機能喪失時、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水が確保され、サブプレッション・プールの水位が確保され

ている場合で、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合※²。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が代替格納容器スプレイ起動の判断基準（第1.6-5表）に達した場合。

② 操作手順

残留熱除去系が健全な場合の格納容器除熱手順については、

「1.6.2.1(1)残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の冷却」、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の冷却（炉心損傷前）手順については、

「1.6.2.2(2)a.(a)残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の冷却」、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の冷却（炉心損傷後）手順については、「1.6.2.3(2)a.(a)残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の冷却」にて整備する。

③ 操作の成立性

【残留熱除去系が健全な場合】

上記の中央制御室対応は運転員等1名により操作を実施する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、

速やかに対応できる。

【残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の冷却（炉心損傷前）及び、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の冷却（炉心損傷後）】

上記の中央制御室対応を運転員等 1 名にて実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の冷却開始まで 7 分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、残留熱除去系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4 分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20 分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：150 分以内

(b) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の冷却

【残留熱除去系が健全な場合】

残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）を起動し、サブプレッション・プール水の冷却を実施する。

【残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後のサブプレッション・プール水の冷却】

全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の冷却機能が喪失し

た場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の電源を復旧するとともに、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）にてサブプレッション・プール水の冷却を実施する。

また、残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の冷却機能が喪失した場合、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）にてサブプレッション・プール水の冷却を実施する。

なお、格納容器内の冷却及び原子炉内の崩壊熱を除去する機能を有する代替循環冷却系へ電源を給電することが可能となるM/C 2 Cを優先し緊急用M/Cから受電するため、M/C 2 Cの供給対象である残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）（A）を優先して使用する。

リンク先【1.6.2.1(2)】、【1.6.2.2(2)a.(b)】、

【1.6.2.3(2)a.(b)】

① 手順着手の判断基準

【残留熱除去系が健全な場合】

サブプレッション・プール水温度指示値が 32℃以上又はサブプレッション・プール空間部（局所）温度指示値が 82℃以上に到達した場合で、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後のサブプレッション・プール水の冷却（炉心損傷前）】

・全交流動力電源喪失時

全交流動力電源喪失時，常設代替交流電源設備により緊急用M／Cが受電され，緊急用M／CからM／C 2 C又はM／C 2 Dの受電が完了し，サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

・残留熱除去系海水系機能喪失時

残留熱除去系海水系機能喪失時，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水が確保され，サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後のサブプレッション・プール水の冷却（炉心損傷後）】

・全交流動力電源喪失時

炉心損傷を判断した場合※¹において，全交流動力電源喪失時，常設代替交流電源設備により緊急用M／Cが受電され，緊急用M／CからM／C 2 C又はM／C 2 Dの受電が完了し，サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

・残留熱除去系海水系機能喪失時

炉心損傷を判断した場合※¹において，残留熱除去系海水系機能喪失時，緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水が確保され，サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉压力容器温度で300℃以上を確認した場合。

② 操作手順

残留熱除去系が健全な場合のサプレッション・プール水の冷却手順については、「1.6.2.1(2)残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の冷却」、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の冷却（炉心損傷前）手順については、「1.6.2.2(2)a. (b)残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の冷却」、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の冷却（炉心損傷後）手順については、「1.6.2.3(2)a. (b)残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の冷却」にて整備する。

③ 操作の成立性

【残留熱除去系が健全な場合】

上記の中央制御室対応は運転員等 1 名により操作を実施する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

【残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の冷却（炉心損傷前）及び、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の冷却（炉心損傷後）】

上記の中央制御室対応を運転員等 1 名にて実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の冷却開始まで 6 分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作

であるため、速やかに対応できる。

なお、残留熱除去系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4 分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20 分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：150 分以内

d. サプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器及び格納容器の冷却

サプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器及び格納容器の冷却する手段として、代替循環冷却系がある。

(a) 代替循環冷却系による原子炉注水

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水機能が喪失した場合において、代替循環冷却系の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、原子炉圧力容器への注水を開始する。

リンク先【1.4.2.2(1)a.(c)】

① 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

② 操作手順

代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.2(1)a.(c)代替循環冷却系による原子炉注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等 1 名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉注水開始まで 35 分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4 分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20 分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：150 分以内

(b) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉圧力容器下部へ落下した場合、格納容器下部注水系によりペDESTAL（ドライウェル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器へ注水することで残存溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から格納容器への放熱量を抑制する。

リンク先【1.4.2.2(3)a.(c)】

① 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉

圧力容器の破損を判断し，残留熱除去系（低圧注水系），低圧炉心スプレー系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力容器内の圧力の低下，格納容器内の圧力の上昇，格納容器内の温度の上昇，格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

② 操作手順

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却手順については，「1.4.2.2(3)a.(c)代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等 1 名にて実施した場合，作業開始を判断した後，冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉圧力容器内への注水開始まで 35 分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

なお，代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4 分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20 分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：150 分以内

(c) 代替循環冷却系による格納容器内の冷却(炉心損傷前)

残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系及びサプレッション・プール冷却系）及び代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納

容器内の冷却ができない場合、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保することで、代替循環冷却系による格納容器内の冷却を実施する。

格納容器内の冷却開始後は、格納容器内の圧力が負圧とならないように、格納容器スプレイ流量の調整あるいは格納容器スプレイの起動／停止を実施する。

リンク先【1.6.2.2(1)a.(c)】

① 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却ができず、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合※¹において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

※1：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル雰囲気温度又はサブプレッション・プール水位指示値が、代替格納容器スプレイ起動の判断基準（第 1.6－4 表）に達した場合

② 操作手順

代替循環冷却系による格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.2(1)a.(c)代替循環冷却系による格納容器内の冷却」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等 1 名にて実施した場合、作業開始を判断してから代替循環冷却系による格納容器内の冷却開始まで 35 分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤か

らの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4 分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20 分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：150 分以内

(d) 代替循環冷却系による格納容器内の冷却(炉心損傷後)

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により格納容器内の冷却ができない場合、代替循環冷却系により格納容器内の冷却を実施する。

リンク先【1.6.2.3(1)a.(c)】

① 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用できず、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※2}において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力又はドライ

ウェル雰囲気温度が代替格納容器スプレイ起動の判断基準
(第 1.6-5 表) に達した場合。

② 操作手順

代替循環冷却系による格納容器内の冷却手順については、
「1.6.2.3(1)a. (c)代替循環冷却系による格納容器内の冷却」にて
整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等 1 名にて実施した場合、作業
開始を判断してから代替循環冷却系による格納容器内の冷却開始
まで 35 分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤か
らの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は
以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4 分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20 分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：150 分以内

(e) 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系海水
系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系を用いた代替循環冷
却系により、格納容器内の減圧及び除熱を実施し、格納容器の過圧
破損を防止する。

リンク先【1.7.2.1(1)b】

① 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}で、残留熱除去系（格納容器スプレ
イ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）による格納容器内の

減圧及び除熱ができない場合において、サブレーション・プールの水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

② 操作手順

代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱手順については、「1.7.2.1(1)b. 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱開始まで35分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、代替循環冷却系の起動に必要ないずれかの冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内
- ・緊急用海水系使用の場合：20分以内
- ・代替残留熱除去系海水系使用の場合：150分以内

(f) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）

炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心のペDESTAL（ドラ

イウェル部)の床面への落下を遅延又は防止するため原子炉压力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉压力容器下部へ溶融炉心が移動した場合でも原子炉压力容器への注水により原子炉压力容器の破損防止又は遅延を図る。

リンク先【1.8.2.2(1)e.】

① 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断^{※1}し、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合で、給水系、復水系、非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水ができない場合において、サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉压力容器温度で300℃以上を確認した場合。

② 操作手順

溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止するための代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)e. 代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水開始まで35分以内と想定する。中央制

御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4 分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20 分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：150 分以内

(4) 淡水貯水池を水源とした対応手順

重大事故等が発生した場合において、淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、フィルタ装置スクラビング水補給、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーを行う手順を整備する。

a. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

本手順では災害対策本部による水源特定、可搬型代替注水大型ポンプの配置、接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水までの手順を整備し、接続口から注水等が必要な個所までの操作手順については各条文にて整備する。（対応手順については、1. 13. 2. 1(4)b. ～1. 13. 2. 1(4)g. に示す。）

原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーに用いる常設の設備が使用できない場合に、可搬型代替注水大型ポンプによる各種注水を行う。また、フィルタ装置スクラビング水の水位が低下した場合に可搬型代替注水大型ポンプによる補給を行う。

東側接続口及び西側接続口から原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済

燃料プールへの注水／スプレイへの各種注水を行う。

可搬型代替注水大型ポンプの水源は、代替淡水貯槽（淡水）を優先して使用するが、代替淡水貯槽を水源として使用できない場合は、淡水貯水池より、各種注水、補給を行う。淡水による各種注水が枯渇等により継続できないおそれがある場合は海水による各種注水に切り替えるが、淡水貯水池を経由して注水が必要な箇所へ送水することにより、各種注水を継続しながら淡水から海水への切り替えが可能である。ただし、フィルタ装置スクラビング水補給は、淡水補給のみとする。なお、淡水貯水池への淡水及び海水の補給は、「1. 13. 2. 2(2) b. 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給（淡水／海水）」の手順にて実施する。

水源特定、可搬型代替注水大型ポンプ配置、接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水の一連の作業は、各種注水、補給において同じであり、淡水貯水池から接続口までの距離によりホース数量が決まる。なお、淡水貯水池から東側接続口、西側接続口及びフィルタ装置スクラビング水補給ラインの接続口の選択は、各種注水、補給開始までの時間が最短となる組み合わせを優先として選択する。（可搬型スプレイヘッダを使用した燃料プール代替注水については、送水先が接続口だけでなく原子炉建屋内に敷設したホースに接続する手段もある。）

また、淡水貯水池から東側接続口及び西側接続口への接続については、各種注水及び補給開始までの時間が最短となる東側接続口を優先して使用する。

なお、淡水貯水池から各接続口までのホース敷設図は第 1. 13-11 図及び第 1. 13-14 図参照。

(a) 手順着手の判断基準

給水系，復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉压力容器への注水機能が喪失し，低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水手段等の準備を開始した場合。また，フィルタ装置スクラビング水の水位が 1500mm を下回ると判断した場合。

(b) 操作手順

淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順の概略は以下のとおり。概要図を第 1.13-2 図に，タイムチャートを第 1.13-3 図に示す。

- ① 発電長は，手順着手の判断に基づき，災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を依頼する。
- ② 災害対策本部長は，プラントの被災状況に応じて淡水貯水池を水源とした各種注水／補給のための接続口の場所を決定する。
- ③ 災害対策本部長は，発電長に各種注水／補給のための接続口の場所を連絡する。
- ④ 災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池を水源とした各種注水／補給準備のため，接続口の場所を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを淡水貯水池に配置し，可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプを淡水貯水池へ設置する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は，淡水貯水池から指示された接続口までのホース敷設を行う。
- ⑦ 重大事故等対応要員は，接続口へホースの接続を行う。

- ⑧ 発電長は、災害対策本部長に建屋内の系統構成が完了したことを連絡する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の準備完了したことを報告する。
- ⑩ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。
- ⑪ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を指示する。
- ⑫ 重大事故等対応要員は、接続口の弁の全閉を確認後、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行う。
- ⑬ 重大事故等対応要員は、空気抜き完了後、接続口の弁を開とし、各種注水／補給を開始したことを災害対策本部長に報告する。
- ⑭ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。
- ⑮ 重大事故等対応要員は、各種注水／補給中は可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水大型ポンプの回転数を操作する。

(c) 操作の成立性

上記の現場操作は、重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始まで、東側接続口に接続した場合において約 135 分以内、西側接続口に接続した場合において約 170 分以内、フィルタ装置スクラビング水補給ラインの接続口に接続した

場合において約 155 分以内と想定する。

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

送水ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び送水ホースを配備する。

構内のアクセス状況を考慮して淡水貯水池から各接続口へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料 1. 13. 4)

b. 淡水貯水池を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

淡水貯水池を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、低圧代替注水系（可搬型）がある。

(a) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水機能が喪失した場合において、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手段は、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手段と同時並行で準備を開始する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、低圧代替注水系（可搬型）の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、原子炉圧力容器への注水を開始する。

リンク先【1. 4. 2. 2(1) a. (b)】

① 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉注水ができず、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点以上に維持できない場合において、淡水貯水池の水位が確保されている場合。

② 操作手順

常設の原子炉压力容器への注水設備の注水機能喪失時の低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水手順については、「1.4.2.2(1)a.(b)低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、170 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等 6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、170 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応

要員 8 名にて実施した場合、135 分以内と想定する。

【現場操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等 6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、135 分と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉圧力容器下部へ落下した場合、格納容器下部注水系によりペデスタル（ドライウェル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、低圧代替注水により原子炉圧力容器内へ注水することで残存溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から格納容器内への放熱量を抑制する。

リンク先【1.4.2.2(3)a.(b)】

① 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断し、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系及

び補給水系により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において、淡水貯水池の水位が確保されている場合。

※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇、格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

② 操作手順

残存溶融炉心冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.2(3)a.(b)低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器内への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、170 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、135 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに

作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

- (c) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）
- 炉心の著しい損傷が発生した場合，溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する。また，十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ溶融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器への注水により原子炉圧力容器の破損防止又は遅延を図る。

リンク先【1.8.2.2(1)d.】

① 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，炉心損傷を判断^{※1}し，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合で，給水系，復水系，非常用炉心冷却系，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において，淡水貯水池の水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

② 操作手順

溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅

延・防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，170 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，135 分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

c. 淡水貯水池を水源とした格納容器内の冷却

淡水貯水池を水源とした格納容器内の冷却手段としては，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）がある。

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却
(炉心損傷前)

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による格納容器内の冷却ができない場合，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により格納容器内の冷却を実施する。

格納容器内の冷却開始後は，格納容器内の圧力が負圧とならないように，格納容器スプレイ流量の調整又は格納容器スプレイの起動／停止を実施する。

リンク先【1.6.2.2(1)a.(b)】

① 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による格納容器内の冷却ができず，代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※1}において，淡水貯水池の水位が確保されている場合。

※1：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは，サプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度又はサプレッション・プール水位の指示値が，格納容器スプレイ起動の判断基準（第1.6-4表）に達した場合。

② 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による淡水貯水池を水源とした格納容器内の冷却手順については，「1.6.2.2(1)a.(b)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ

(淡水／海水)」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，170 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等 6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，195 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（A）配管を使用した東側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，135 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（A）配管を使用した東側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等 6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，195 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（炉心損傷後）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による格納容器内の冷却ができない場合，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により格納容器内の冷却を実施する。

リンク先【1.6.2.3(1)a.(b)】

① 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系が使用できず，代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※2}において，淡水貯水池の水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力又はドライウェル雰囲気温度が代替格納容器スプレイ起動の判断基準（第

1.6-5 表) に達した場合。

② 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による淡水貯水池を水源とした格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.3(1)a.(b)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，170 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等 6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，195 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（A）配管を使用した東側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，135 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（A）配管を使用した東側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等 6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実

施した場合、195 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

d. 淡水貯水池を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

淡水貯水池を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手段としては可搬型代替注水大型ポンプによる補給手段がある。

(a) フィルタ装置スクラビング水補給

フィルタ装置水位が通常水位を下回り、下限水位に到達する前に、フィルタ装置へ水張りを実施する。

リンク先【1.5.2.2(1)a.(b)】、【1.7.2.1(1)a.(b)】

【1.5.2.2(2)a.(b)】、【1.7.2.1(2)a.(b)】

① 手順着手の判断基準

フィルタ装置水位指示値が 1,500 mmを下回ると判断した場合。

② 操作手順

淡水貯水池を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手順については、「1.5.2.2(1)a.(b)、1.7.2.1(1)a.(b)、1.5.2.2(2)a.(b)及び1.7.2.1(2)a.(b)フィルタ装置スクラビング水補給」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、

作業開始を判断してからフィルタ装置スクラビング水の補給開始まで 170 分以内と想定する。

なお，屋外における本操作は，フィルタ装置スクラビング水が格納容器ベント開始後 24 時間以上，補給操作が不要となる水量を保有していることから，大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しており，作業は可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

e．淡水貯水池を水源とした格納容器下部への注水

淡水貯水池を水源とした格納容器下部への注水手段としては，格納容器下部注水系（可搬型）がある。

(a) 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却

全交流動力電源喪失時，炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器下部注水系（常設），消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却ができない場合，格納容器の破損を防止するため格納容器下部注水系（可搬型）によりペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において，あらかじめペDESTAL（ドライウェル部）への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を継続する。

格納容器内の圧力が465kPa [gage] 以下となった場合の注水流量は、サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため崩壊熱相当の流量とする。

リンク先【1.8.2.1(1)b.】

① 手順着手の判断基準

【ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの判断基準】

- ・全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断^{※1}し、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができない場合において、淡水貯水池の水位が確保されている場合。

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作の判断基準】

- ・全交流動力電源喪失時、原子炉圧力容器の破損の徴候^{※2}及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化^{※3}により原子炉圧力容器の破損を判断し、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができない場合において、淡水貯水池の水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力

容器温度で 300℃以上を確認した場合。

※2：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※3：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇、格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

② 操作手順

格納容器下部注水系（可搬型）による淡水貯水池を水源とした格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1)b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（西側接続口を使用したデブリ冷却の場合）】

・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、170 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（東側接続口を使用したデブリ冷却の場合）】

・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応要

員 8 名にて実施した場合、135 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

f. 淡水貯水池を水源とした格納容器頂部への注水

淡水貯水池を水源とした格納容器頂部への注水手段としては、格納容器頂部注水系（可搬型）がある。

(a) 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止するため、淡水貯水池を水源として可搬型代替注水大型ポンプで原子炉ウェルに注水することにより格納容器の頂部を冷却し、格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えいを抑制する。

リンク先【1.10.2.1(2)b.】

① 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、格納容器内の温度上昇が継続している場合で、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水ができず、淡水貯水池の水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の 10 倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モ

ニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

② 操作手順

格納容器頂部注水系（可搬型）による淡水貯水池を水源とした格納容器頂部への注水手順については、「1.10.2.1(2)b. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，170 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，135 分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

なお、原子炉ウェル注水を実施した後は、蒸発による水位低下を考慮してドライウェル雰囲気温度を継続的に監視し、温度の上昇継続の確認及び原子炉ウェル注水の再開を繰り返すことにより、格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度である 190℃以下に抑えることが可能である。

g. 淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイへの注水手段としては、代替燃料プール注水系（可搬型）がある。

(a) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合に、淡水貯水池を水源として可搬型代替注水大型ポンプで使用済燃料プールへ注水することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する。

リンク先【1. 11. 2. 1(1)b.】

① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの注水機能が喪失し、使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合で、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、補給水系、消火系、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイ及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）にて使用済燃料プールに注水ができない場合

において、淡水貯水池の水位が確保されている場合。

② 操作手順

代替燃料プール注水系（可搬型）による淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水手順については、「1. 11. 2. 1(1) b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【西側接続口による使用済燃料プール注水の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、170 分以内と想定する。

【東側接続口による使用済燃料プール注水の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、135 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(b) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型

スプレイノズル) を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合に、可搬型代替注水大型ポンプで使用済燃料プールへ注水することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する。

リンク先【1. 11. 2. 1(1)c.】

① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの注水機能が喪失し、使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合で、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、補給水系、消火系及び常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイにて使用済燃料プールに注水ができない場合において、淡水貯水池の水位が確保されている場合。

② 操作手順

代替燃料プール注水系（可搬型）による淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイへの注水手順については、「1. 11. 2. 1(1)c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業を開始してから、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，345 分以内と想定する。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，335 分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるよう，原子炉建屋内で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。可搬型代替注水大型ポンプのホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

(c) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プールの水位が異常に低下し，「1.11.2.1(1) 燃料プール代替注水」に示す手順による注水を実施しても水位が維持できない場合に，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減する。

リンク先【1.11.2.2(1)b.】

① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの注水機能が喪失し、使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合で、燃料プール代替注水により使用済燃料プール注水を実施しても、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端未満の場合で、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）にて使用済燃料プールにスプレイができない場合において、淡水貯水池の水位が確保されている場合。

② 操作手順

代替燃料プール注水系（可搬型）による淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールのスプレイ手順については、「1.11.2.2(1)b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【西側接続口による使用済燃料プールのスプレイの場合】

- ・ 中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、170 分以内と想定する。

【東側接続口による使用済燃料プールのスプレイの場合】

- ・ 中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、135 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(d) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、「1.11.2.1(1) 燃料プール代替注水」に示す手順による注水を実施しても水位が維持できない場合に、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減する。

リンク先【1.11.2.2(1)c.】

① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの注水機能が喪失し、使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合で、燃料プール代替注水により使用済燃料プール注水を実施しても、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端未満の場合で、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）にて使用済燃料プールにスプレイができない場合において、淡水貯水池の水位が確保されている場合。

② 操作手順

代替燃料プール注水系（可搬型）による淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイへの注水手順については、「1.11.2.2(1)c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業を開始してから、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、345 分以内と想定する。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、335 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるように、原子炉建屋内で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。可搬型代替注水大型ポンプのホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(5) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手順

重大事故等が発生した場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源として原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手順を整備する。

a. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、消火系がある。

(a) 消火系による原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水機能が喪失した場合において、消火系の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、原子炉圧力容器への注水を開始する。

リンク先【1.4.2.2(1)a.(d)】

① 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。

② 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.2(1)a.(d) 消火

系による原子炉注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を運転員等 2 名にて実施した場合，作業開始を判断してから消火系による原子炉注水開始まで 50 分以内と想定する。

なお，格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合，原子炉注水が不要と判断してから格納容器スプレイまで 10 分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(b) 消火系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉圧力容器下部へ落下した場合，格納容器下部注水系によりペデスタル（ドライウェル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は，低圧代替注水により原子炉圧力容器内へ注水することで残存溶融炉心を冷却し，原子炉圧力容器から格納容器内への放熱量を抑制する。

リンク先【1.4.2.2(3)a.(d)】

① 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉圧力容器の破損を判断し，残留熱除去系（低圧注水系），低圧炉心スプレイ系，低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において，ろ過水貯蔵タ

ンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。

※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇、格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

② 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした残存溶融炉心の冷却手順については、「1.4.2.2(3)a.(d)消火系による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名にて実施した場合、消火系による原子炉圧力容器内への注水開始まで50分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(c) 消火系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）

炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ溶融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器への注水により原子炉圧力容器の破損防止又は遅延を図る。

① 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断^{※1}し、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合で、給水系、復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

② 操作手順

熔融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止するための消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)f. 消火系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名にて実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで50分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と

同程度である。

b. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器内の冷却

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器内の冷却手

段としては、消火系がある。

(a) 消火系による格納容器内の冷却（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系により格納容器内の冷却ができない場合、消火系による格納容器内の冷却を実施する。

格納容器内の冷却開始後は、格納容器内の圧力が負圧とならないように、格納容器スプレイの起動／停止を実施する。

リンク先【1.6.2.2(1)a.(d)】

① 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系による格納容器内の冷却ができず、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合※1において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。

※1：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル雰囲気温度又はサブプレッション・プール水位指示値が、代替格納容器スプレイ起動の判断基準（第 1.6－4 表）に達した場合。

② 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.2(1)a.(d)消火系による格納容器スプレイ」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を運転員等 2 名にて実施した場合、作業開始を判断してから消火系による格納容器内の冷却開始まで 53 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(b) 消火系による格納容器内の冷却（炉心損傷後）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系による格納容器内の冷却ができない場合、消火系により格納容器内の冷却を実施する。

リンク先【1.6.2.3(1)a.(d)】

① 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系が使用できず、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※2}において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故

における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の 10 倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

※2:「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウェル圧力、サプレッション・チェンバ圧力又はドライウェル雰囲気温度指示値が代替格納容器スプレイ起動の判断基準（第 1.6-5 表）に達した場合。

② 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.3(1)a. (d) 消火系による格納容器内の冷却」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を運転員等 2 名にて実施した場合、作業開始を判断してから消火系による格納容器内の冷却開始まで 53 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

c. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器下部への注水

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器下部への注水手段としては、消火系がある。

(a) 消火系によるデブリ冷却

全交流動力電源喪失時、炉心の著しい損傷が発生した場合におい

て、格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却ができない場合、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした消火系によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を継続する。

格納容器内の圧力が 465kPa [gage] 以下となった場合の注水流量は、サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため崩壊熱相当の流量とする。

リンク先【1.8.2.1(1)c.】

① 手順着手の判断基準

【ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの判断基準】

- ・全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断^{※1}し、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水ができない場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作の判断基準】

- ・ 全交流動力電源喪失時，原子炉圧力容器の破損の徴候^{※2}及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化^{※3}により原子炉圧力容器の破損を判断し，格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水ができない場合において，ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は，原子炉圧力容器内の水位の低下，制御棒の位置表示の喪失数増加，原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※3：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」は，原子炉圧力容器内の圧力の低下，格納容器内の圧力の上昇，格納容器内の温度の上昇，格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

② 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器下部への注水手順については，「1.8.2.1(1)c. 消火系によるデブリ冷却」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等 1 名, 現場対応を運転員等 2 名にて実施した場合, 作業開始を判断してから消火系によるデブリ冷却開始まで 47 分以内と想定する。

円滑に作業できるように, 移動経路を確保し, 放射線防護具, 照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

d. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水

ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水手段としては, 消火系がある。

(a) 消火系による使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失, 又は使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合に, ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とし, 電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプから消火栓ホース又は残留熱除去系ラインを経由して使用済燃料プールへ注水することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し, 放射線を遮蔽し, 及び臨界を防止する。

リンク先【1. 11. 2. 1(1)e.】

① 手順着手の判断基準

【消火栓からのホース接続による使用済燃料プール注水の場合】

使用済燃料プールの注水機能が喪失し, 使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合で, 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)及び補給水系にて使用済燃料プールに注水ができず, 使用済燃料プールへアクセスが可能な場合において, ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの

水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要とする火災が発生していない場合。

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

使用済燃料プールの注水機能が喪失し、使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合で、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）及び補給水系にて使用済燃料プールに注水ができない場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災とする発生していない場合。

② 操作手順

消火系によるろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水手順については、「1.11.2.1(1)e. 消火系による使用済燃料プール注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、消火系による使用済燃料プール注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を運転員等 4 名にて実施した場合、60 分以内と想定する。

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を運転員等 2 名にて実施した場合、100 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護

具，照明及び通信連絡設備を整備する。

(6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順

重大事故等が発生した場合において，復水貯蔵タンクを水源として原子炉圧力容器への注水，格納容器内の冷却，格納容器下部への注水及び使用済燃料プールへの注水を行う手順を整備する。

a．復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系及び制御棒駆動水压系がある。

(a) 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉隔離時冷却系が健全な場合は，自動起動（原子炉水位異常低下（レベル2））による作動，又は中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

リンク先【1.2.2.1(1)】

① 手順着手の判断基準

給水系による原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

② 操作手順

原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水手順については，「1.2.2.1(1)原子炉隔離時冷却系による原子炉注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員等 1 名にて操作を実施する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

(b) 高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

高圧炉心スプレイ系が健全な場合は，自動起動（原子炉水位異常低下（レベル 2）又はドライウェル圧力高）による作動，又は中央制御室からの手動操作により高圧炉心スプレイ系を起動し，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

リンク先【1.2.2.1(2)】

① 手順着手の判断基準

給水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点以上に維持できない場合において，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

② 操作手順

高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水手順については，「1.2.2.1(2)．高圧炉心スプレイ系による原子炉注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員等 1 名にて操作を実施する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

(c) 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

高圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点以上に維持できない場合に，非常用交流電源設備により電源及び冷却水を確保し，復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉への注水を実施する。

リンク先【1. 2. 2. 4(1)b.】

① 手順着手の判断基準

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり，高圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点以上に維持できない場合において，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

② 操作手順

制御棒駆動水圧系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水手順については，「1. 2. 2. 4(1)b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室操作を運転員等 1 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから制御棒駆動水圧系による原子炉注水開始まで 3 分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

(d) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（熔融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）

炉心の著しい損傷が発生した場合，熔融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容

器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉压力容器下部へ熔融炉心が移動した場合でも原子炉压力容器への注水により原子炉压力容器の破損防止又は遅延を図る。

リンク先【1.8.2.2(1)a.】

① 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断^{※1}し、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合で、高圧炉心スプレイ系及び給水系による原子炉压力容器への注水ができない場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉压力容器温度で300℃以上を確認した場合。

② 操作手順

熔融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止するための原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水開始まで5分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原

原子炉圧力容器への注水

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、補給水系がある。

(a) 補給水系による原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレー系による原子炉注水機能が喪失した場合において、補給水系の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、原子炉圧力容器への注水を開始する。

リンク先【1.4.2.2(1)a.(e)】

① 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレー系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

② 操作手順

補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器注水手順については、「1.4.2.2(1)a.(e)補給水系による原子炉注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉注水開始まで105分以内と想定する。

なお、格納容器内への格納容器スプレーを実施する場合、原子

炉注水が不要と判断してから格納容器スプレイまで 10 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(b) 補給水系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉压力容器を破損し原子炉压力容器下部へ落下した場合、格納容器下部注水系によりペDESTAL（ドライウェル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉压力容器内に溶融炉心が残存した場合は、低圧代替注水により原子炉压力容器内へ注水することで残存溶融炉心を冷却し、原子炉压力容器から格納容器内への放熱量を抑制する。

リンク先【1.4.2.2(3)a.(e)】

① 手順着手の判断基準

原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉压力容器の破損を判断し、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系により原子炉压力容器内への注水ができない場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

※1:「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉压力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇、格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

② 操作手順

補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした残存溶融炉心の冷却手順については、「1.4.2.2(3)a.(e)補給水系による残存溶融炉心の冷却」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を運転員等 2 名及び重大事故等対応要員 6 名にて実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉压力容器内への注水開始まで 105 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(c) 補給水系による原子炉压力容器への注水（溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）

炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するため原子炉压力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉压力容器下部へ溶融炉心が移動した場合でも原子炉压力容器への注水により原子炉压力容器の破損防止又は遅延を図る。

リンク先【1.8.2.2(1)g.】

① 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断^{※1}し、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合で、給水系、復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系による原子炉压力容器への注水ができない場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

② 操作手順

熔融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止するための補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)g. 補給水系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器への注水開始まで105分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

c. 復水貯蔵タンクを水源とした格納容器内の冷却

復水貯蔵タンクを水源とした格納容器内の冷却手段としては、補給水系がある。

(a) 補給水系による格納容器内の冷却（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系及びサプレッション・プール冷却系）、代替格納容器スプレー冷却系（常設）、代替循環冷

却系及び消火系により格納容器内の冷却ができない場合、補給水系による格納容器内の冷却を実施する。

格納容器内の冷却開始後は、格納容器の圧力が負圧とならないように、格納容器スプレイの起動／停止を実施する。

リンク先【1.6.2.2(1)a.(e)】

① 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替循環冷却系及び消火系による格納容器内の冷却ができず、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合※¹において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

※1：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル雰囲気温度又はサブプレッション・プール水位指示値が、代替格納容器スプレイ起動の判断基準（第 1.6－4 表）に達した場合。

② 操作手順

補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.2(1)a.(e)補給水系による格納容器内の冷却」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を運転員等 2 名及び重大事故等対応要員 6 名にて実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による格納容器内の冷却開始まで 105 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照

明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(b) 補給水系による格納容器内の冷却（炉心損傷後）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替循環冷却系及び消火系により格納容器内の冷却ができない場合，補給水系により格納容器内の冷却を実施する。

リンク先【1.6.2.3(1)a.(e)】

① 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替循環冷却系及び消火系が使用できず，代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※2}において，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力又はドライウェル雰囲気温度指示値が代替格納容器スプレイ起動の判断基準（第1.6－5表）に達した場合。

② 操作手順

補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした格納容器内の冷却

手順については、「1.6.2.3(1)a.(e)補給水系による格納容器内の冷却」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等 1 名, 現場対応を運転員等 2 名及び重大事故等対応要員 6 名にて実施した場合, 作業開始を判断してから補給水系による格納容器内の冷却開始まで 105 分以内と想定する。

円滑に作業できるように, 移動経路を確保し, 放射線防護具, 照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

d. 復水貯蔵タンクを水源とした格納容器下部への注水

復水貯蔵タンクを水源とした格納容器下部への注水手段としては, 補給水系がある。

(a) 補給水系によるデブリ冷却

全交流動力電源喪失時, 炉心の著しい損傷が発生した場合において, 格納容器の破損を防止するため, 格納容器下部注水系(常設)及び消火系によるペDESTAL(ドライウエル部)の床面に落下した熔融炉心の冷却ができない場合, 復水貯蔵タンクを水源とした補給水系によりペDESTAL(ドライウエル部)の床面に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において, あらかじめペDESTAL(ドライウエル部)への初期水張りを実施する。

また, 原子炉圧力容器破損後は, ペDESTAL(ドライウエル部)の床面に落下した熔融炉心を冠水冷却するため, ペDESTAL(ドラ

イウエル部) への注水を継続する。

格納容器内の圧力が 465kPa [gage] 以下となった場合の注水流量は、サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため崩壊熱相当の流量とする。

リンク先【1.8.2.1(1)d.】

① 手順着手の判断基準

【ペDESTAL (ドライウエル部) への初期水張りの判断基準】

- ・全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断^{※1}し、格納容器下部注水系 (常設) 及び消火系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水ができない場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL (ドライウエル部) への注水操作の判断基準】

- ・全交流動力電源喪失時、原子炉圧力容器の破損の徴候^{※2}及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化^{※3}により原子炉圧力容器の破損を判断し、格納容器下部注水系 (常設) 及び消火系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水ができない場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の 10 倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

※2「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内

の水位の低下，制御棒の位置表示の喪失数増加，原子炉
圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認す
る。

※3：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」は，原
子炉圧力容器内の圧力の低下，格納容器内の圧力の
上昇，格納容器内の温度の上昇，格納容器内の水素濃度の
上昇により確認する。

② 操作手順

補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした格納容器下部への
注水手順については，「1.8.2.1(1)d. 補給水系によるデブリ冷
却」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を運転員等 2
名及び重大事故等対応要員 6 名にて実施した場合，作業開始を判
断してから補給水系によるデブリ冷却開始まで 101 分以内と想定
する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，
照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と
同程度である。

e. 復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水

復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水手段として
は，補給水系がある。

(a) 補給水系による使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃
料プール水の小規模な漏えいが発生した場合に，復水貯蔵タンクを

水源として復水移送ポンプで使用済燃料プールへ注水することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する。

リンク先【1. 11. 2. 1(1) d.】

① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの注水機能が喪失し、使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合で、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）にて使用済燃料プールに注水ができず、使用済燃料プールへアクセスが可能な場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

② 操作手順

補給水系による復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水手順については、「1. 11. 2. 1(1) d. 補給水系による使用済燃料プール注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を運転員等 2 名にて実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による使用済燃料プール注水開始まで 55 分以内と想定する。

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

(7) 淡水タンクを水源とした対応手順

重大事故等が発生した場合において、淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給を行う手順を整備する。フィルタ装置スクラビング水補給に使用する淡水タンクは、通常連絡弁を開としている多目的タンク及びろ過水貯蔵タンクを優先し、水位を

監視しながら原水タンク及び純水貯蔵タンクの連絡弁を開にする。

a. 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

本手順では災害対策本部による水源特定，可搬型代替注水大型ポンプの配置，接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水までの手順を整備し，接続口から注水等が必要な個所までの操作手順については各条文にて整備する。（対応手順については，1. 13. 2. 1 (7) b. に示す。）

なお，淡水タンクからフィルタ装置スクラビング水補給用の接続口までのホース敷設図は第 1. 13-15 図参照。

(a) 手順着手の判断基準

フィルタ装置スクラビング水の水位が 1500mm を下回ると判断した場合。

(b) 操作手順

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順の概略は以下のとおり。概要図を第 1. 13-2 図に，タイムチャートを第 1. 13-3 図に，ホース敷設図を第 1. 13-15 図示す。

- ① 発電長は，手順着手の判断に基づき，災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を依頼する。
- ② 災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給準備のため，接続口の場所を指示する。
- ③ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを淡水タンクに配置し，多目的タンク配管・弁の予備ノズルと可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプ吸込口をホースで接続する。
- ④ 重大事故等対応要員は，淡水タンクから接続口までのホース敷設

を行う。

⑤ 重大事故等対応要員は、接続口へホースの接続を行う。

⑥ 発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置の系統構成が完了したことを連絡する。

⑦ 重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の準備完了したことを報告する。

⑧ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑨ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を指示する。

⑩ 重大事故等対応要員は、接続口付属の弁の全閉を確認後、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行う。

⑪ 重大事故等対応要員は、空気抜き完了後、接続口付属の弁を調整開とし、補給を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑫ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。

⑬ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。

⑭ 重大事故等対応要員は、補給中は可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水大型ポンプの回転数を操作する。

(c) 操作の成立性

上記の現場操作は、重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから淡水タンクを水源とした可搬型代替

注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給ラインの接続口に接続した場合において約 155 分以内と想定する。

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

送水ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び送水ホースを配備する。

構内のアクセス状況を考慮して淡水タンクから各接続口へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

b. 淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給

淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手段としては可搬型代替注水大型ポンプによる補給手段がある。

(a) フィルタ装置スクラビング水補給

フィルタ装置水位が通常水位を下回り、下限水位に到達する前に、フィルタ装置へ水張りを実施する。

リンク先【1.5.2.2(1)a.(b)】、【1.7.2.1(1)a.(b)】

【1.5.2.2(2)a.(b)】、【1.7.2.1(2)a.(b)】

① 手順着手の判断基準

フィルタ装置水位指示値が 1,500 mmを下回ると判断した場合。

② 操作手順

淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給手順については、「1.5.2.2(1)a.(b)、1.7.2.1(1)a.(b)、1.5.2.2(2)a.(b)及び1.7.2.1(2)a.(b)フィルタ装置スクラビング水補給」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の現場対応は、重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置スクラビング水の補給開始まで 170 分以内と想定する。

なお、屋外における本操作は、フィルタ装置スクラビング水が格納容器ベント開始後 24 時間以上、補給操作が不要となる水量を保有していることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しており、作業は可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び LED ライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(8) 海を水源とした対応手順

重大事故等が発生した場合において、海を水源とした原子炉压力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレー、最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送、大気への拡散抑制、航空機燃料火災への泡消火、非常用ディーゼル（高圧炉心スプレー系を含む）発電機用海水系への代替送水及び代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却を行う手順を整備する。

a. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

本手順では災害対策本部による水源特定、可搬型代替注水大型ポンプの配置、接続口までのホース接続及び可搬型代替注水大型ポンプに

よる送水までの手順を整備し、接続口から注水等が必要な個所までの
操作手順については各条文にて整備する。(対応手順については、
1. 13. 2. 1 (8) b. ～1. 13. 2. 1 (8) k. に示す。)

原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注
水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイ
に用いる常設の設備が使用できない場合に、可搬型代替注水大型ポン
プによる各種注水を行う。

東側接続口及び西側接続口から原子炉圧力容器への注水、格納容器
内の冷却、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済
燃料プールへの注水／スプレイへの各種注水を行う。

水源特定、可搬型代替注水大型ポンプ配置、接続口までのホース接
続及び可搬型代替注水大型ポンプによる送水の一連の作業は、各種注
水において同じであり、海から接続口までの距離によりホース数量が
決まる。なお、海から東側接続口及び西側接続口の接続口の選択は、
各種注水までの時間が最短となる組み合わせを優先として選択する。

(可搬型スプレイヘッドを使用した燃料プール代替注水については、
送水先が接続口だけでなく原子炉建屋内に敷設したホースに接続する
手段もある。)

また、海（S A用海水ピット）から東側接続口及び西側接続口への接
続については、各種注水及び補給開始までの時間が最短となる東側接
続口を優先して使用する。

なお、海から各接続口までのホース敷設図は第 1. 13-12 図参照。

(a) 手順着手の判断基準

給水系、復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への
注水機能が喪失し、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器

への注水手段等の準備を開始した場合。

(b) 操作手順

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順の概略は以下のとおり。概要図を第 1.13-2 図に，タイムチャートを第 1.13-3 図に示す。

- ① 発電長は，手順着手の判断に基づき，災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を依頼する。
- ② 災害対策本部長は，プラントの被災状況に応じて海を水源とした各種注水のための接続口の場所を決定する。
- ③ 災害対策本部長は，発電長に各種注水のための接続口の場所を連絡する。
- ④ 災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる海を水源とした各種注水のため接続口の場所を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを海に配置し，可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプを海面へ設置する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は，海から接続口までのホース敷設を行う。
- ⑦ 重大事故等対応要員は，接続口へホースの接続を行う。
- ⑧ 発電長は，災害対策本部長に建屋内の系統構成が完了したことを連絡する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は，災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の準備完了したことを報告する。
- ⑩ 災害対策本部長は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる

送水の開始を連絡する。

- ⑪ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を指示する。

- ⑫ 重大事故等対応要員は、接続口の弁の全閉を確認後、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行う。

- ⑬ 重大事故等対応要員は、空気抜き完了後、接続口の弁を開とし、送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

- ⑭ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。

- ⑮ 重大事故等対応要員は、各種注水中は可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水大型ポンプの回転数を操作する。

(c) 操作の成立性

上記の現場操作は、重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始まで、東側接続口に接続した場合において約 135 分以内、西側接続口に接続した場合において約 150 分以内と想定する。

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

送水ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び送水ホースを配備する。

構内のアクセス状況を考慮して海から各接続口へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料 1. 13. 4)

b. 海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水手段としては、低圧代替注水系（可搬型）がある。

(a) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水機能が喪失した場合において、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手段は、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手段と同時並行で準備を開始する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、低圧代替注水系（可搬型）の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、原子炉圧力容器への注水を開始する。

リンク先【1. 4. 2. 2(1) a. (b)】

① 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、淡水が使用できない場合。

② 操作手順

常設の原子炉圧力容器への注水設備の注水機能喪失時の低圧代

替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水手順については、「1.4.2.2(1)a.(b)低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，170 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等 6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，170 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，135 分以内と想定する。

【現場操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合）】

- ・現場対応を運転員等 6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，135 分と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに

作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉圧力容器下部へ落下した場合，格納容器下部注水系によりペDESTAL（ドライウェル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は，低圧代替注水により原子炉圧力容器内へ注水することで残存溶融炉心を冷却し，原子炉圧力容器から格納容器内への放熱量を抑制する。

リンク先【1.4.2.2(3)a.(b)】

① 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断し，残留熱除去系（低圧注水系），低圧炉心スプレイ系，低圧代替注水系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において，淡水が使用できない場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力容器内の圧力の低下，格納容器内の圧力の上昇，格納容器内の温度の上昇，格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

② 操作手順

残存溶融炉心冷却のための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.2(3)a.(b)低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器内への注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，170 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，135 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(c) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）
炉心の著しい損傷が発生した場合，溶融炉心のペデスタル（ドラ

イウェル部)の床面への落下を遅延又は防止するため原子炉压力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉压力容器下部へ熔融炉心が移動した場合でも原子炉压力容器への注水により原子炉压力容器の破損防止又は遅延を図る。

リンク先【1.8.2.2(1)d.】

① 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断^{※1}し、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、給水系、復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による原子炉压力容器への注水ができない場合において、淡水が使用できない場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉压力容器温度で300℃以上を確認した場合。

② 操作手順

熔融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止するための低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水開始までの必要な要員及び

所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉压力容器への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，170 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉压力容器への注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，135 分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

c. 海を水源とした格納容器内の冷却

海を水源とした格納容器内の冷却手段としては，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）がある。

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による格納容器内の冷却ができない場合，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により格納容器内の冷却を実施する。

格納容器内の冷却開始後は、格納容器内の圧力が負圧とならないように、格納容器スプレイ流量の調整又は格納容器スプレイの起動／停止を実施する。

リンク先【1.6.2.2(1)a.(b)】

① 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による格納容器内の冷却ができず、代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合※¹において、淡水が使用できない場合。

※1：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル雰囲気温度又はサプレッション・プール水位指示値が、格納容器スプレイ起動の判断基準（第1.6－4表）に達した場合。

② 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による海を水源とした格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.2(1)a.(b)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，170 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等 6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，195 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（A）配管を使用した東側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，135 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（A）配管を使用した東側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等 6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，195 分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（炉心損傷後）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替循環冷

却系，消火系及び補給水系による格納容器内の冷却ができない場合，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により格納容器内の冷却を実施する。

リンク先【1.6.2.3(1)a.(b)】

① 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※¹において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系），代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替循環冷却系，消火系及び補給水系が使用できず，代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達した場合※²において，淡水が使用できない場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：「代替格納容器スプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウエル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力又はドライウエル雰囲気温度が代替格納容器スプレイ起動の判断基準（第1.6－5表）に達した場合。

② 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による海を水源とした格納容器内の冷却手順については，「1.6.2.3(1)a.(b)代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、170 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等 6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、195 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系（A）配管を使用した東側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、135 分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系（A）配管を使用した東側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

- ・現場対応を運転員等 6 名及び重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、195 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。屋内作業の

室温は通常状態と同程度である。

d. 海を水源とした格納容器下部への注水

海を水源とした格納容器下部への注水手段としては、格納容器下部注水系（可搬型）がある。

(a) 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却

全交流動力電源喪失時、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却ができない場合、格納容器の破損を防止するため格納容器下部注水系（可搬型）によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を継続する。

格納容器内の圧力が 465kPa [gage] 以下となった場合の注水流量は、サプレッション・プールの水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため崩壊熱相当の流量とする。

リンク先【1.8.2.1(1)b.】

① 手順着手の判断基準

【ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの判断基準】

- ・全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断^{*1}し、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドラ

イウェル部) への注水ができない場合において、淡水が使用できない場合。

【原子炉圧力容器破損後のペDESTAL (ドライウェル部) への注水操作の判断基準】

- ・全交流動力電源喪失時、原子炉圧力容器の破損の徴候^{※2}及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化^{※3}により原子炉圧力容器の破損を判断し、格納容器下部注水系 (常設)、消火系及び補給水系によるペDESTAL (ドライウェル部) への注水ができない場合において、淡水が使用できない場合。

※1: 格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2: 「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※3: 「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」は、原子炉圧力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇、格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

② 操作手順

格納容器下部注水系 (可搬型) による海を水源とした格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1)b. 格納容器下部注水

系（可搬型）によるデブリ冷却（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（西側接続口を使用したデブリ冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，170 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（東側接続口を使用したデブリ冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，135 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

e. 海を水源とした格納容器頂部への注水

海を水源とした格納容器頂部への注水手段としては、格納容器頂部注水系（可搬型）がある。

(a) 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止するため、海を水源として可搬型代替注水大型ポ

ンプで原子炉ウェルに注水することにより格納容器の頂部を冷却し、格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への水素漏えいを抑制する。

リンク先【1. 10. 2. 1 (2) b.】

① 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、格納容器内の温度上昇が継続している場合で、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水ができない場合において、淡水が使用できない場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の 10 倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

② 操作手順

格納容器頂部注水系（可搬型）による海を水源とした格納容器頂部への注水手順については、「1. 10. 2. 1 (2) b. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，170 分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，135 分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

なお，原子炉ウェル注水を実施した後は，蒸発による水位低下を考慮してドライウェル雰囲気温度を継続的に監視し，温度の上昇継続の確認及び原子炉ウェル注水の再開を繰り返すことにより，格納容器トップヘッドフランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度である 190℃以下に抑えることが可能である。

f．海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ

海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイへの注水手段としては，代替燃料プール注水系（可搬型）がある。

(a) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合に，海を水源として可

搬型代替注水大型ポンプで使用済燃料プールへ注水することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する。

リンク先【1. 11. 2. 1(1)b.】

① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの注水機能が喪失し、使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合で、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、補給水系、消火系、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）にて使用済燃料プールに注水ができない場合において、淡水が使用できない場合。

② 操作手順

代替燃料プール注水系（可搬型）による海を水源とした使用済燃料プールへの注水手順については、「1. 11. 2. 1(1)b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【西側接続口による使用済燃料プール注水の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応

要員 8 名にて実施した場合、170 分以内と想定する。

【東側接続口による使用済燃料プール注水の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応

要員 8 名にて実施した場合、135 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(b) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合に，可搬型代替注水大型ポンプで使用済燃料プールへ注水することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する。

リンク先【1.11.2.1(1)c.】

① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの注水機能が喪失し，使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合で，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン），補給水系，消火系及び常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイにて使用済燃料プールに注水ができない場合において，淡水が使用できない場合。

② 操作手順

代替燃料プール注水系（可搬型）による海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイへの注水手順については、
「1. 11. 2. 1 (1) c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業を開始してから、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，345 分以内と想定する。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，335 分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるよう，原子炉建屋内で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。可搬型代替注水大型ポンプのホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

(c) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、「1. 11. 2. 1(1) 燃料プール代替注水」に示す手順による注水を実施しても水位が維持できない場合に、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減する。

リンク先【1. 11. 2. 2(1)b.】

① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの注水機能が喪失し、使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合で、燃料プール代替注水により使用済燃料プール注水を実施しても、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端未満の場合で、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）にて使用済燃料プールにスプレイができない場合において、淡水が使用できない場合。

② 操作手順

代替燃料プール注水系（可搬型）による海を水源とした使用済燃料プールのスプレイ手順については、「1. 11. 2. 2(1)b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【西側接続口による使用済燃料プールのスプレイの場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、170 分以内と想定する。

【東側接続口による使用済燃料プールのスプレイの場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、135 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(d) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、「1.11.2.1(1) 燃料プール代替注水」に示す手順による注水を実施しても水位が維持できない場合に、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨

界を防止すること及び放射性物質の放出を低減する。

リンク先【1. 11. 2. 2(1)c.】

① 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの注水機能が喪失し、使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合で、燃料プール代替注水により使用済燃料プール注水を実施しても、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端未満の場合で、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）にて使用済燃料プールにスプレイができない場合において、淡水が使用できない場合。

② 操作手順

代替燃料プール注水系（可搬型）による海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイへの注水手順については、
「1. 11. 2. 2(1)c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業を開始してから、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、345 分以内と想定する。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，335 分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるよう，原子炉建屋内で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。可搬型代替注水大型ポンプのホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

g．海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送

海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送手段としては，緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系がある。

(a) 緊急用海水系による冷却水の確保

残留熱除去系海水系の機能が喪失した場合，残留熱除去系を使用した原子炉除熱，格納容器内の冷却，使用済燃料プール除熱戦略ができなくなることから，残留熱除去系海水系の系統構成を行い，緊急用海水系により冷却水を確保する。

常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を確保し冷却水通水確認後，目的に応じ残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サブレーション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）を起動し，最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。

なお，格納容器からの除熱及び原子炉内の崩壊熱を除去する機能を有する代替循環冷却系へ電源を給電することが可能となるM/C 2 Cを優先し緊急用M/Cから受電するため，M/C 2 Cの供給

対象である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サブレーション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）（A）を優先して使用する。

リンク先【1.5.2.3(1)a.】

① 手順着手の判断基準

残留熱除去系海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により，残留熱除去系海水系を使用できない場合。

② 操作手順

緊急用海水系による海を水源とした冷却水確保の手順については，「1.5.2.3(1)a. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等 1 名にて実施した場合，作業開始を判断してから緊急用海水系による冷却水の供給開始まで 20 分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

(b) 代替残留熱除去系海水系による冷却水の確保

残留熱除去系海水系及び緊急用海水系の機能が喪失した場合，残留熱除去系を使用した原子炉除熱，格納容器内の冷却，使用済燃料プール除熱戦略ができなくなることから，残留熱除去系海水系の系統構成を行い，代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保する。

常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を確保し冷却水通水確認後，目的に応じ残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サブレーション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）を起動し，最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。

なお、格納容器からの除熱及び原子炉内の崩壊熱を除去する機能を有する代替循環冷却系へ電源を給電することが可能となるM/C 2 Cを優先し緊急用M/Cから受電するため、M/C 2 Cの供給対象である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）（A）を優先して使用する。

リンク先【1.5.2.3(1)b.】

① 手順着手の判断基準

残留熱除去系海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により残留熱除去系海水系を使用できない場合で、緊急用海水系が機能喪失した場合。

② 操作手順

代替残留熱除去系海水系による海を水源とした冷却水確保の手順については、「1.5.2.3(1)b. 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、代替残留熱除去系海水系による冷却水供給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【残留熱除去系海水系（B）配管を使用した西側接続口による冷却水確保の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系海水系への冷却水供給開始まで 150 分以内と想定する。

【残留熱除去系海水系（A）配管を使用した東側接続口による冷却水確保の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等 1 名，現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから残留熱除去系海水系への冷却水供給開始まで 135 分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

また，車両の作業照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

h. 海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制

海を水源とした大気への拡散抑制手段としては，可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲がある。

(a) 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

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

また，使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し，使用済燃料プールの水位が維持できない場合は，可搬型又は常設スプレイヘッドから使用済燃料プールにスプレイすることで燃料損傷を緩和する手段がある。

しかし，これらの機能が喪失し，原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し，可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲に

より原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。

リンク先【1.12.2.1(1)a.】

① 手順着手の判断基準

以下のいずれかが該当する場合。

- ・炉心損傷を判断^{※1}した場合において、原子炉注水を高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量等により確認できない場合。
- ・使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール注水を使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール監視カメラ等により確認できない場合。
- ・大型航空機の衝突など、原子炉建屋外観で大きな損傷を確認した場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の 10 倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

② 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による海を水源とした大気への拡散抑制手順については、「1.12.2.1(1)a. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の現場対応は準備段階では重大事故等対応要員 8 名（可搬

型代替注水大型ポンプの起動，ホースの水張り及び空気抜きは 4 名）にて実施する。

作業は災害対策本部長の指示に従い対応することとしており，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の準備完了まで 190 分以内（ホース敷設距離が短くなる廃棄物処理建屋南側経由でホースを敷設した場合は，145 分以内）と想定する。

円滑に作業できるようにアクセスルート及び作業エリアを確保し，防護具，可搬型照明，通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温と同程度である。ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

大気への放射性物質の拡散抑制は，災害対策本部長からの指示を受けた，重大事故等対応要員 4 名にて実施し，作業開始を判断してから 190 分以降（ホース敷設距離が短くなる廃棄物処理建屋南側経由でホースを敷設した場合は，145 分以降）に放水可能と想定する。

放水砲は可搬型設備のため任意に設置場所を設定することが可能であり，風向き等の天候状況及びアクセス状況に応じて，最も効果的な方角から原子炉建屋破損口等の放射性物質放出箇所に向けて放水を実施する。

放水砲の放射方法としては，直状放射から噴霧放射への切替えが可能であり，噴霧放射は直状放射に比べ射程距離が短くなるものの，より細かい水滴径が期待でき，直状放射よりも放射性物質の抑制効果がある。従って，なるべく噴霧放射を使用する。

ただし、直状放射の場合も、到達点では霧状になっているため放射性物質の抑制効果はある。

なお、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲の準備にあたり、プラント状況や周辺の現場状況、ホースの敷設時間などを考慮し、複数あるホース敷設ルートから全対応の作業時間が短くなるよう適切なルートを選択する。

また、大気への放射性物質の拡散抑制手順着手は、炉心損傷又は使用済燃料プールの水位低下の兆候を確認した場合としている。重大事故等対応要員は、過剰被ばく防止の観点から現場環境を考慮し、適切な放射線防護具を装備する。

i. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火

海を水源とした航空機燃料火災への泡消火手段としては、可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）がある。

(a) 可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、海水を水源として可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火を行う手順を整備する。

リンク先【1.12.2.2(2)a.】

① 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合。

② 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による海を水源とした航空機燃料火災への泡消火手順

については、「1. 12. 2. 2(2) a. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の現場対応は準備段階では重大事故等対応要員 8 名にて実施する。

作業は、災害対策本部長の指示に従い対応することとしており、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による泡消火開始まで 190 分以内（ホース敷設距離が短くなる廃棄物処理建屋南側経由でホースを敷設した場合は、145 分以内）と想定する。

放水段階では、重大事故等対応要員 5 名にて実施する。

1%濃縮用泡消火薬剤を 5,000L 配備し、放水開始から約 20 分の泡消火が可能である。

泡消火薬剤は、放水流量（22,300L/min）に対して 1%濃度で自動注入となる。

円滑に作業できるようにアクセスルート及び作業エリアを確保し、防護具、可搬型照明、通信設備等を整備する。ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

j. 海を水源とした非常用ディーゼル（高圧炉心スプレイ系を含む）発電機用海水系への代替送水

海を水源とした非常用ディーゼル（高圧炉心スプレイ系を含む）発電機用海水系への代替送水による電源供給機能の復旧手段としては、可搬型代替注水大型ポンプがある。

(a) 非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替

送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧

D/G海水系のポンプ等の故障によりD/G 2C・2D及びHPCS D/Gの電源供給機能が復旧できない状態で、D/G 2C・2D及びHPCS D/Gの使用が可能な場合に、D/G海水系の冷却機能の代替手段として、可搬型代替注水大型ポンプによりD/G海水系に海水又は淡水を送水し、各ディーゼル機関を冷却することで、D/G 2C・2D及びHPCS D/Gの電源供給機能を復旧し、原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却、格納容器冷却及び除熱に必要となる設備の電源を確保する。

リンク先【1.14.2.1(3)】

① 手順着手の判断基準

D/G海水系のポンプ等の故障によりD/G 2C・2D及びHPCS D/Gの電源供給機能が復旧できない状態で、D/G 2C・2D及びHPCS D/Gの使用が可能な場合。

② 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプによる海を水源とした非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧手順については「1.14.2.1(3)非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員

8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからD/G海水系への代替送水によるD/G 2C・2D及びHPCS D/Gの電源供給機能の復旧までの所要時間を300分以内と想定する。

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

k. 海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

海を水源とした使用済燃料プール冷却手段としては、代替燃料プール冷却系がある。

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系による使用済燃料プール冷却機能が喪失した場合には、緊急用海水系又は可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、代替燃料プール冷却系により使用済燃料プール冷却を実施する。

リンク先【1.11.2.4(1)a.】

① 手順着手の判断基準

使用済燃料プール冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合において、スキマサージタンクの水位が確保されている場合。

② 操作手順

代替燃料プール冷却系（常設）による海を水源とした使用済燃料プール冷却手順については、「1.11.2.4(1)a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、作業

開始を判断した後、冷却水を確保してから代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却開始まで 15 分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(9) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順

重大事故等が発生した場合において、ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順を整備する。

a. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注水

ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注水手段としては、ほう酸水注水系がある。

(a) 原子炉制御「反応度制御」

A T W S 発生時に、原子炉を安全に停止させる。

リンク先【1.1.2.1(2)】

① 手順着手の判断基準

原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）の操作を実施しても、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）まで挿入されていない場合において、平均出力領域計装指示値が 3% 以上の場合。

なお、制御棒位置指示が確認できない場合も、原子炉制御「反応度制御」に移行する。

② 操作手順

ほう酸水注入系によるほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順については、「1.1.2.1(2) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等 2 名、現場対応を運転員等 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから中央制御室の操作における所要時間は以下のとおり。

- ・ ほう酸水注入系起動操作完了：4 分以内

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(b) ほう酸水注入系による原子炉注水

高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時にあって、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点以上に維持できない場合には、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入を実施する。

さらに、純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給することで、ほう酸水注入系による原子炉への注水を継続させる。

リンク先【1.2.2.4(1)a.】

① 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態の場合で、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点以上に維持できない場合で、ほう酸水貯蔵タンクの液位が確保されている場合。

② 操作手順

ほう酸水注入系によるほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉

圧力容器へのほう酸水注入手順については、「1.2.2.4(1)a. ほう酸水注入系による原子炉注水」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記のほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉へのほう酸水注入は、中央制御室対応を運転員等 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからほう酸水注入系による原子炉注水開始まで 2 分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

さらに、純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給し、原子炉への継続注水を行う場合は、現場操作を運転員等 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉への継続注水準備完了まで 60 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(c) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入（熔融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）

炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ熔融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器への注水により原子炉圧力容器の破損防止又は遅延を図る。

リンク先【1.8.2.2(1)h.】

① 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断した場合^{※1}において、

ほう酸水貯蔵タンクの液位が確保されている場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

② 操作手順

熔融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止するためのほう酸水注入系によるほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順については、「1.8.2.2(1)h. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入」にて整備する。

③ 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、作業開始を判断してからほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで2分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

1.13.2.2 水源へ水を補給のための対応手順

(1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順

a. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）

代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合に、代替淡水貯槽への補給手段がないと代替淡水貯槽水位は低下し、水源が枯渇するため、可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給を実施する。

可搬型代替注水大型ポンプの水源は、淡水貯水池を優先して使用する。淡水の枯渇等により継続できないおそれがある場合は、海水による代替淡水貯槽への補給に切り替えるが、海水を直接代替淡水貯槽へ補給することにより、代替淡水貯槽への補給を継続しながら淡水から海水への切り替えが可能である。なお、淡水貯水池への淡水補給は、「1. 13. 2. 2(2)a. 淡水貯水池 B (A) から淡水貯水池 A (B) への補給」及び「1. 13. 2. 2(2)b. 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給 (淡水／海水)」の手順にて実施する。

また、淡水貯水池を水源として代替淡水貯槽へ補給している場合は、あらかじめ可搬型代替注水大型ポンプの水源切替え準備をすることにより速やかに淡水から海水への切替えが可能である。淡水から海水への切替えは、「1. 13. 2. 3(2) 淡水から海水への切替え」の手順にて実施する。

なお、淡水貯水池、淡水タンク及び海から代替淡水貯槽までのホース敷設図は第 1. 13-16 図、第 1. 13-17 図及び第 1. 13-18 図参照。

(a) 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

i. 手順着手の判断基準

代替淡水貯槽を水源とした原子炉压力容器への注水，格納容器内の冷却，格納容器下部への注水，格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイが開始され，淡水の消費が開始された場合。

ii. 操作手順

淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1. 13-4 図に，タイムチャートを第 1. 13-5 図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備開始を指示する。
- ② 発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備のため、可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホース接続を依頼する。
- ③ 災害対策本部長は、プラントの被災状況の結果から水源を淡水貯水池に決定し、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備を指示する。
- ④ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを淡水貯水池に配置し、可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプを水面へ設置する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、淡水貯水池から代替淡水貯槽までのホース敷設を行う。
- ⑥ 運転員等は中央制御室にて、可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、代替淡水貯槽のハッチを開放し、ホースの挿入を行い、可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備完了を災害対策本部長へ報告する。
- ⑧ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備完了を連絡する。
- ⑨ 発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプに

よる代替淡水貯槽への補給開始を依頼する。

- ⑩ 発電長は、運転員等に代替淡水貯槽水位の監視を指示する。
- ⑪ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を指示する。
- ⑫ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動する。起動後、可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を災害対策本部長に報告する。
- ⑬ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を連絡する。
- ⑭ 運転員等は中央制御室にて、代替淡水貯槽への補給が開始されたことを水位指示上昇により確認し、発電長に報告する。
- ⑮ 運転員等は中央制御室にて、代替淡水貯槽の水位が 19m に到達したことを発電長に報告する。
- ⑯ 発電長は、代替淡水貯槽への補給停止を災害対策本部長に依頼する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 2 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池から代替淡水貯槽への補給開始まで 155 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に

使用工具及びホースを配備する。

構内のアクセス状況を考慮して淡水貯水池から代替淡水貯槽へホースを敷設し、移送ルートを確認する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料 1.13.4)

(b) 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

i. 手順着手の判断基準

代替淡水貯槽を水源とした原子炉压力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーが開始され、淡水の消費が開始された場合。

ii. 操作手順

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.13-4図に、タイムチャートを第1.13-5図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備開始を指示する。
- ② 発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備のため、可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホース接続を依頼する。
- ③ 災害対策本部長は、プラントの被災状況の結果から水源を淡水タンクに決定し、重大事故等対応要員に可搬型代替注

水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備を指示する。

- ④ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを淡水タンクに配置し、多目的タンク配管・弁の予備ノズルと可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプ吸込口をホースで接続する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、淡水タンクから代替淡水貯槽までのホース敷設を行う。
- ⑥ 運転員等は中央制御室にて、可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、代替淡水貯槽のハッチを開放し、ホースの挿入を行い、可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備完了を災害対策本部長へ報告する。
- ⑧ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備完了を連絡する。
- ⑨ 発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を依頼する。
- ⑩ 発電長は、運転員等に代替淡水貯槽水位の監視を指示する。
- ⑪ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を指示する。
- ⑫ 重大事故等対応要員は、多目的タンク配管・弁の予備ノズル弁を全開後、可搬型代替注水大型ポンプを起動する。起

動後，可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を災害対策本部長に報告する。

- ⑬ 災害対策本部長は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を連絡する。
- ⑭ 運転員等は中央制御室にて，代替淡水貯槽への補給が開始されたことを水位指示上昇により確認し，発電長に報告する
- ⑮ 運転員等は中央制御室にて，代替淡水貯槽の水位が 19m に到達したことを発電長に報告する。
- ⑯ 発電長は，代替淡水貯槽への補給停止を災害対策本部長に依頼する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員 2 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる淡水タンクから代替淡水貯槽への補給開始まで 170 分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

構内のアクセス状況を考慮して淡水タンクから代替淡水貯槽へホースを敷設し，移送ルートを確保する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料 1.13.4)

(c) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

i. 手順着手の判断基準

代替淡水貯槽を水源とした原子炉压力容器への注水，格納容器内の冷却，格納容器下部への注水，格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーが開始され，淡水の補給ができない場合。

ii. 操作手順

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13-4 図に，タイムチャートを第 1.13-5 図に示す。

- ① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備開始を指示する。
- ② 発電長は，災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備のため，可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホース接続を依頼する。
- ③ 災害対策本部長は，プラントの被災状況の結果から水源を海に決定し，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備を指示する。
- ④ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを海に配置し，可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプを海面へ設置する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は，海から代替淡水貯槽までのホース敷設を行う。

- ⑥ 運転員等は中央制御室にて、可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、代替淡水貯槽のハッチを開放し、ホースの挿入を行い、可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備完了を災害対策本部長へ報告する。
- ⑧ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給の準備完了を連絡する。
- ⑨ 発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を依頼する。
- ⑩ 発電長は、運転員等に代替淡水貯槽水位の監視を指示する。
- ⑪ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を指示する。
- ⑫ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動する。起動後、可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を災害対策本部長に報告する。
- ⑬ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給開始を連絡する。
- ⑭ 運転員等は中央制御室にて、代替淡水貯槽への補給が開始されたことを水位指示上昇により確認し、発電長に報告する。
- ⑮ 運転員等は中央制御室にて、代替淡水貯槽の水位が 19m に到達したことを発電長に報告する。

⑯ 発電長は、代替淡水貯槽への補給停止を災害対策本部長に依頼する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 2 名及び重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる海から代替淡水貯槽への補給開始まで 165 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

構内のアクセス状況を考慮して海から代替淡水貯槽へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料 1.13.4)

(2) 淡水貯水池へ水を補給するための対応手順

a. 淡水貯水池 B (A) から淡水貯水池 A (B) への補給

淡水貯水池 A (B) を水源として可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の各種注水／補給を行う場合に、淡水貯水池 A (B) の水が枯渇する前に淡水貯水池 B (A) の水を淡水貯水池 A (B) へ補給する。

i. 手順着手の判断基準

淡水貯水池 A (B) を水源として原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び

使用済燃料プールへの注水／スプレーが開始された場合又は代替淡水貯槽に補給が開始された場合。

ii. 操作手順

淡水貯水池 B（A）から淡水貯水池 A（B）への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13-6 図に、タイムチャートを第 1.13-7 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、淡水貯水池 B（A）からの淡水貯水池 A（B）への補給を行うことを決定する。
- ② 災害対策本部長は、発電長に淡水貯水池 B（A）からの淡水貯水池 A（B）への補給を行うことを連絡する。
- ③ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に淡水貯水池 B（A）からの淡水貯水池 A（B）への補給を行うことを指示する。
- ④ 重大事故等対応要員は、淡水貯水池 A 連絡弁及び淡水貯水池 B 連絡弁を開けて、補給を開始する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、淡水貯水池 A（B）の水位上昇を目視により確認する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、淡水貯水池 B（A）からの淡水貯水池 A（B）の補給開始を災害対策本部長に報告する。
- ⑦ 災害対策本部長は、発電長に淡水貯水池 A（B）への補給開始を連絡する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、重大事故等対応要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから淡水貯水池 B（A）から淡水貯水池 A（B）への補給開始まで約 60 分と想定する。

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

また、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料 1.13.4)

b. 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給 (淡水／海水)

淡水貯水池を水源として可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉压力容器への注水等の対応を実施している場合に、淡水貯水池への補給手段がないと淡水貯水池の水位は低下し、水源が枯渇するため、可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給を実施する。

可搬型代替注水大型ポンプの水源は、淡水タンクを優先して使用する。

淡水の枯渇等により淡水貯水池への補給が継続できないおそれがある場合は、海水による淡水貯水池への補給に切り替えるが、海水を直接淡水貯水池へ補給することにより、淡水貯水池への補給を継続しながら淡水から海水への切り替えが可能である。

なお、淡水タンク及び海から淡水貯水池までのホース敷設図は第1.13-19 図及び第1.13-20 図参照。

(a) 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給

i. 手順着手の判断基準

淡水貯水池を水源として原子炉压力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレーが開始され、淡水の消費が開始された場合。

ii. 操作手順

淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第

1.13-8 図に，タイムチャートを第 1.13-9 図に示す。

- ① 災害対策本部長は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給の準備開始を指示する。
- ② 災害対策本部長は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給を行うことを連絡する。
- ③ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを淡水タンクに配置し，多目的タンク配管・弁の予備ノズルと可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプ吸込口をホースで接続する。
- ④ 重大事故等対応要員は，淡水タンクから淡水貯水池までのホース敷設を行う。
- ⑤ 重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給の準備完了を災害対策本部長へ報告する。
- ⑥ 災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給開始を指示する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は，多目的タンク配管・弁の予備ノズル弁を全開後，可搬型代替注水大型ポンプを起動する。起動後，可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給開始を災害対策本部長に報告する。
- ⑧ 災害対策本部長は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給開始を連絡する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる淡水タンクから淡水貯水池への補給開始まで 165 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

構内のアクセス状況を考慮して淡水タンクから淡水貯水池へホースを敷設し、移送ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料 1.13.4)

(b) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給

i. 手順着手の判断基準

淡水貯水池を水源として原子炉压力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイが開始され、淡水の補給ができない場合。

ii. 操作手順

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13-8 図に、タイムチャートを第 1.13-9 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、**重大事故等対応要員**に可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給の準備開始を指示する。
- ② 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる**淡水貯水池**への補給を行うことを連絡する。
- ③ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを**海**に配置後、**可搬型代替注水大型ポンプ付属の**水中ポンプを海面に設置する。
- ④ 重大事故等対応要員は、**海から淡水貯水池**までのホース敷設を行う。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプによる**淡水貯水池**への補給の準備完了を災害対策本部長へ報告する。
- ⑥ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる**淡水貯水池**への補給開始を指示する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動する。起動後、可搬型代替注水大型ポンプによる**淡水貯水池**への補給開始を災害対策本部長に報告する。
- ⑧ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる**淡水貯水池**への補給開始を**連絡**する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、重大事故等対応要員 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水大型ポンプによる**海から淡水貯水池**への補給開始まで **160** 分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。ホース等の接続は速や

かに作業ができるよう可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に
使用工具及びホースを配備する。

構内のアクセス状況を考慮して海から淡水貯水池へホースを
敷設し、移送ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを
用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料 1. 13. 4)

1. 13. 2. 3 水源を切替えるための対応手順

(1) サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源の切替え

サプレッション・プールが枯渇、破損又は水温上昇等により使用不可
能で、復水貯蔵タンクが使用可能である場合、重大事故等の収束に必要な
水の供給が中断することのないよう、原子炉隔離時冷却系又は高圧炉
心スプレイ系の水源をサプレッション・プールから復水貯蔵タンクへ切
替える。

a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水

リンク先【1. 2. 2. 1(1)】

(a) 手順着手の判断基準

サプレッション・プールが以下のいずれかの状態となり、復水貯
蔵タンクの水位が確保されている場合。

- ・サプレッション・プール水位計の指示値が、－50cm 以下となっ
た場合。

- ・サプレッション・プールの破損等によりサプレッション・プー
ルの水位が確認できない場合。

- ・サプレッション・プール水温度計の指示値が、原子炉隔離時冷
却系の設計温度を超えるおそれがある場合。

(b) 操作手順

原子炉隔離時冷却系の水源切替え手順については、「1.2.2.1(1)

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水」にて整備する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水

リンク先【1.2.2.1(2)】

(a) 手順着手の判断基準

サブプレッション・プールが以下のいずれかの状態となり、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

- ・サブプレッション・プール水位計の指示値が、－50cm 以下となった場合。
- ・サブプレッション・プールの破損等によりサブプレッション・プールの水位が確認できない場合。
- ・サブプレッション・プール水温度計の指示値が、高圧炉心スプレイ系の設計温度を超えるおそれがある場合。

(b) 操作手順

高圧炉心スプレイ系の水源切替え手順については、「1.2.2.1(2)

高圧炉心スプレイ系による原子炉注水」にて整備する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(2) 淡水から海水への切替え

【代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水中の場合】

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように，代替淡水貯槽への淡水の補給が継続できないおそれがある場合は，淡水補給から海水補給へ切替える。

代替淡水貯槽への可搬型代替注水大型ポンプによる淡水／海水補給は，「1. 13. 2. 2(1)a. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）」の手順にて整備する。

【淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水中の場合】

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように，淡水貯水池への淡水の補給が継続できないおそれがある場合は淡水補給から海水補給へ切替える。淡水貯水池への可搬型代替注水大型ポンプによる淡水／海水補給は，「1. 13. 2. 2(2)b. 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給（淡水／海水）」の手順にて整備する。

1. 13. 2. 4 その他の手順項目について考慮する手順

可搬型代替注水大型ポンプによる接続口から注水等が必要な箇所までの送水手順については，「1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」，「1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」，「1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」，「1. 8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」，「1. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」及び「1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて，それぞれ整備する。

海を水源とした設備への送水手順については、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」及び「1.14 電源の確保に関する手順等」にて、それぞれ整備する。

中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

1.13.2.5 重大事故等発生時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.13-21 図に示す。

(1) 水源を利用した対応手段

重大事故等発生時には、原子炉圧力容器への注水、格納容器内の冷却、格納容器下部への注水、格納容器頂部への注水及び使用済燃料プールへの注水／スプレイ等のサプレッション・プール又は代替淡水貯槽を水源とした注水を実施するため、必要となる十分な量の水をサプレッション・プール又は代替淡水貯槽に確保する。

サプレッション・プール又は代替淡水貯槽を水源とした注水が実施できず、さらに重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合は、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンクを水源とした消火系による原子炉等の各設備への注水を実施する。

ろ過水タンク、多目的タンクを水源として利用できない場合は、復水貯蔵タンクを水源とした補給水系による原子炉等の各設備への注水を実施する。

復水貯蔵タンクを水源として利用できない場合は、代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉等の各設備への注水を実施するため、必要となる十分な量の水を代替淡水貯槽に確保する。

代替淡水貯槽を水源として利用できない場合は、淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉等の各設備への注水を実施するため、必要となる十分な量の水を淡水貯水池に確保する。

淡水貯水池を水源として利用できない場合には、海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉等の各設備への注水を実施する。

(2) 水源へ水を補給するための対応手段

a. 代替淡水貯槽への補給

代替淡水貯槽を水源とした各種注水時において、可搬型代替注水大型ポンプにより淡水貯水池から代替淡水貯槽へ補給する。

淡水貯水池から補給ができない場合には、可搬型代替注水大型ポンプにより淡水を淡水タンクから代替淡水貯槽へ補給する。

なお、代替淡水貯槽へ淡水を補給できない場合には、可搬型代替注水大型ポンプにより海から代替淡水貯槽へ海水を補給する。

b. 淡水貯水池への補給

淡水貯水池A（B）を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水時において、淡水貯水池B（A）から淡水貯水池A（B）へ補給する。

淡水貯水池B（A）から補給ができない場合には、可搬型代替注水大型ポンプにより淡水を淡水タンクから淡水貯水池A（B）へ補給する。

なお、淡水タンクから補給できない場合には、可搬型代替注水大型ポンプにより海から淡水貯水池A（B）へ海水を補給する。

第 1.13-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／20）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備			整備する手順書
代替淡水貯槽を水源とした対応手段（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）	サブプレッション・ プール	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の 原子炉圧力容器への注水	主要設備	代替淡水貯槽 常設低圧代替注水系ポンプ	重大事故等 対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			関連設備	関連設備は「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。		
		格納容器内の冷却	主要設備	代替淡水貯槽 常設低圧代替注水系ポンプ	重大事故等 対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
			関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		
	一	格納容器下部への注水	主要設備	代替淡水貯槽 常設低圧代替注水系ポンプ	重大事故等 対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			関連設備	関連設備は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。		
		格納容器頂部への注水	主要設備	代替淡水貯槽 常設低圧代替注水系ポンプ	自主対策 設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
			関連設備	関連設備は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。		

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※3：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／20）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備			整備する手順書
(常設低圧代替注水系ポンプを使用した対応手段) 代替淡水貯槽を水源とした対応手段	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	使用済燃料プールへの注水／スプレイ	主要設備	代替淡水貯槽 常設低圧代替注水系ポンプ 常設スプレイヘッダ	重大事故等 対処設備	手順は「1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
			関連設備	関連設備は「1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。		
代替淡水貯槽を水源とした対応手段（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）	サブプレッション・プール 燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	可搬型代替注水大型ポンプによる送水	主要設備	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ホース 燃料補給設備※1	重大事故等 対処設備	
	サブプレッション・プール	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	主要設備	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	手順は「1. 4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1. 8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料補給設備※1 上記以外の関連設備は「1. 4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1. 8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	重大事故等 対処設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※3：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／20）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備			整備する手順書
代替淡水貯槽を水源とした対応手段（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）	サブプレッション・ プール	格納容器内の冷却	主要設備	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
			関連設備	低压代替注水系配管・弁 ホース 燃料補給設備※1	重大事故等 対処設備	
				上記以外の関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		
	一	スクラッピング水補給 フィルタ装置	主要設備	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
			関連設備	格納容器圧力逃がし装置配管・弁 フィルタ装置 ホース 燃料補給設備※1	重大事故等 対処設備	
		格納容器下部への注水	主要設備	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			関連設備	低压代替注水系配管・弁 ホース 燃料補給設備※1	重大事故等 対処設備	
				上記以外の関連設備は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。		
		格納容器頂部への注水	主要設備	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ	自主対策 設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
			関連設備	低压代替注水系配管・弁	重大事故等 対処設備	
				ホース 燃料補給設備※1	自主対策 設備	
				上記以外の関連設備は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。		

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※3：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／20）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		整備する手順書
代替淡水貯槽を水源とした対応手段 （可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	使用済燃料プールへの注水／スプレイ	主要設備	代替淡水貯槽 可搬型代替注水大型ポンプ 可搬型スプレイノズル 常設スプレイヘッダ	重大事故等 対処設備
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料補給設備※1	重大事故等 対処設備
			上記以外の関連設備は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。		手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
サプレッション・プールの注水を水源とした対応手段	復水貯蔵タンク	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水	主要設備	サプレッション・プール 常設高圧代替注水系ポンプ	重大事故等 対処設備
			主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ	（設計基準拡張） 重大事故等 対処設備
			関連設備	関連設備は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※3：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（5／20）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		整備する手順書
サブプレッション・プールを水源とした対応手段	一	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	主要設備	サブプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※2	重大事故等 対処設備
				残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※2	（設計基準拡張） 重大事故等 対処設備
			関連設備	関連設備は「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水 （代替残留熱除去系海水系使用時）	主要設備	サブプレッション・プール	重大事故等 対処設備
				残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 残留熱除去系熱交換器	（設計基準拡張） 重大事故等 対処設備
				可搬型代替注水大型ポンプ	自主対策 設備
			関連設備	関連設備は「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（6／20）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備			整備する手順書
サブプレッション・プールを水源とした対応手段	—	格納容器内の冷却	主要設備	サブプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※2	重大事故等 対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
				残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※2	（設計基準拡張） 重大事故等 対処設備	
			関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		
		（代替残留熱除去系海水系使用時） 格納容器内の冷却	主要設備	サブプレッション・プール	重大事故等 対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
				残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ 残留熱除去系熱交換器	（設計基準拡張） 重大事故等 対処設備	
				可搬型代替注水大型ポンプ	自主対策 設備	
			関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」に整備する。		
		原子炉圧力容器及び格納容器の冷却 （代替循環冷却系による原子炉注水）	主要設備	サブプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※2	重大事故等 対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
				残留熱除去系熱交換器（A） 残留熱除去系海水ポンプ※2	（設計基準拡張） 重大事故等 対処設備	
				代替循環冷却系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ	自主対策 設備	
			関連設備	関連設備は「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。		

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※3：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（7／20）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備		整備する手順書
サブプレッション・プールを水源とした対応手段	—	原子炉圧力容器及び格納容器の冷却	主要設備	サブプレッション・プール 代替循環冷却系ポンプ 緊急用海水ポンプ※2	重大事故等 対処設備
				残留熱除去系熱交換器（A） 残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等 対処設備 （設計基準拡張）
		原子炉圧力容器及び格納容器の冷却 （代替残留熱除去系海水系使用時）	関連設備	関連設備は「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」，「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
			主要設備	サブプレッション・プール 代替循環冷却系ポンプ	重大事故等 対処設備
				残留熱除去系熱交換器（A）	重大事故等 対処設備 （設計基準拡張）
				可搬型代替注水大型ポンプ	自主対策 設備
			関連設備	関連設備は「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」，「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※3：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（8／20）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備			整備する手順書
淡水貯水池を水源とした対応手段	サブプレッション・プール 代替淡水貯槽	可搬型代替注水大型ポンプによる送水	主要設備	淡水貯水池 A ※3 淡水貯水池 B ※3	自主対策設備	重大事故等対策要領
				可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等対処設備	
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ホース 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	主要設備	淡水貯水池 A ※3 淡水貯水池 B ※3	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
				可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等対処設備	
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	
		上記以外の関連設備は「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。				
		格納容器内の冷却	主要設備	淡水貯水池 A ※3 淡水貯水池 B ※3	自主対策設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
				可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等対処設備	
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	
		上記以外の関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。				

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※3：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（9／20）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備			整備する手順書
淡水貯水池を水源とした対応手段	—	スクラッピング水補給 フィルタ装置	主要設備	淡水貯水池 A ※3 淡水貯水池 B ※3	自主対策設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
				可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等対処設備	
			関連設備	格納容器圧力逃がし装置配管・弁 フィルタ装置 ホース 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	
		格納容器下部への注水	主要設備	淡水貯水池 A ※3 淡水貯水池 B ※3	自主対策設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
				可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等対処設備	
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	
				上記以外の関連設備は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。		
		格納容器頂部への注水	主要設備	淡水貯水池 A ※3 淡水貯水池 B ※3 可搬型代替注水大型ポンプ	自主対策設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁	重大事故等対処設備	
				ホース 燃料補給設備※1	自主対策設備	
				上記以外の関連設備は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。		

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※3：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（10／20）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		整備する手順書
淡水貯水池を水源とした対応手段	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	使用済燃料プールへの注水／スプレイ	主要設備	淡水貯水池 A ※3 淡水貯水池 B ※3	自主対策設備
				可搬型代替注水大型ポンプ 可搬型スプレイノズル 常設スプレイヘッダ	重大事故等対処設備
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備
				上記以外の関連設備は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。	
ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手段	サプレッション・プール 代替淡水貯槽	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	主要設備	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ	自主対策設備
			関連設備	関連設備は「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
		格納容器内の冷却	主要設備	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ	自主対策設備
			関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※3：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（11／20）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		整備する手順書
ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手段	—	格納容器下部への注水	主要設備	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク ディーゼル駆動消火ポンプ	自主対策設備
			関連設備	関連設備は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系		使用済燃料プールへの注水	主要設備	ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ	自主対策設備
			関連設備	関連設備は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。	
復水貯蔵タンクを水源とした対応手段	サプレッション・プール	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の 原子炉圧力容器への注水	主要設備	復水貯蔵タンク	自主対策設備
				原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)
			関連設備	関連設備は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
	—	(制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の 原子炉圧力容器への注水	主要設備	復水貯蔵タンク 制御棒駆動水ポンプ	自主対策設備
			関連設備	関連設備は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※3：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（12／20）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備			整備する手順書
復水貯蔵タンクを水源とした対応手段	サプレッション・プール 代替淡水貯槽	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の注水	主要設備	復水貯蔵タンク 復水移送ポンプ	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			関連設備	関連設備は「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。		
		格納容器内の冷却	主要設備	復水貯蔵タンク 復水移送ポンプ	自主対策設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
			関連設備	関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		
	一	格納容器下部への注水	主要設備	復水貯蔵タンク 復水移送ポンプ	自主対策設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			関連設備	関連設備は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。		
燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	使用済燃料プールへの注水	主要設備	復水貯蔵タンク 復水移送ポンプ	自主対策設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。	
		関連設備	関連設備は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。			

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※3：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

☐：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（13／20）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備			整備する手順書
淡水タンクを水源とした対応手順	一	可搬型代替注水大型ポンプによる送水	主要設備	多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク	自主対策 設備	重大事故等対策要領
				可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 ホース 燃料補給設備※1	重大事故等 対処設備	
				多目的タンク配管・弁	自主対策 設備	
		フィルタ装置スクラビング水補給	主要設備	多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 純水貯蔵タンク 原水タンク	自主対策 設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
				可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	
			関連設備	格納容器圧力逃がし装置配管・弁 フィルタ装置 ホース 燃料補給設備※1	重大事故等 対処設備	
				多目的タンク配管・弁	自主対策 設備	
海を水源とした対応手段	サプレッション・プール 代替淡水貯槽	可搬型代替注水大型ポンプによる送水	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール冷却系配管・弁 ホース S A用海水ビット取水塔 海水引込管 S A用海水ビット 燃料補給設備※1	重大事故等 対処設備	
				D/G 2 C海水系配管・弁 D/G 2 D海水系配管・弁 H P C S D/G海水系配管・弁	重大事故等 （設計基準違反） 対処設備	
				残留熱除去系海水系配管・弁	自主対策 設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※3：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（14／20）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備			整備する手順書
海を水源とした対応手段	サプレッション・ プール 代替淡水貯槽	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の 原子炉圧力容器への注水	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース S A用海水ピット取水塔 海水引込管 S A用海水ピット 燃料補給設備※1	重大事故等 対処設備	
				上記以外の関連設備は「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。		
	格納容器内の冷却	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。	
		関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース S A用海水ピット取水塔 海水引込管 S A用海水ピット 燃料補給設備※1	重大事故等 対処設備		
			上記以外の関連設備は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。			
代替淡水貯槽	格納容器下部への注水	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
		関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース S A用海水ピット取水塔 海水引込管 S A用海水ピット 燃料補給設備※1	重大事故等 対処設備		
			上記以外の関連設備は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。			

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※3：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（15／20）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備			整備する手順書
海を水源とした対応手段	代替淡水貯槽	格納容器頂部への注水	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ	自主対策設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁	重大事故等対処設備	
				ホース S A用海水ビット取水塔 海水引込管 S A用海水ビット 燃料補給設備※1	自主対策設備	
				上記以外の関連設備は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。		
		使用済燃料プールへの注水／スプレイ	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ 可搬型スプレイノズル 常設スプレイヘッダ	重大事故等対処設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 ホース S A用海水ビット取水塔 海水引込管 S A用海水ビット 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	
				上記以外の関連設備は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。		
				最終ヒートシンクへ（海洋）への代替熱輸送	主要設備	
	残留熱除去系熱交換器	（設計基準拡張） 重大事故等対処設備				
	一		関連設備	関連設備は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。		

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※3：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（16／20）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備			整備する手順書
海を水源とした対応手段	一	最終ヒートシンクへ（海洋）への代替熱輸送（代替残留熱除去系海水系使用時）	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ	自主対策設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
				残留熱除去系熱交換器	（設計基準拡張） 重大事故等 対処設備	
			関連設備	S A用海水ビット取水塔 海水引込み管 S A用海水ビット	重大事故等 対処設備	
				残留熱除去系海水系配管・弁 ホース 燃料補給設備※1	自主対策設備	
				上記以外の関連設備は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。		
		大気への放射性物質の拡散抑制	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ 放水砲	重大事故等 対処設備	手順は「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
			関連設備	ホース S A用海水ビット取水塔 海水引込管 S A用海水ビット 燃料補給設備※1	重大事故等 対処設備	
		大気への放射性物質の拡散抑制	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ 放水砲	重大事故等 対処設備	
			関連設備	ホース 燃料補給設備※1	重大事故等 対処設備	
				放水ビット 放水路	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）
□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（17／20）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備			整備する手順書
海を水源とした対応手段	—	航空機燃料火災への泡消火	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ 放水砲	重大事故等 対処設備	手順は「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
			関連設備	ホース 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） S A用海水ビット取水塔 海水引込管 S A用海水ビット 燃料補給設備※1	重大事故等 対処設備	
		航空機燃料火災への泡消火	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ 放水砲	重大事故等 対処設備	
			関連設備	ホース 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） 燃料補給設備※1	重大事故等 対処設備	
				放水ビット 放水路	自主対策 設備	
		非常用ディーゼル（高圧炉心スプレイスを含む） 発電機用海水系への代替送水	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ	自主対策 設備	手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
			関連設備	D/G 2 C D/G 2 D H P C S D/G	重大事故等 対処設備 （設計基準拡張）	
			関連設備	D/G 2 C海水系配管・弁 D/G 2 D海水系配管・弁 H P C S D/G海水系配管・弁	重大事故等 対処設備 （設計基準拡張）	
				ホース S A用海水ビット取水塔 海水引込管 S A用海水ビット 燃料補給設備※1	自主対策 設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※3：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（18／20）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備			整備する手順書
海を水源とした対応手段	—	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	主要設備	緊急用海水ポンプ※2 代替燃料プール冷却系ポンプ 代替燃料プール冷却系熱交換器 可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
			関連設備	代替燃料プール冷却系配管・弁 ホース SA用海水ビット取水塔 海水引込管 SA用海水ビット 燃料補給設備※1	重大事故等 対処設備	
				上記以外の関連設備は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。		
ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段	—	原子炉圧力容器へのほう酸水注入	主要設備	ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入ポンプ	重大事故等 対処設備	手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」及び「1.2 原子炉冷却材バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
			関連設備	関連設備は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」及び「1.2 原子炉冷却材バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。		
		原子炉圧力容器へのほう酸水注入（継続注入）	主要設備	ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入ポンプ	重大事故等 対処設備	
			関連設備	関連設備は「1.2 原子炉冷却材バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。		
代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手段	—	可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	重大事故等対策要領
				淡水貯水池A※3 淡水貯水池B※3 多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク	自主対策 設備	
			関連設備	ホース 代替淡水貯槽 SA用海水ビット取水塔 海水引込管 SA用海水ビット 燃料補給設備※1	重大事故等 対処設備	
多目的タンク配管・弁	自主対策 設備					

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※3：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（19／20）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備			整備する手順書
淡水貯水池へ水を補給するための対応手段	—	淡水貯水池B（A）から 淡水貯水池A（B） への補給	主要設備	淡水貯水池A※3 淡水貯水池B※3	自主対策 設備	重大事故等対策 要領
			関連設備	淡水貯水池配管・弁	自主対策 設備	
		可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池 への補給（淡水／海水）	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	重大事故等対策 要領
			関連設備	多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク	自主対策 設備	
水源を切替えるための対応手段	—	サブプレッション・プールから 復水貯蔵タンクへの切替え	主要設備	ホース SA用海水ピット取水塔 海水引込管 SA用海水ピット 燃料補給設備※1	重大事故等 対処設備	重大事故等対策 要領
				淡水貯水池A※3 淡水貯水池B※3 多目的タンク配管・弁	自主対策 設備	
			関連設備	復水貯蔵タンク	自主対策 設備	
				サブプレッション・プール	重大事故等 対処設備	
				原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ ストレーナ	（設計基準拡張） 重大事故等 対処設備	
				補給水系配管・弁	自主対策 設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※3：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（20／20）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備			整備する手順書
水源を切替えるための対応手段	一	淡水から海水への切替え	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対処設備	重大事故等対策要 領
				淡水貯水池 A ※3 淡水貯水池 B ※3 多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク	自主対策 設備	
			関連設備	代替淡水貯槽 ホース S A用海水ビット取水塔 海水引込管 S A用海水ビット 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対処設備	
				淡水貯水池 A ※3 淡水貯水池 B ※3 多目的タンク配管・弁	自主対策 設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）
□：自主的に整備する対応手段を示す。

第 1.13-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/16)

手順書	重大事故等の対応に必要な となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.13.2.1 水源を利用した対応手順			
(1) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）			
a. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水			
(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	判断基準	「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
	操作		
(b) 低圧代替注水系（常設）による残存熔融炉心の冷却	判断基準	「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
	操作		
(c) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（熔融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）	判断基準	「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
	操作		
b. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却			
(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却（炉心損傷前）	判断基準	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。	
	操作		
(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却（炉心損傷後）	判断基準	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。	
	操作		
c. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水			
(a) 格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却	判断基準	「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
	操作		

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (2/16)

手順書		重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視パラメータ（計器）	
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順				
(1) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）				
d. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水				
(a) 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェル注水	判断基準	「1. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。		
	操作			
e. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ				
(a) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	判断基準	「1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。		
	操作			
(b) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ	判断基準	「1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。		
	操作			
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順				
(2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）				
a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位※1	
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位※1	
b. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水				
(a) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	判断基準	「1. 4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。		
	操作			
(b) 低圧代替注水系（常設）による残存熔融炉心の冷却	判断基準	「1. 4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。		
	操作			
(c) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（熔融炉心のベDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）	判断基準	「1. 8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。		
	操作			

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (3/16)

手順書		重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順			
(2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）			
c. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却			
(a) 代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（炉心損傷前）	判断基準	「1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。	
	操作		
(b) 代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（炉心損傷後）	判断基準	「1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。	
	操作		
d. 代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給			
(a) フィルタ装置スクラビング水補給	判断基準	「1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。	
	操作		
e. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水			
(a) 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却	判断基準	「1. 8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
	操作		
f. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水			
(a) 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水	判断基準	「1. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。	
	操作		
g. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレー			
(a) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	判断基準	「1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。	
	操作		

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を示す。

監視計器一覧 (4/16)

手順書	重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.13.2.1 水源を利用した対応手順		
(2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）		
g. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ		
(b) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水	判断基準	「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
	操作	
(c) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ	判断基準	「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
	操作	
(d) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ	判断基準	「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
	操作	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順		
(3) サプレッション・プールを水源とした対応手順		
a. サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水		
(a) 高圧代替注水系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室からの高圧代替注水系起動）	判断基準	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
	操作	
(b) 高圧代替注水系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作による高圧代替注水系起動）	判断基準	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
	操作	
(c) 原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水	判断基準	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
	操作	
(d) 高圧炉心スプレイ系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水	判断基準	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
	操作	
(e) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のベDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）	判断基準	「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	操作	
(f) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のベDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）	判断基準	「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	操作	

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (5/16)

手順書	重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順		
(3) サプレッション・プールを水源とした対応手順		
b. サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水		
(a) 残留熱除去系による原子炉圧力容器への注水	判断基準	「1. 4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
	操作	
(b) 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水	判断基準	「1. 4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
	操作	
c. サプレッション・プールを水源とした格納容器内の冷却		
(a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の冷却	判断基準	「1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	操作	
(b) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の冷却	判断基準	「1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	操作	
d. サプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器及び格納容器の冷却		
(a) 代替循環冷却系による原子炉注水	判断基準	「1. 4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
	操作	
(b) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	判断基準	「1. 4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
	操作	
(c) 代替循環冷却系による格納容器内の冷却（炉心損傷前）	判断基準	「1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	操作	

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を示す。

監視計器一覧 (6/16)

手順書		重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順			
(3) サプレッション・プールを水源とした対応手順			
d. サプレッション・プールを水源とした原子炉压力容器及び格納容器の冷却			
(d) 代替循環冷却系による 格納容器内の冷却（炉 心損傷後）	判断基準	「1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。	
	操作		
(e) 代替循環冷却系による 格納容器内の減圧及び 除熱	判断基準	「1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。	
	操作		
(f) 代替循環冷却系による 原子炉压力容器への注 水（溶融炉心のペデス タル（ドライウェル 部）の床面への落下遅 延・防止）	判断基準	「1. 8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備 する。	
	操作		
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順			
(4) 淡水貯水池を水源とした対応手順			
a. 淡水貯水池を水源とし た可搬型代替注水大型 ポンプによる送水	判断基準	水源の確保	淡水貯水池 A 淡水貯水池 B
	操作	水源の確保	淡水貯水池 A 淡水貯水池 B
b. 淡水貯水池を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時の原子炉压力容器への注水			
(a) 低圧代替注水系（可搬 型）による原子炉注水	判断基準	「1. 4 原子炉冷却材バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための手 順等」にて整備する。	
	操作		
(b) 低圧代替注水系（可搬 型）による残存溶融炉 心の冷却	判断基準	「1. 4 原子炉冷却材バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための手 順等」にて整備する。	
	操作		
(c) 低圧代替注水系（可搬 型）による原子炉圧力 容器への注水（溶融炉 心のペデスタル（ドラ イウェル部）の床面へ の落下遅延・防止）	判断基準	「1. 8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備 する。	
	操作		

※1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) を示す。

監視計器一覧 (7/16)

手順書	重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順 (4) 淡水貯水池を水源とした対応手順		
c. 淡水貯水池を水源とした格納容器内の冷却		
(a) 代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（炉心損傷前）	判断基準	「1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	操作	
(b) 代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（炉心損傷後）	判断基準	「1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	操作	
d. 淡水貯水池を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給		
(a) フィルタ装置スクラビング水補給	判断基準	「1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
	操作	
e. 淡水貯水池を水源とした格納容器下部への注水		
(a) 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却	判断基準	「1. 8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	操作	
f. 淡水貯水池を水源とした格納容器頂部への注水		
(a) 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水	判断基準	「1. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
	操作	

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を示す。

監視計器一覧 (8/16)

手順書	重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順		
(4) 淡水貯水池を水源とした対応手順		
g. 淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ		
(a) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	判断基準	「1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
	操作	
(b) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水	判断基準	「1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
	操作	
(c) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ	判断基準	「1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
	操作	
(d) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ	判断基準	「1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
	操作	
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順		
(5) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手順		
a. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水		
(a) 消火系による原子炉圧力容器への注水	判断基準	「1. 4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
	操作	
(b) 消火系による残存熔融炉心の冷却	判断基準	「1. 4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
	操作	
(c) 消火系による原子炉圧力容器への注水（熔融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）	判断基準	「1. 8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	操作	

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を示す。

監視計器一覧 (9/16)

手順書		重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順			
(5) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手順			
b. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器内の冷却			
(a) 消火系による格納容器 内の冷却（炉心損傷前）	判断基準	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。	
	操作		
(b) 消火系による格納容器 内の冷却（炉心損傷 後）	判断基準	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。	
	操作		
c. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器下部への注水			
(a) 消火系によるデブリ冷 却	判断基準	「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備 する。	
	操作		
d. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水			
(a) 消火系による使用済燃 料プール注水	判断基準	「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。	
	操作		
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順			
(6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順			
a. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水			
(a) 原子炉隔離時冷却系に よる復水貯蔵タンクを 水源とした原子炉圧力 容器への注水	判断基準	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するた めの手順等」にて整備する。	
	操作		
(b) 高圧炉心スプレイ系に よる復水貯蔵タンクを 水源とした原子炉圧力 容器への注水	判断基準	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するた めの手順等」にて整備する。	
	操作		

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を示す。

監視計器一覧 (10/16)

手順書		重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順			
(6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順			
a. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水			
(c) 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	判断基準	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
	操作		
(d) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（熔融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）	判断基準	「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
	操作		
b. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水			
(a) 補給水系による原子炉圧力容器への注水	判断基準	「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
	操作		
(b) 補給水系による残存熔融炉心の冷却	判断基準	「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
	操作		
(c) 補給水系による原子炉圧力容器への注水（熔融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）	判断基準	「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
	操作		
c. 復水貯蔵タンクを水源とした格納容器内の冷却			
(a) 補給水系による格納容器内の冷却（炉心損傷前）	判断基準	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。	
	操作		
(b) 補給水系による格納容器内の冷却（炉心損傷後）	判断基準	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。	
	操作		

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を示す。

監視計器一覧 (11/16)

手順書	重大事故等の対応に必要な となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順			
(6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順			
d. 復水貯蔵タンクを水源とした格納容器下部への注水			
(a) 補給水系によるデブリ 冷却	判断基準	「1. 8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備 する。	
	操作		
e. 復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水			
(a) 補給水系による使用済 燃料プールへの注水	判断基準	「1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。	
	操作		
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順			
(7) 淡水タンクを水源とした対応手順			
a. 淡水タンクを水源とし た可搬型代替注水大型 ポンプによる送水	判断基準	水源の確保	多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位
	操作	水源の確保	多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位
b. 淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給			
(a) フィルタ装置スクラビ ング水補給	判断基準	「1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1. 7 原子炉 格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。	
	操作		
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順			
(8) 海を水源とした対応手順			
a. 海を水源とした可搬型代 替注水大型ポンプによる 送水	判断基準	水源の確保	—
	操作	水源の確保	—

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を示す。

監視計器一覧 (12/16)

手順書	重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順 (8) 海を水源とした対応手順		
b. 海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水		
(a) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	判断基準	「1. 4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
	操作	
(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存熔融炉心の冷却	判断基準	「1. 4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
	操作	
(c) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）	判断基準	「1. 8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	操作	
c. 海を水源とした格納容器内の冷却		
(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（炉心損傷前）	判断基準	「1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	操作	
(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（炉心損傷後）	判断基準	「1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	操作	
d. 海を水源とした格納容器下部への注水		
(a) 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却	判断基準	「1. 8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	操作	
e. 海を水源とした格納容器頂部への注水		
(a) 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエル注水	判断基準	「1. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
	操作	

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を示す。

監視計器一覧 (13/16)

手順書		重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順 (8) 海を水源とした対応手順			
f. 海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ			
(a) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	判断基準	「1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。	
	操作		
(b) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水	判断基準	「1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。	
	操作		
(c) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ	判断基準	「1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。	
	操作		
(d) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ	判断基準	「1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。	
	操作		
g. 海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送			
(a) 緊急用海水系による冷却水の確保	判断基準	「1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。	
	操作		
(b) 代替残留熱除去系海水系による冷却水の確保	判断基準	「1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。	
	操作		
h. 海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制			
(a) 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	判断基準	「1. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。	
	操作		

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を示す。

監視計器一覧 (14/16)

手順書	重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順		
(8) 海を水源とした対応手順		
i. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火		
(a) 可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火	判断基準 操作	「1. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
j. 海を水源とした非常用ディーゼル（高圧炉心スプレイ系を含む）発電機用海水系への代替送水		
(a) 非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧	判断基準 操作	「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
k. 海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却		
(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	判断基準 操作	「1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順		
(9) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順		
a. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器へのほう酸水注入		
(a) 原子炉制御「反応度制御」	判断基準 操作	「1. 1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。
(b) ほう酸水注入系による原子炉注水	判断基準 操作	「1. 2 原子炉冷却材バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
(c) ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入（熔融炉心のベDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）	判断基準 操作	「1. 8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を示す。

監視計器一覧 (15/16)

手順書		重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1. 13. 2. 2 水源へ水を補給のための対応手順			
(1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順			
a. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 (淡水/海水)			
(a) 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位※1 淡水貯水池 A 淡水貯水池 B
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位※1 淡水貯水池 A 淡水貯水池 B
(b) 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位※1 多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位※1 多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位
(c) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
1. 13. 2. 2 水源へ水を補給のための対応手順			
(2) 淡水貯水池へ水を補給するための対応手順			
a. 淡水貯水池 B (A) から淡水貯水池 A (B) への補給	判断基準	水源の確保	淡水貯水池 A 淡水貯水池 B
	操作	水源の確保	淡水貯水池 A 淡水貯水池 B
b. 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給 (淡水/海水)			
(a) 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給	判断基準	水源の確保	淡水貯水池 A 淡水貯水池 B 多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位
	操作	水源の確保	淡水貯水池 A 淡水貯水池 B 多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位

※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を示す。

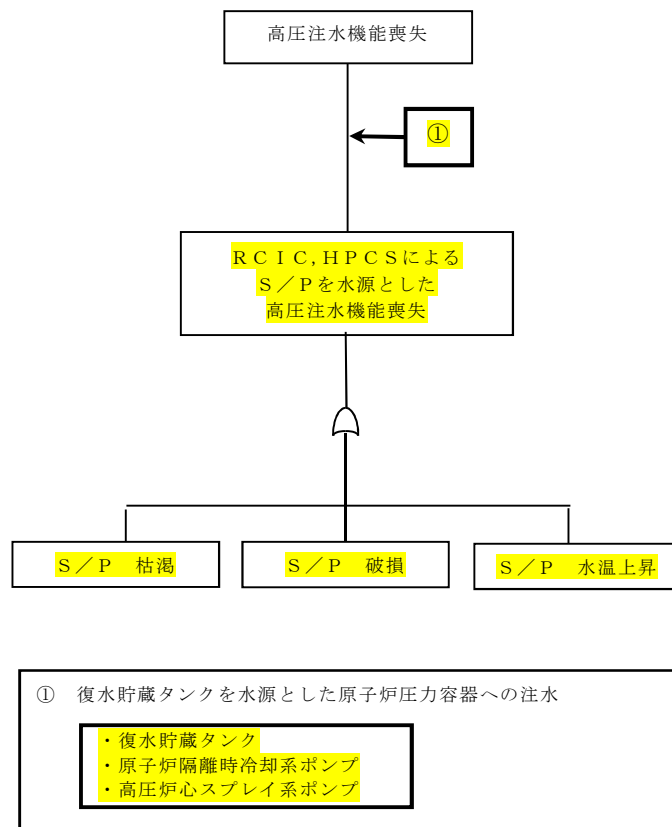
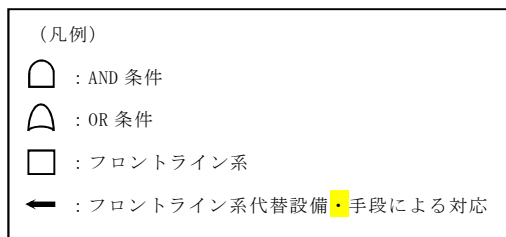
監視計器一覧 (16/16)

手順書	重大事故等の対応に必要な となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1. 13. 2. 2 水源へ水を補給のための対応手順			
(2) 淡水貯水池へ水を補給するための対応手順			
b. 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給（淡水／海水）			
(b) 海を水源とした可搬型 代替注水大型ポンプに よる淡水貯水池への補 給	判断 基準	水源の確保	淡水貯水池 A 淡水貯水池 B
	操作	水源の確保	淡水貯水池 A 淡水貯水池 B
1. 13. 2. 3 水源を切替えるための対応手順			
(1) サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源の切替え			
a. 原子炉隔離時冷却系に よる原子炉圧力容器へ の注水	判断 基準	「1. 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するため の手順等」にて整備する。	
	操作		
b. 高圧炉心スプレイ系に よる原子炉圧力容器へ の注水	判断 基準	「1. 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するため の手順等」にて整備する。	
	操作		
1. 13. 2. 3 水源を切替えるための対応手順			
(2) 淡水から海水への切り 替え	判断 基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位※1 淡水貯水池 A 淡水貯水池 B 多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位※1 淡水貯水池 A 淡水貯水池 B 多目的タンク水位 ろ過水貯蔵タンク水位 原水タンク水位 純水貯蔵タンク水位

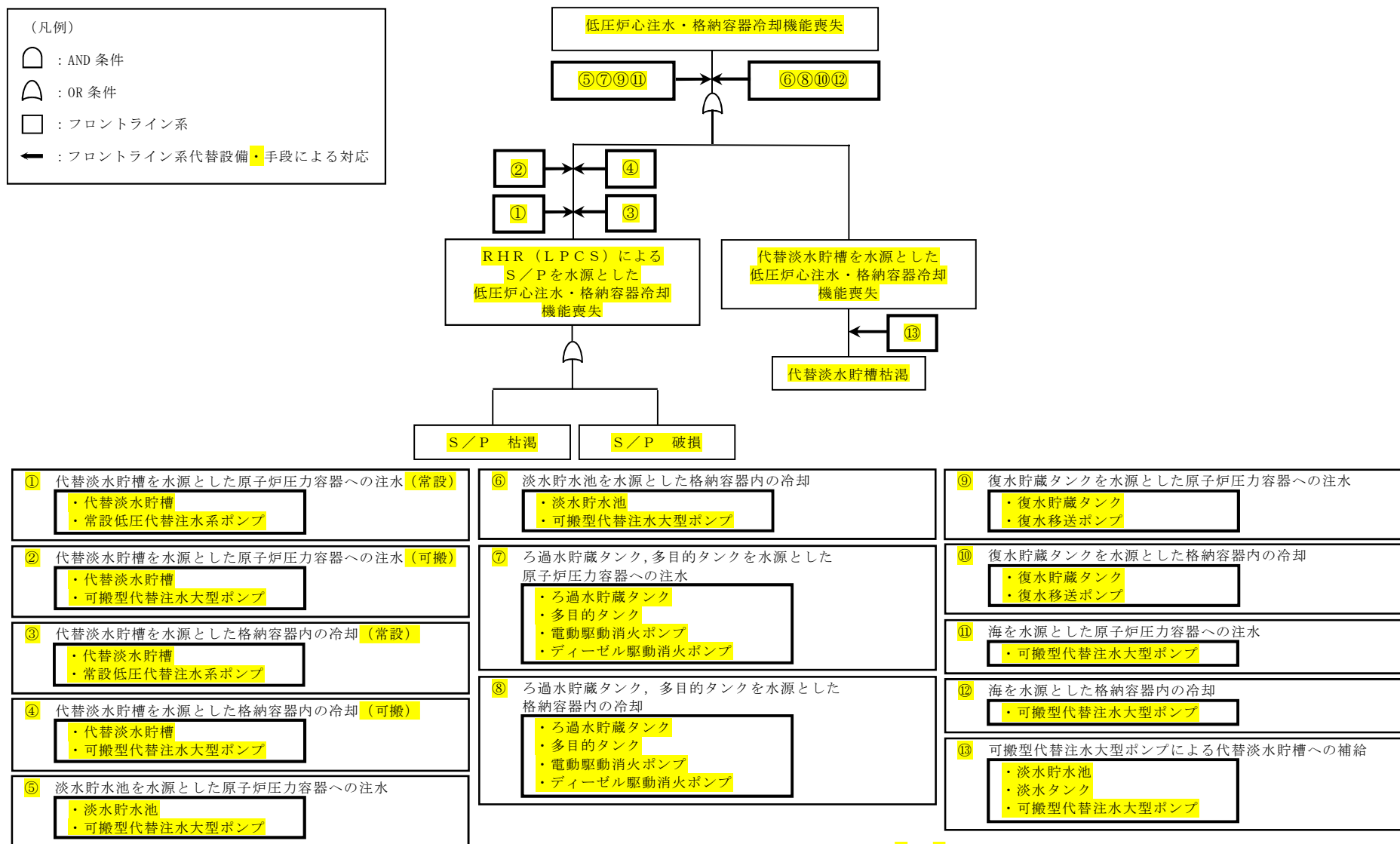
※1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）を示す。

第 1.13-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

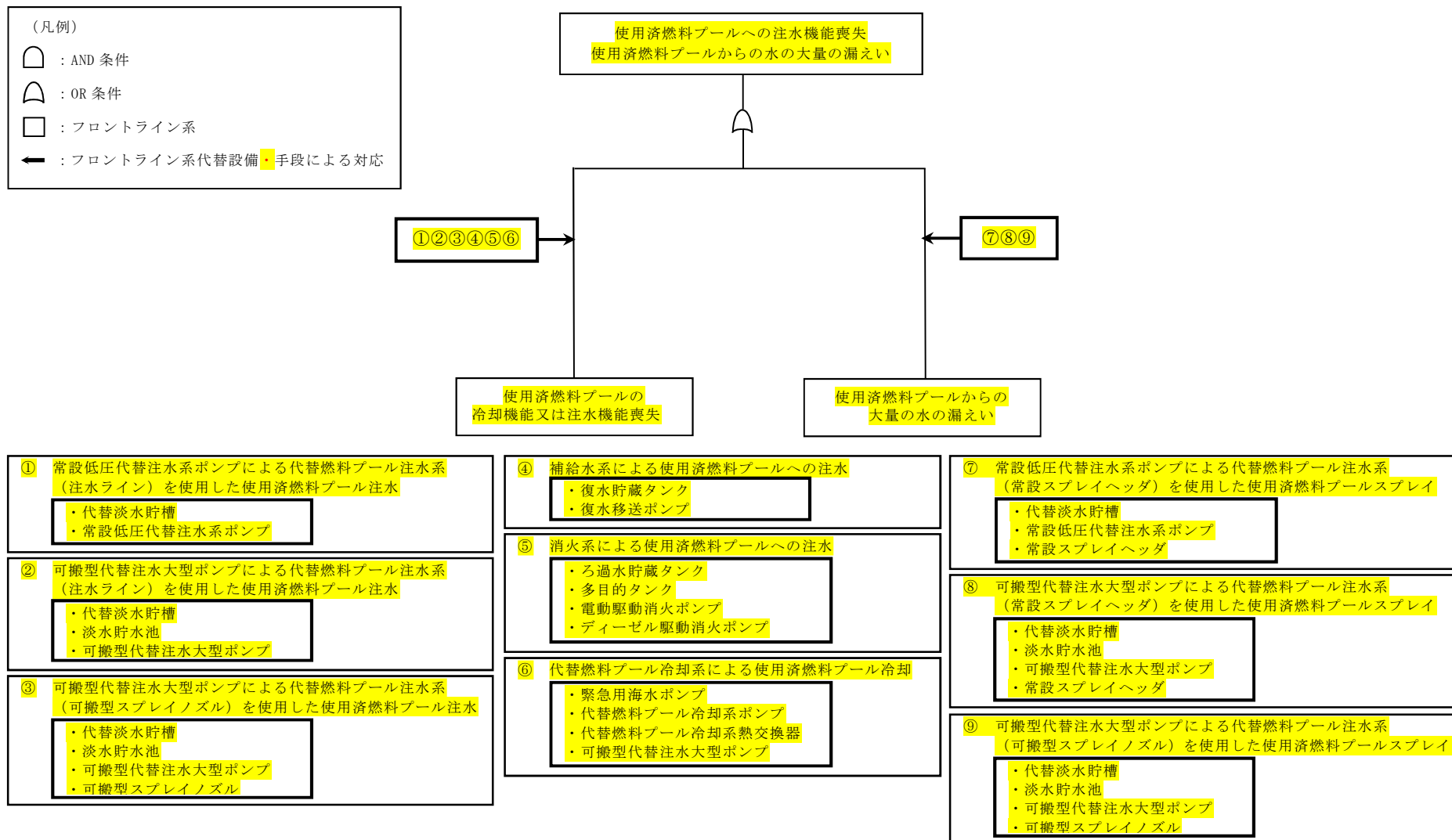
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.13】 重大事故等の収束に必要な 水の供給手順等	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用直流 125V 計装分電盤



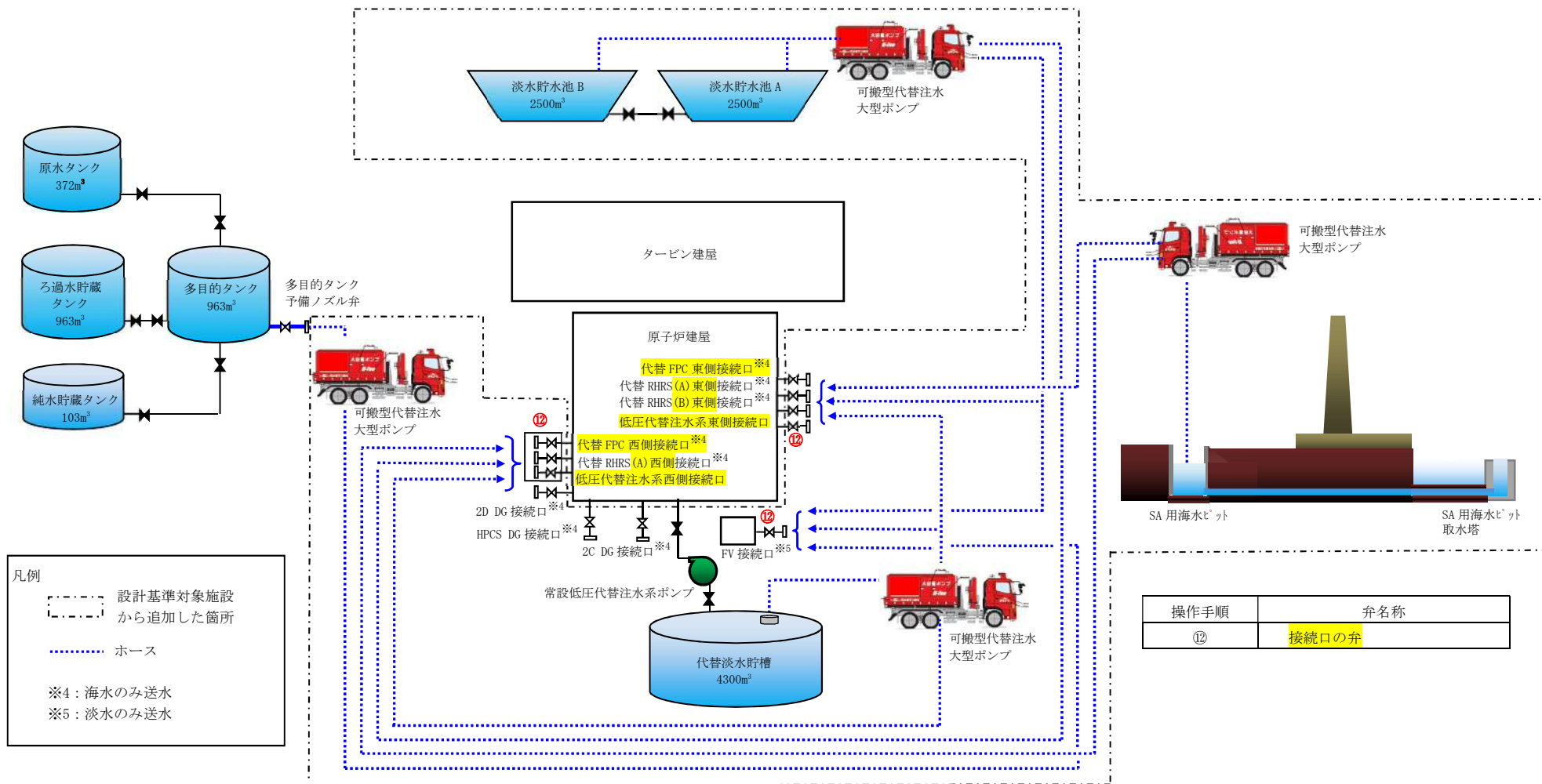
第 1.13-1 図 機能喪失原因対策分析 (1/3)



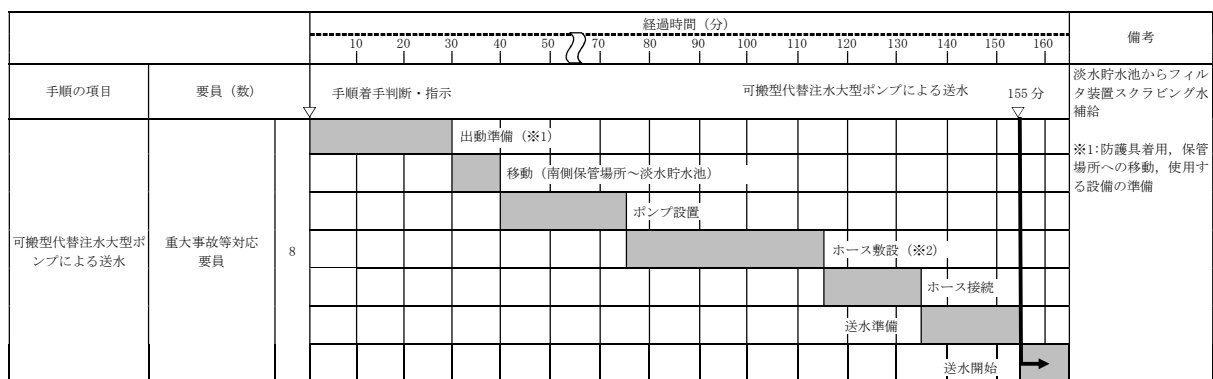
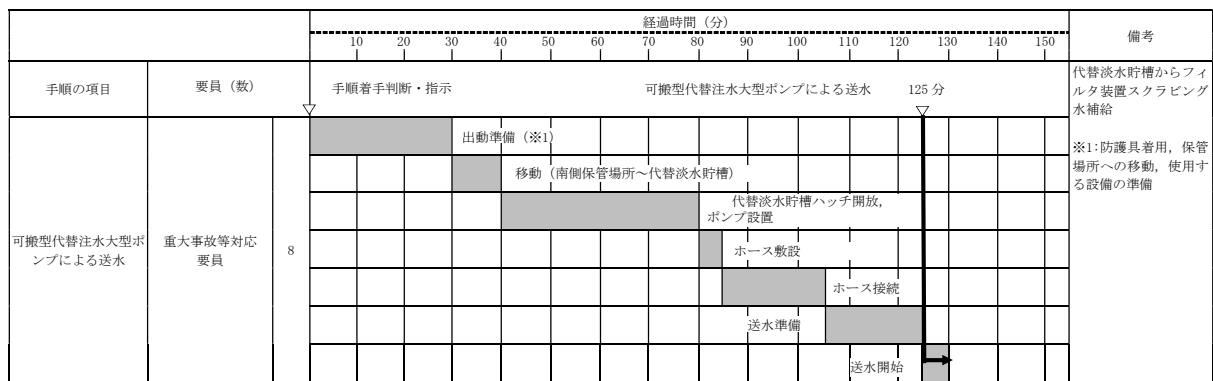
第 1.13-1 図 機能喪失原因対策分析 (2/3)



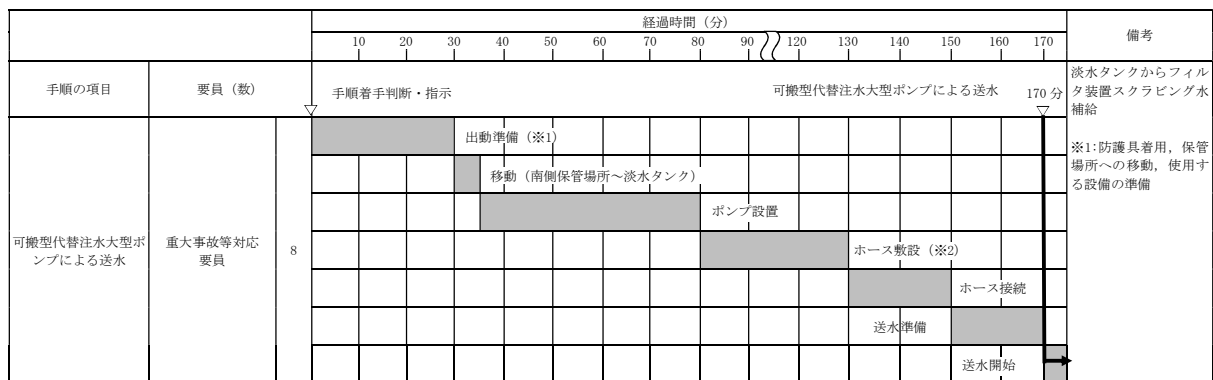
第 1.13-1 図 機能喪失原因対策分析 (3/3)



第 1.13-2 図 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）概要図

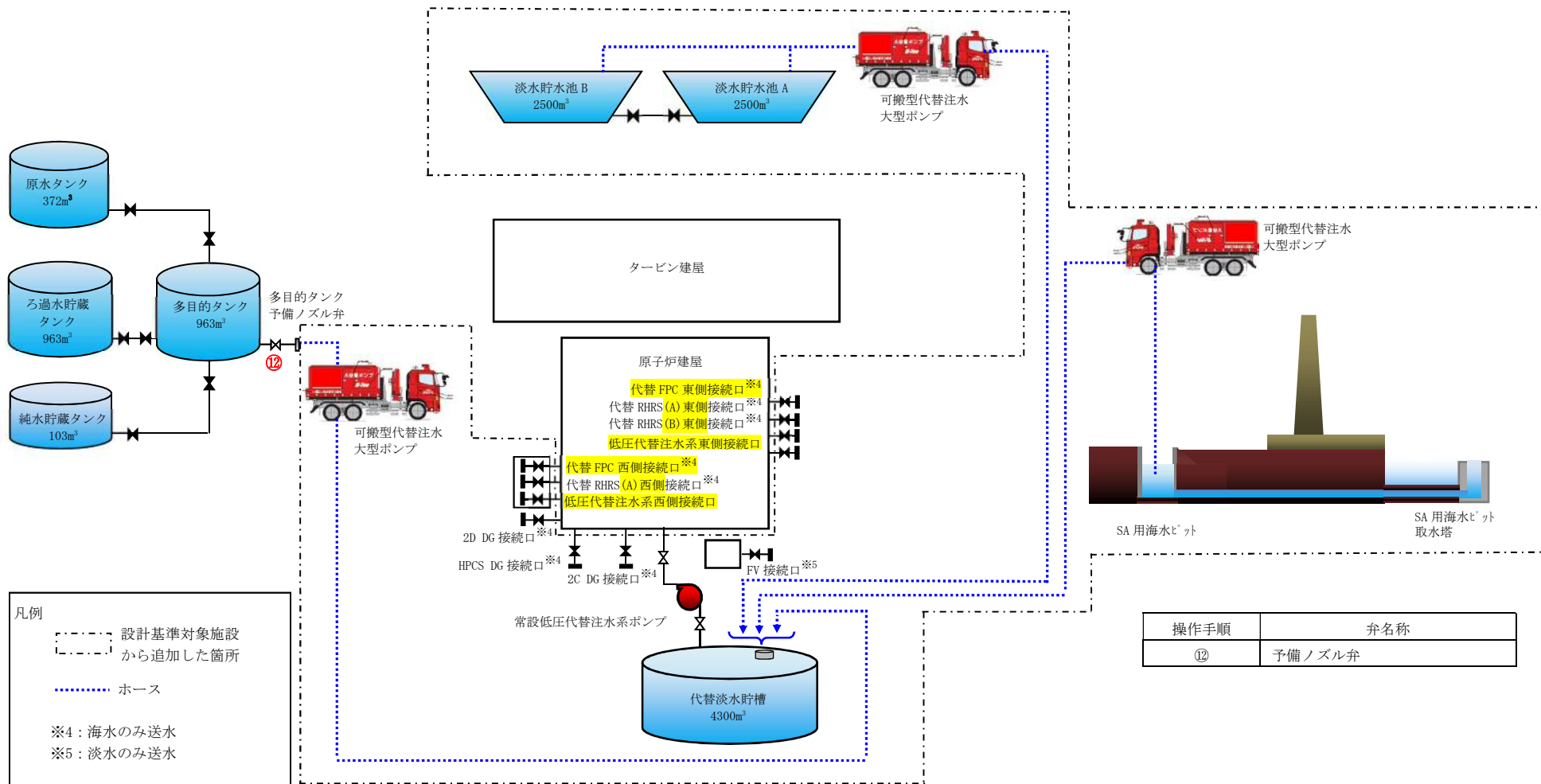


※:西回りルートの場合は, 送水開始まで 150 分と想定する。

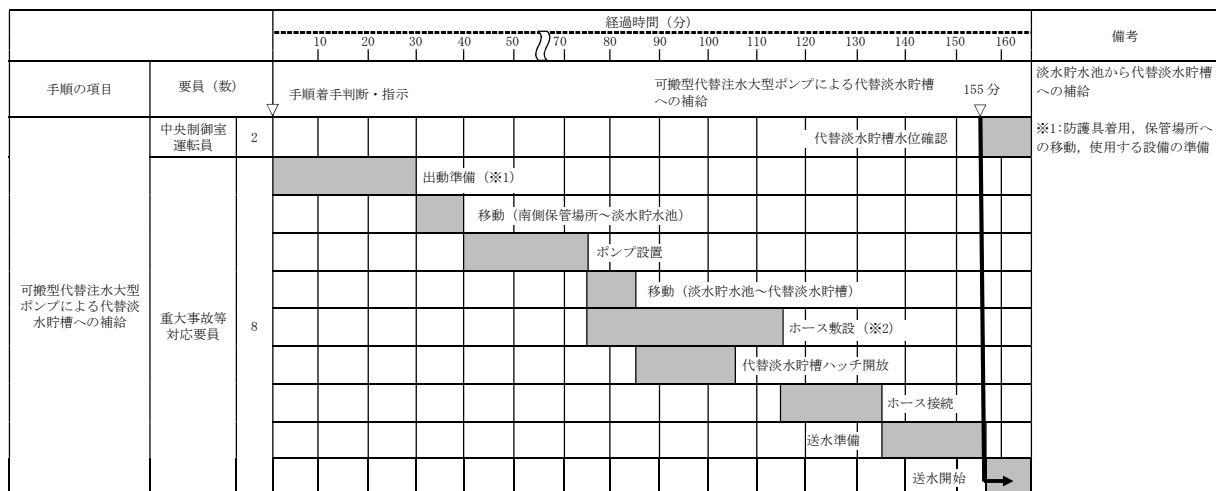


※:西回りルートの場合は, 送水開始まで 130 分と想定する。

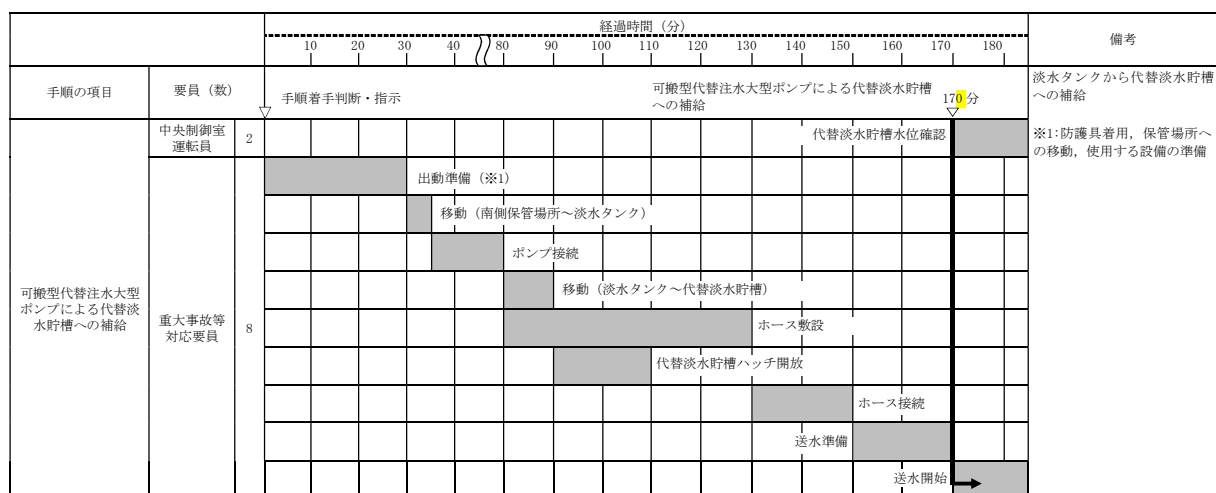
第 1. 13-3 図 可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (淡水)
タイムチャート (2/2)



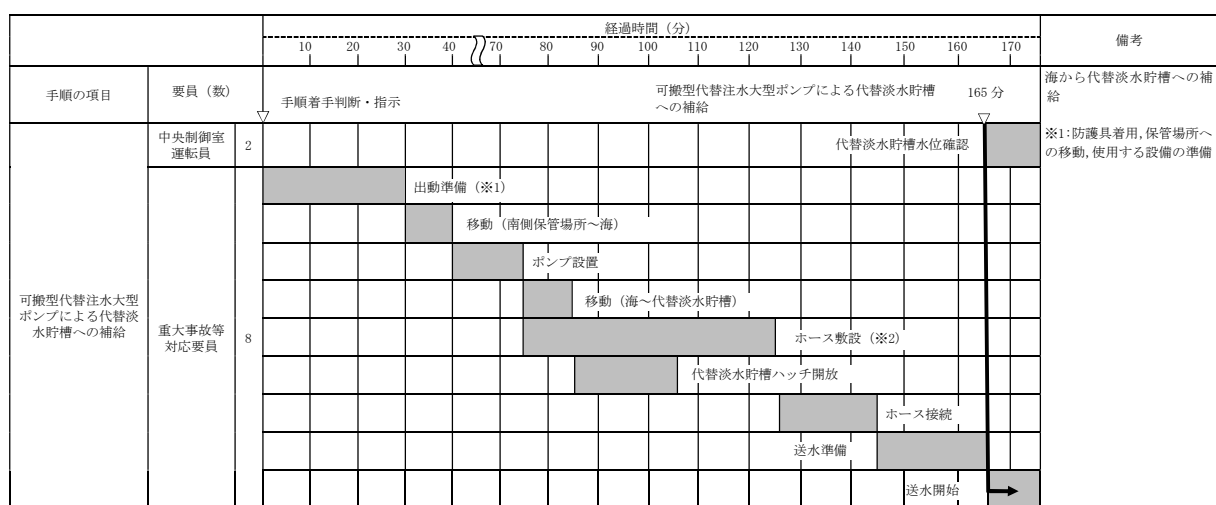
第 1.13-4 図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）概要図



※:西回りルートの場合は, 送水開始まで 150 分と想定する。

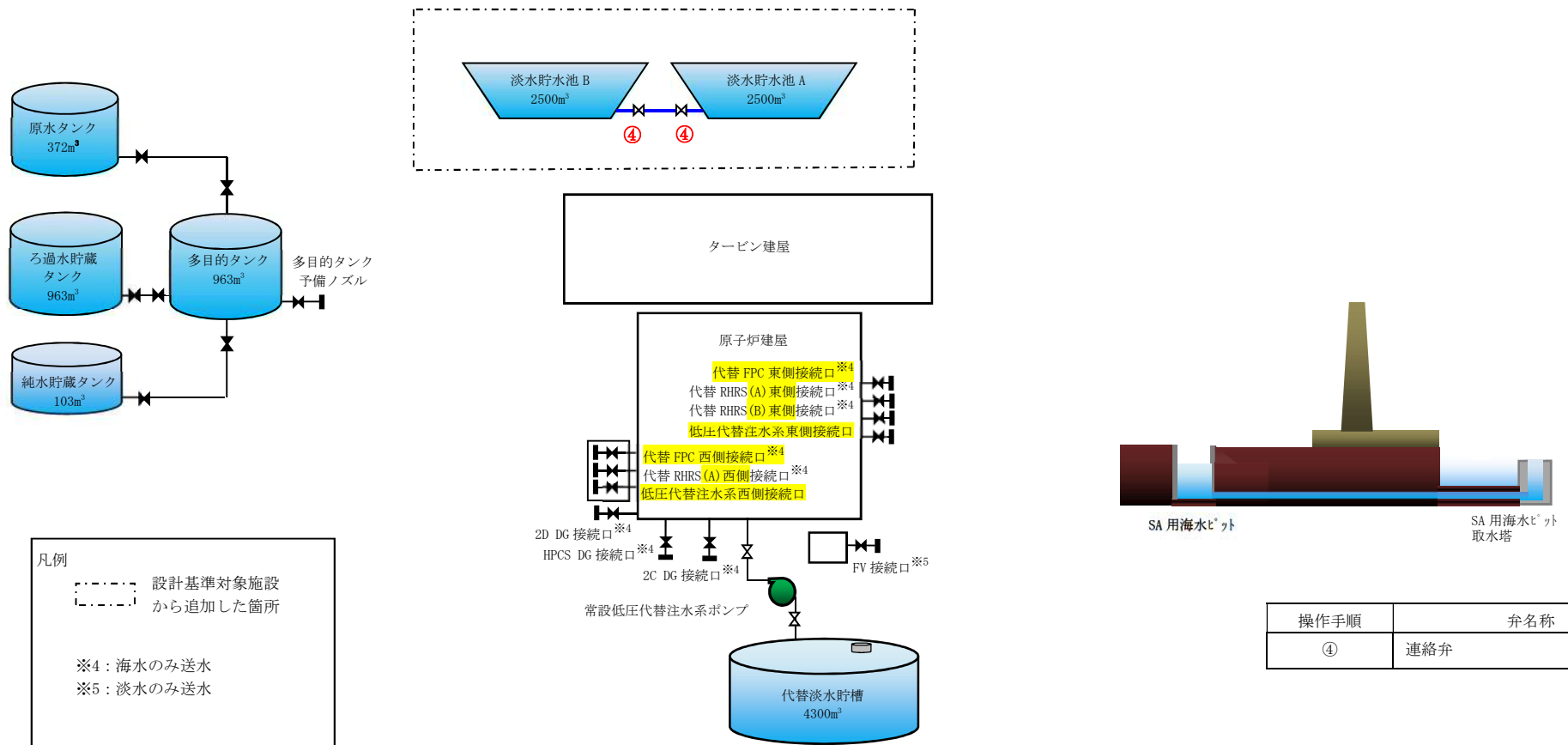


※:西回りルートの場合は, 送水開始まで 145 分と想定する。

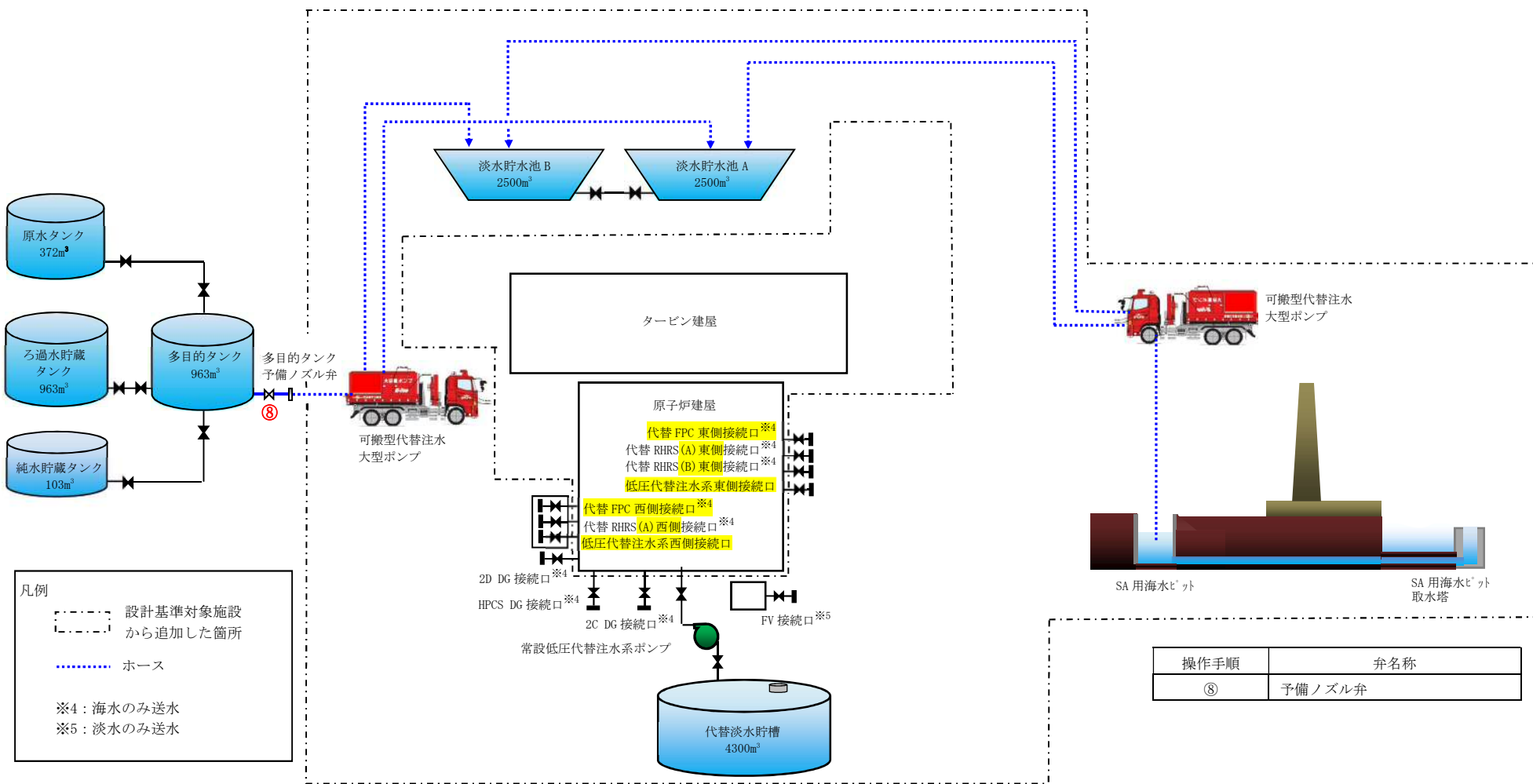


※2:東回りルートの場合は, 送水開始まで 145 分と想定する。

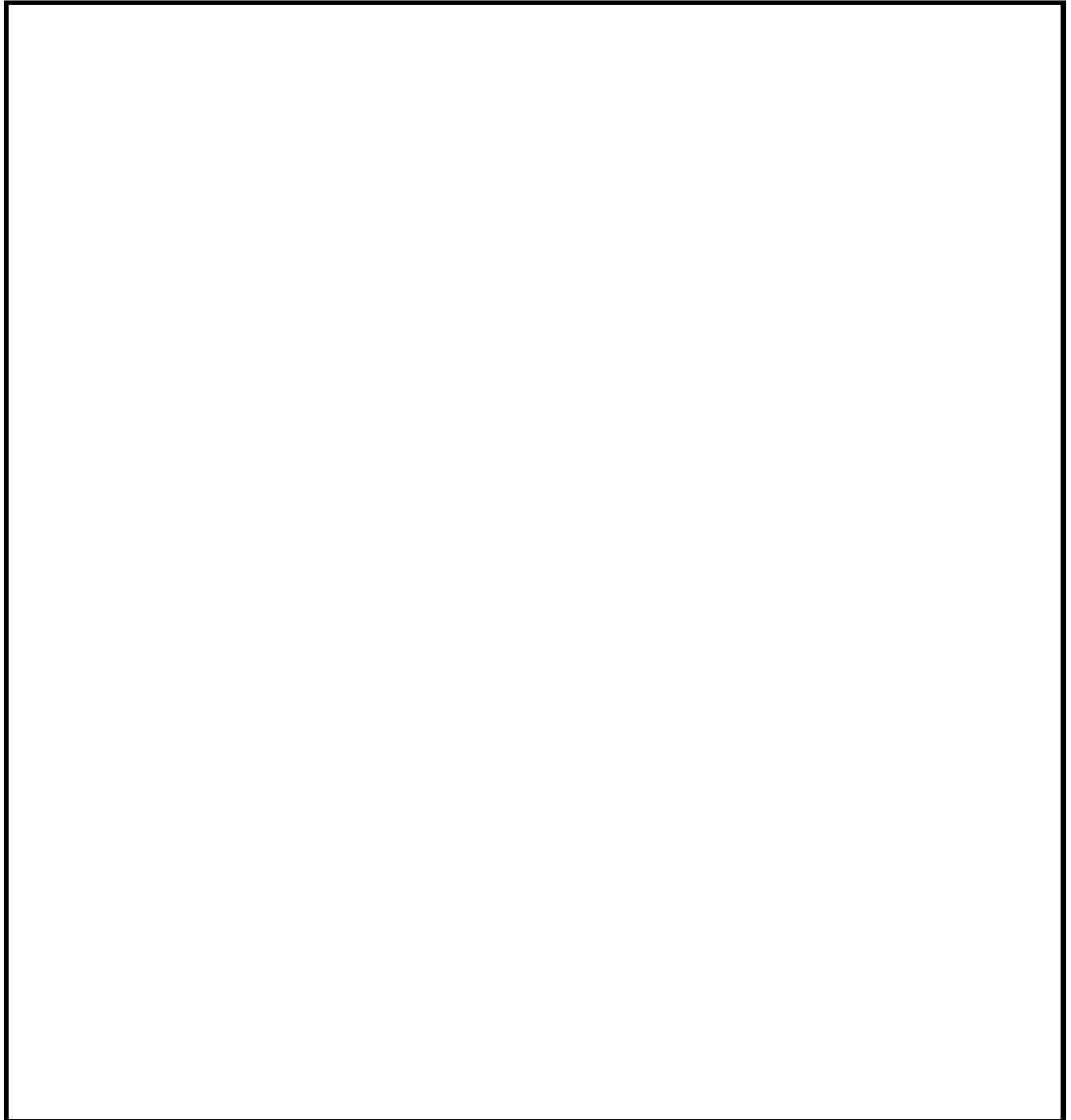
第 1.13-5 図 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給
(淡水／海水) タイムチャート



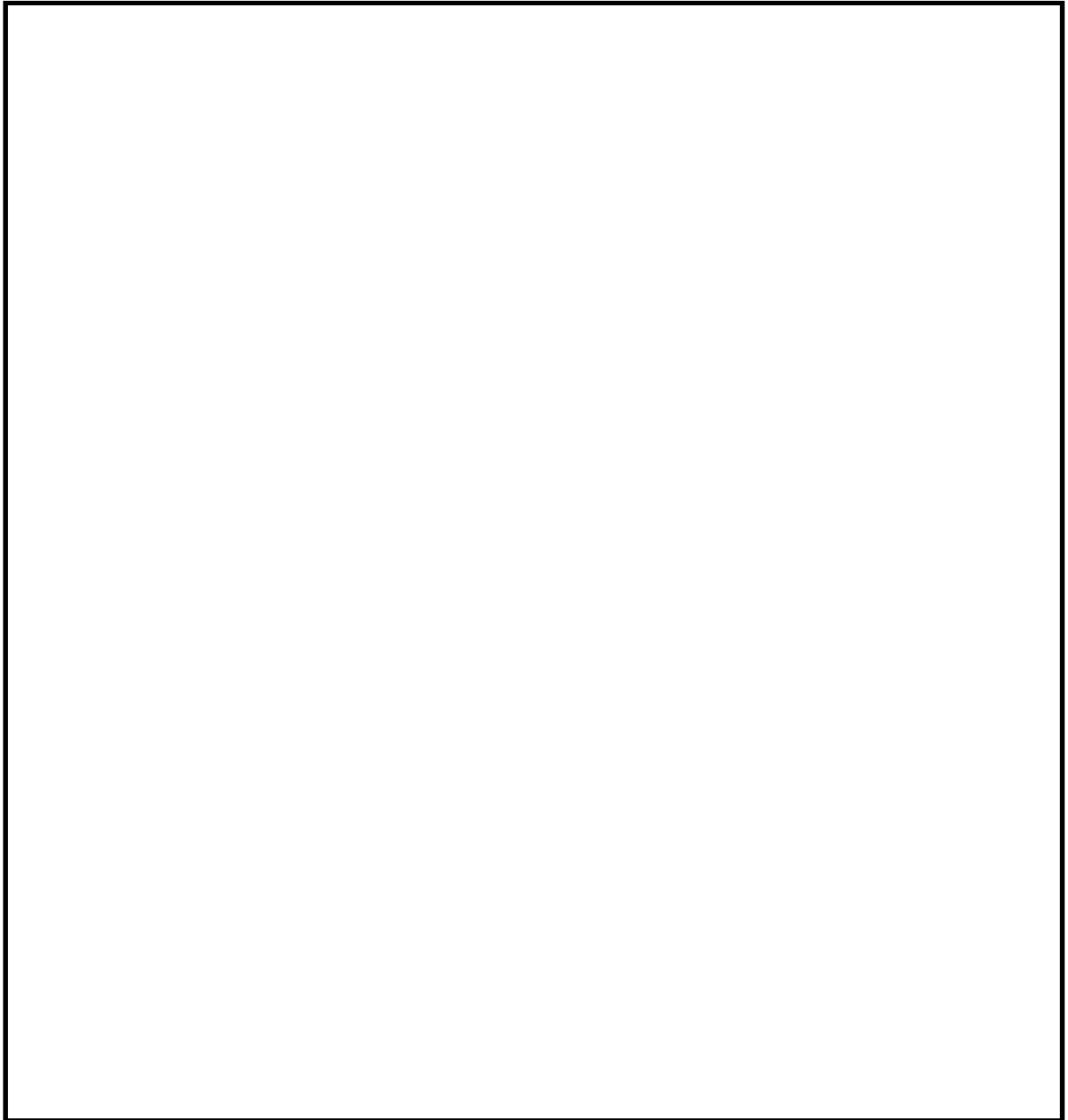
第 1.13-6 図 淡水貯水池 B (A) から淡水貯水池 A (B) への補給 (淡水) 概要図



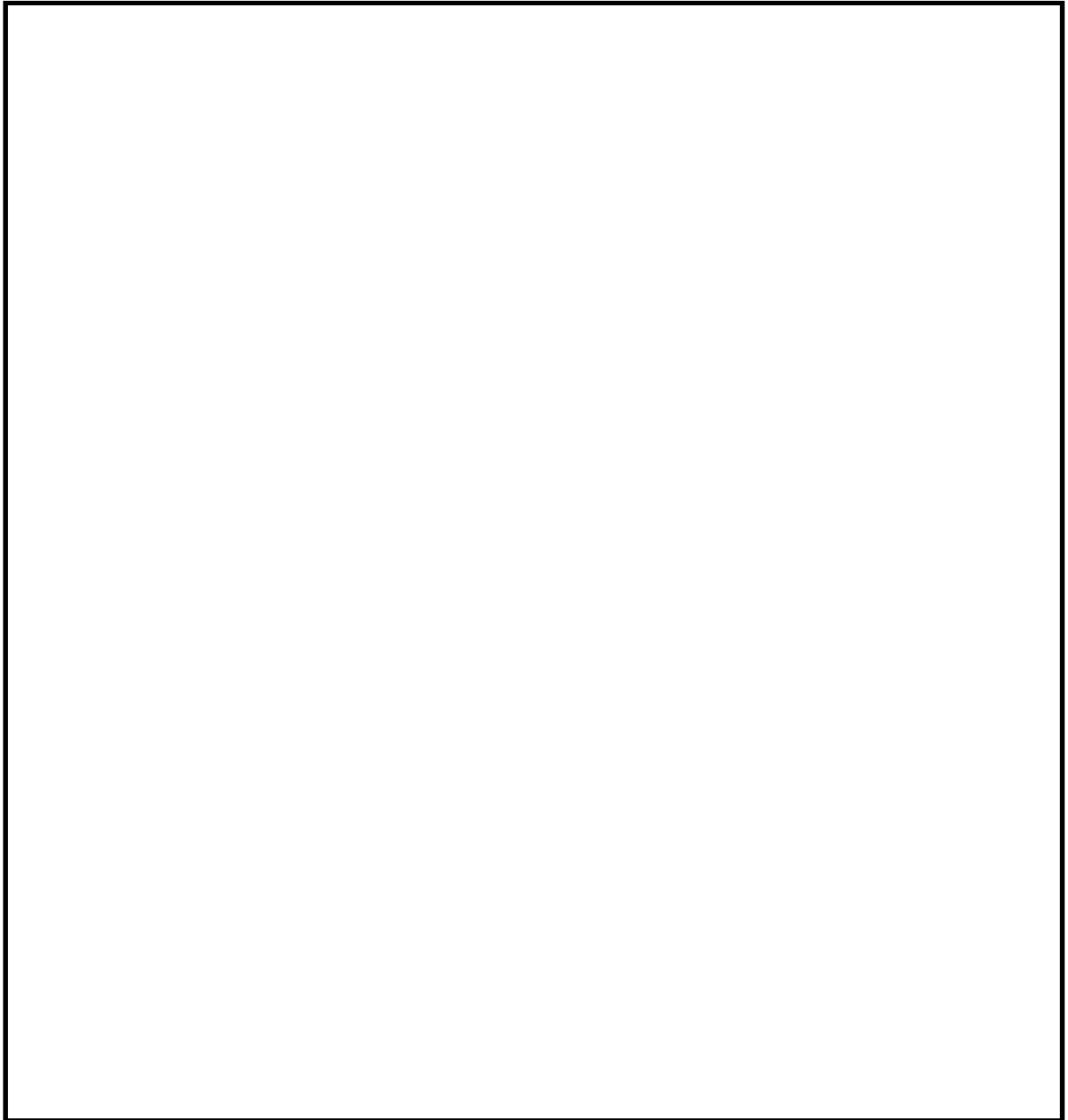
第 1.13-8 図 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給（淡水／海水）概要図



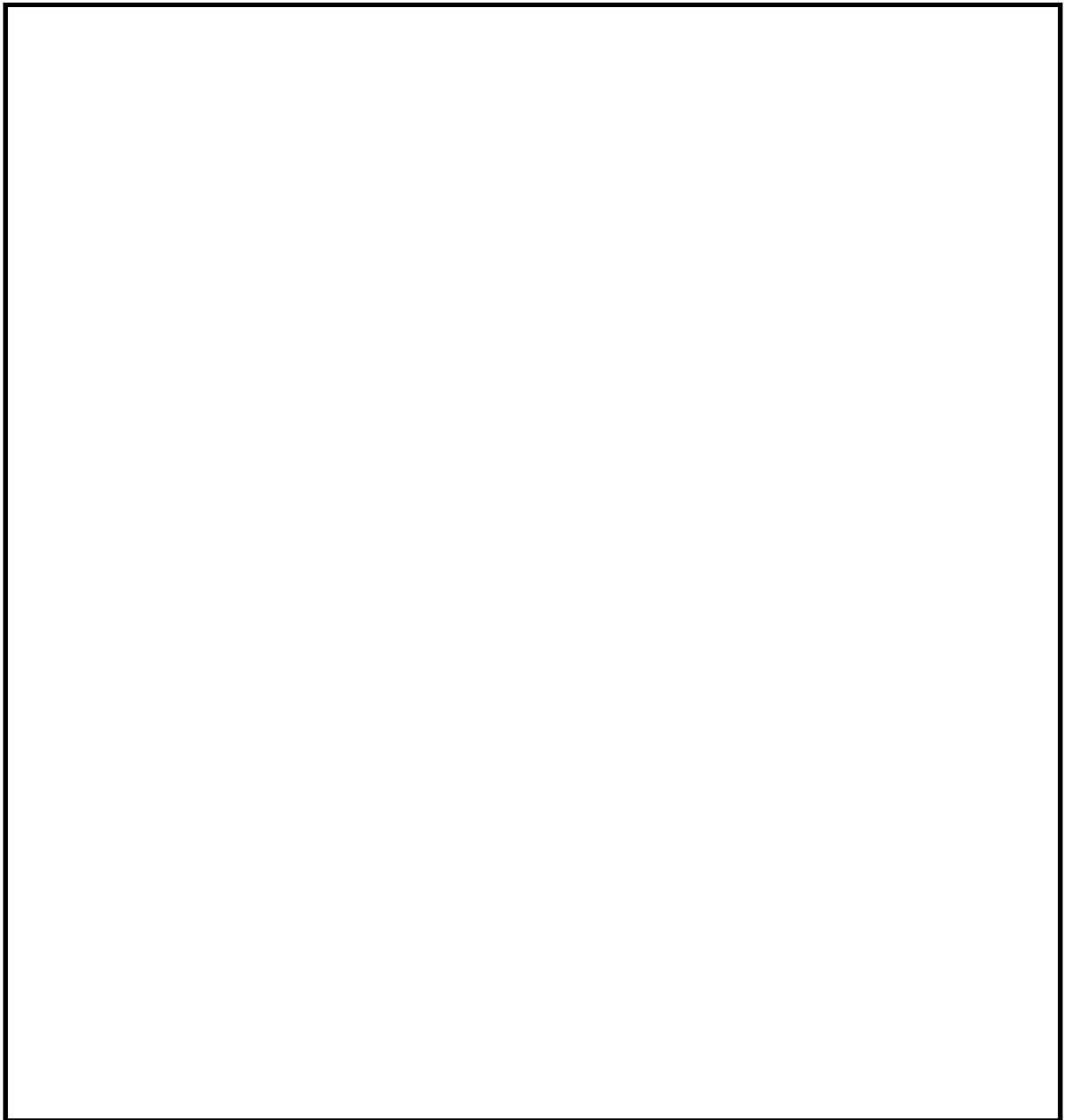
第 1.13-10 図 ホース敷設図（代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる東側接続口及び西側接続口への送水）



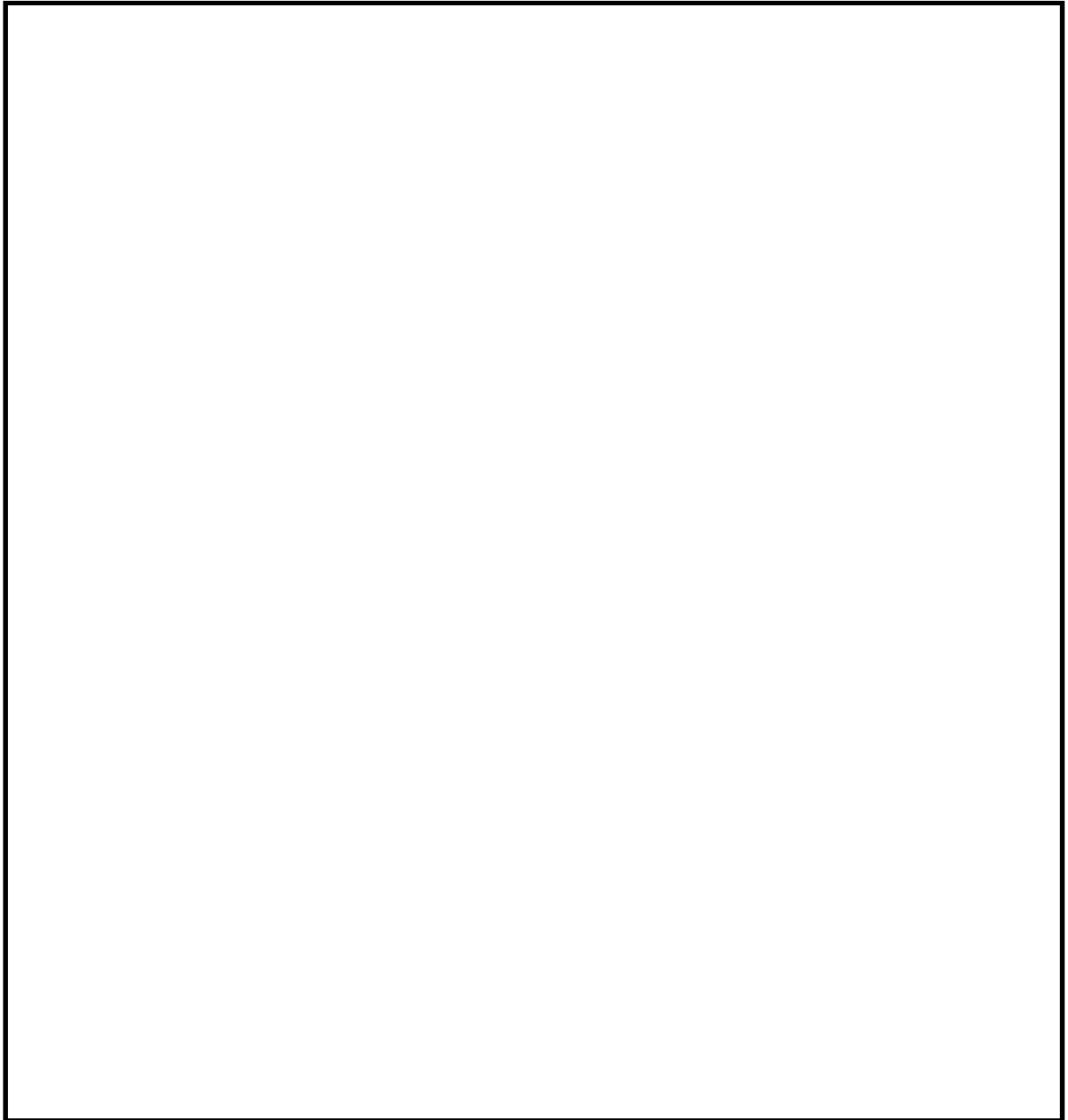
第 1.13-11 図 ホース敷設図（淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる東側接続口及び西側接続口への送水）



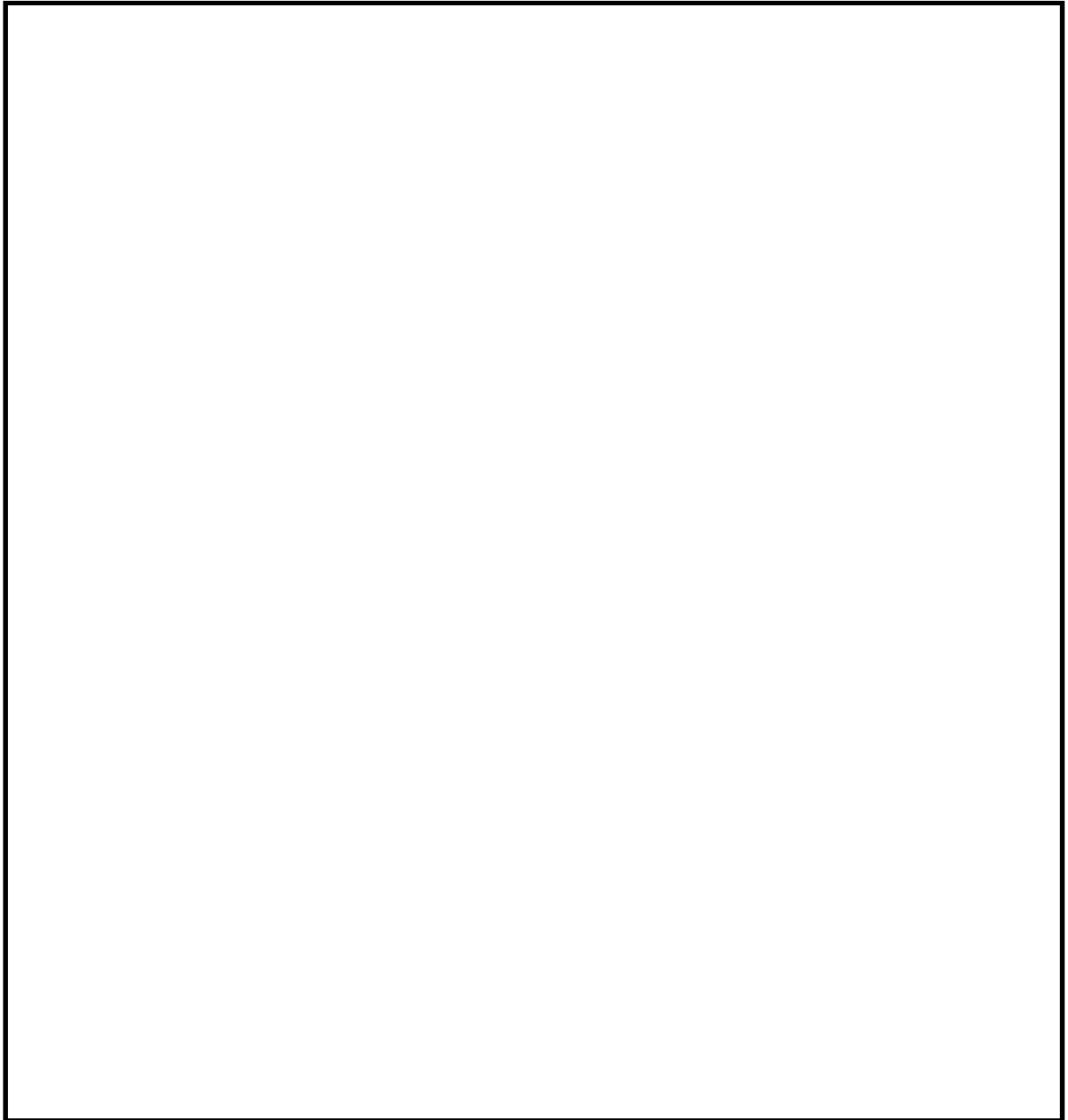
第 1.13-12 図 ホース敷設図（海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる
東側接続口及び西側接続口への送水）



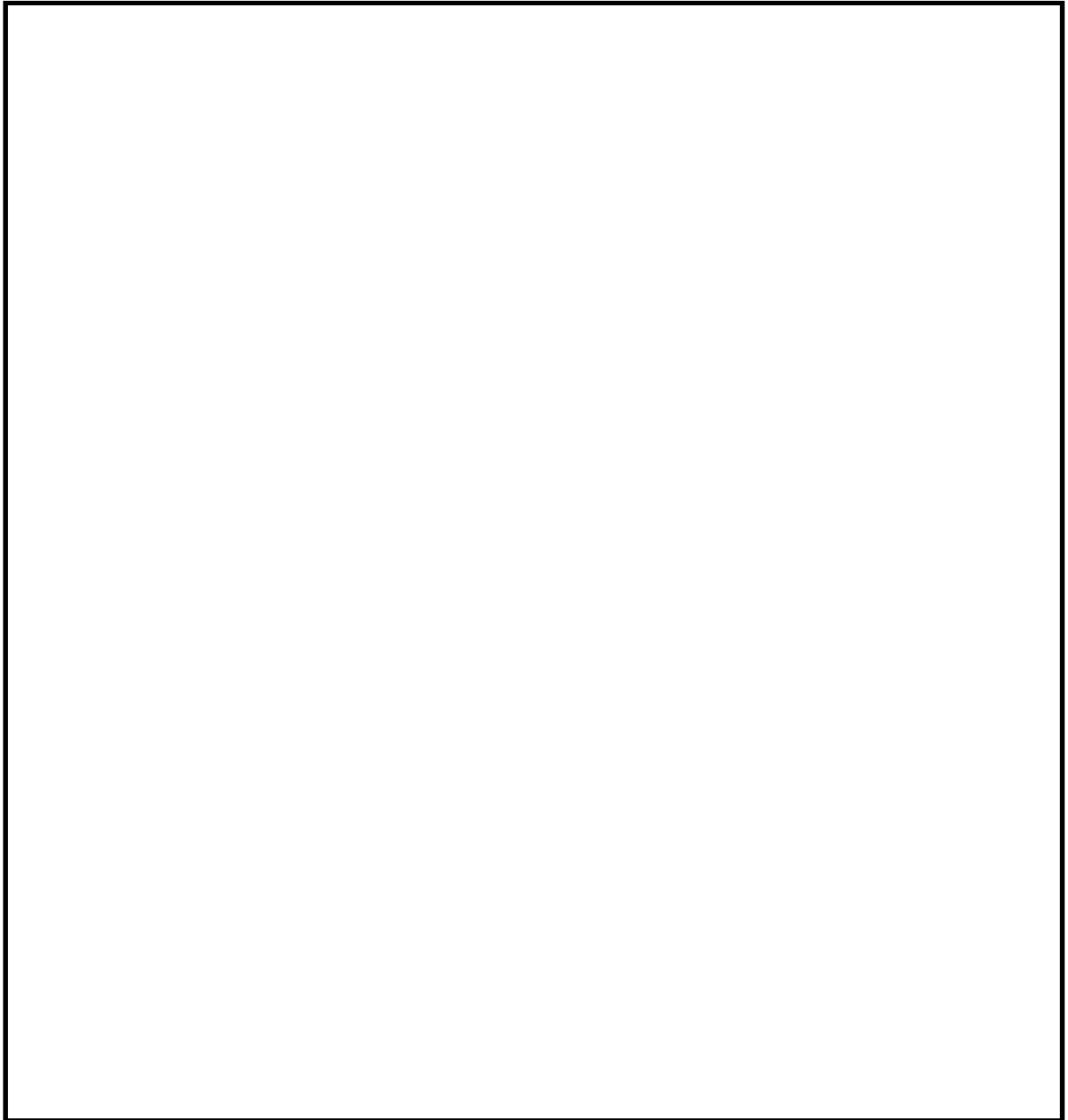
第 1.13-13 図 ホース敷設図（代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給）



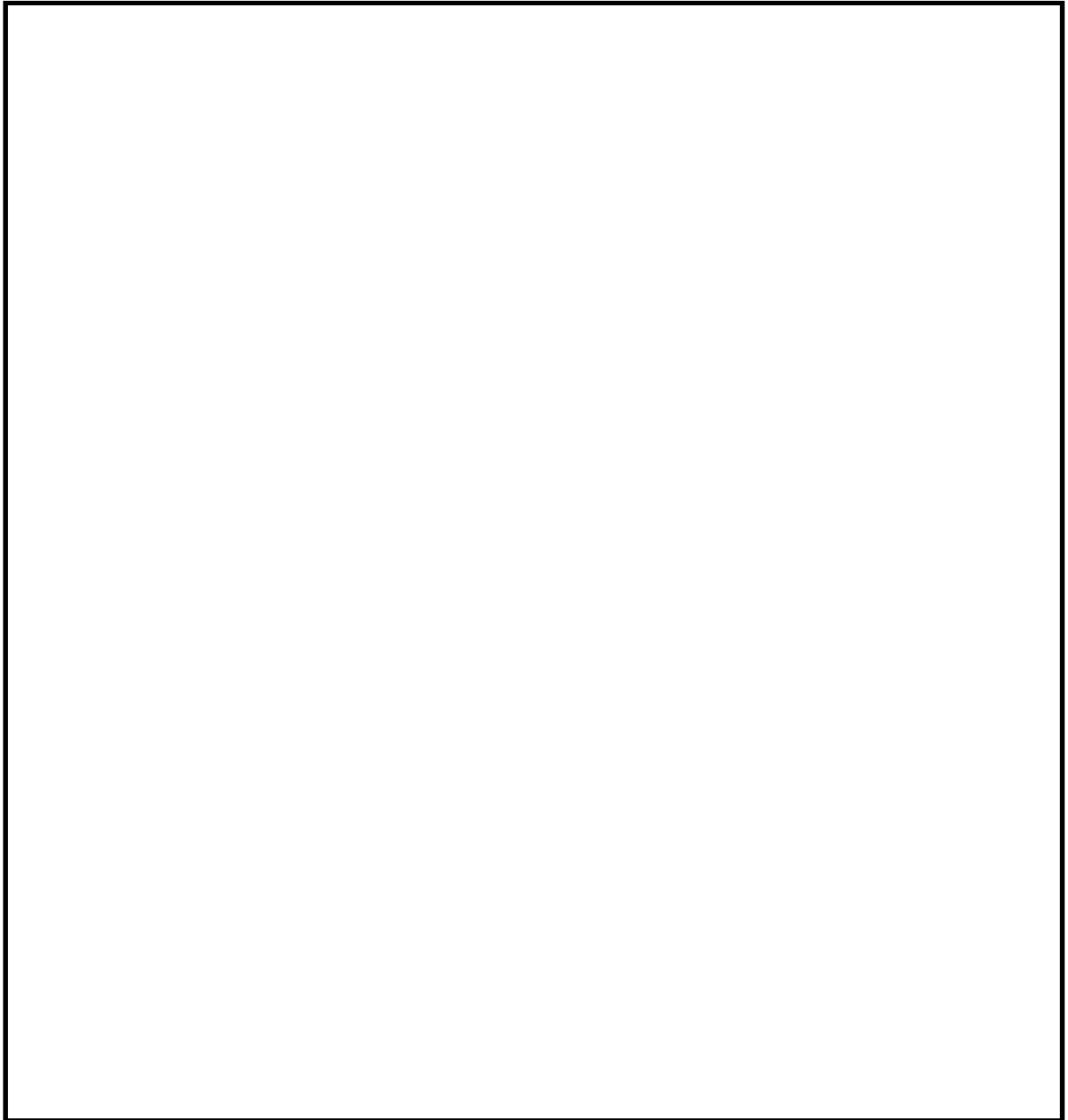
第 1.13-14 図 ホース敷設図（淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型
ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給）



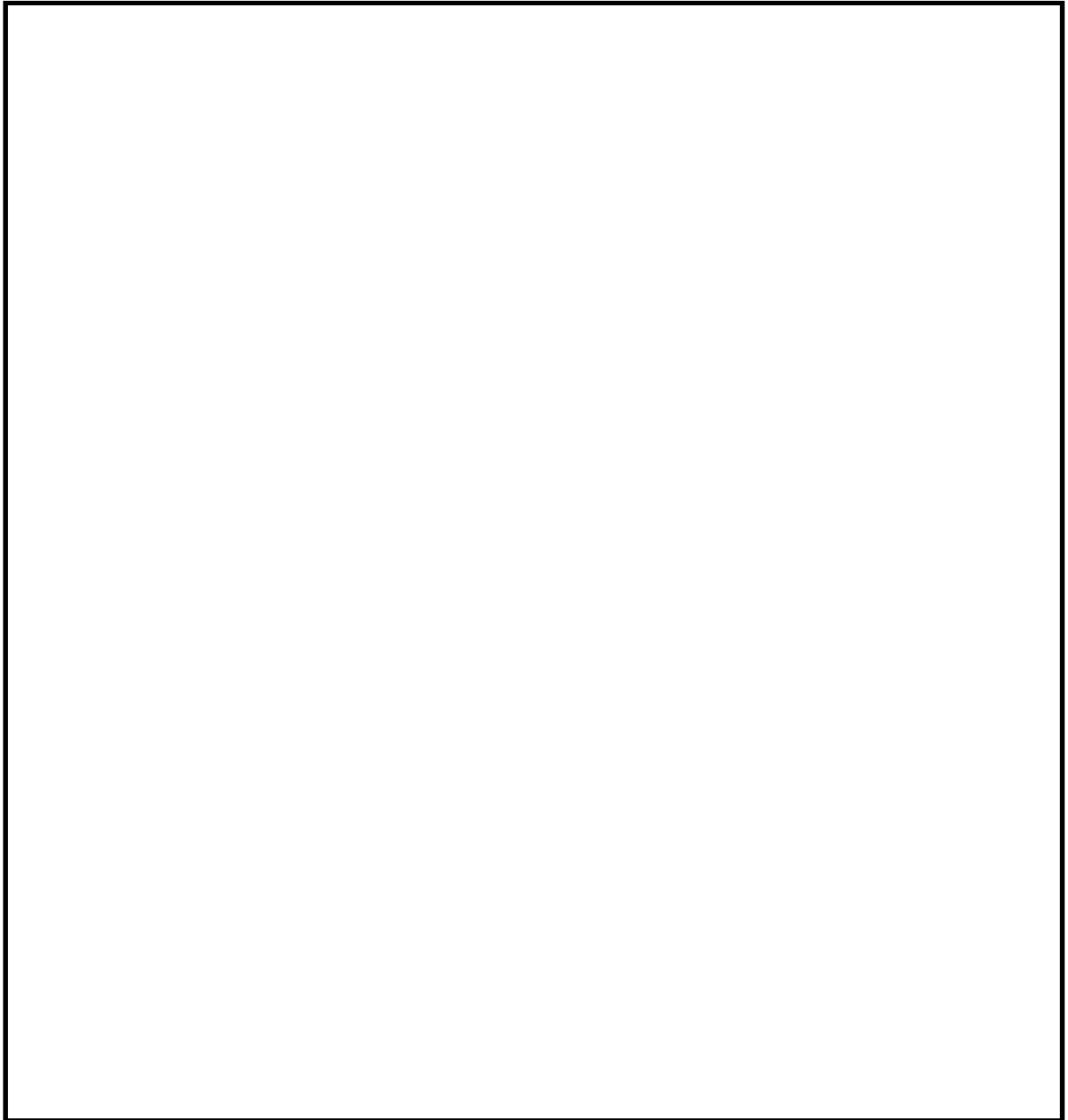
第 1.13-15 図 ホース敷設図（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプ
によるフィルタ装置スクラビング水補給）



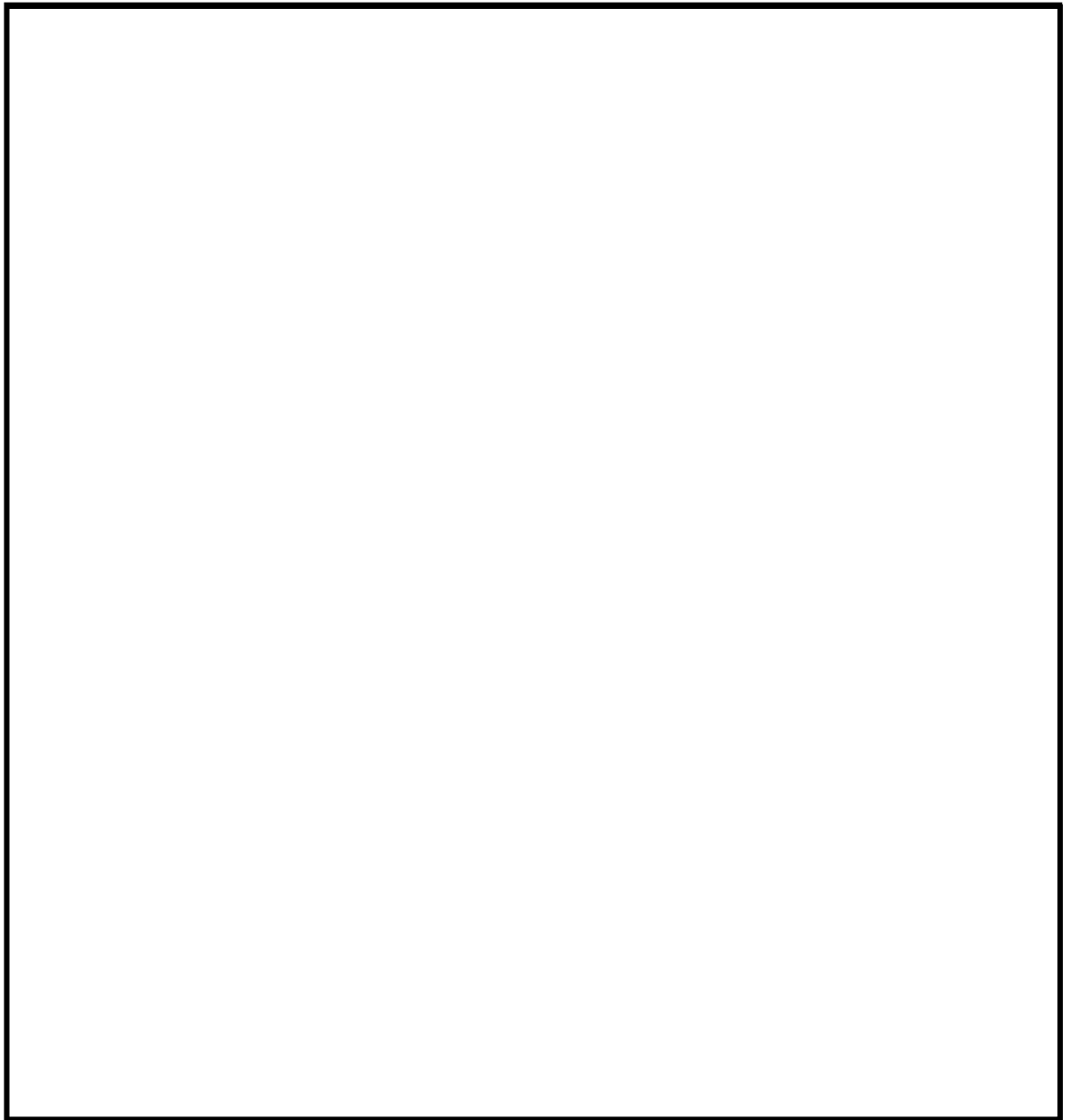
第 1.13-16 図 ホース敷設図（淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプ
による代替淡水貯槽への補給）



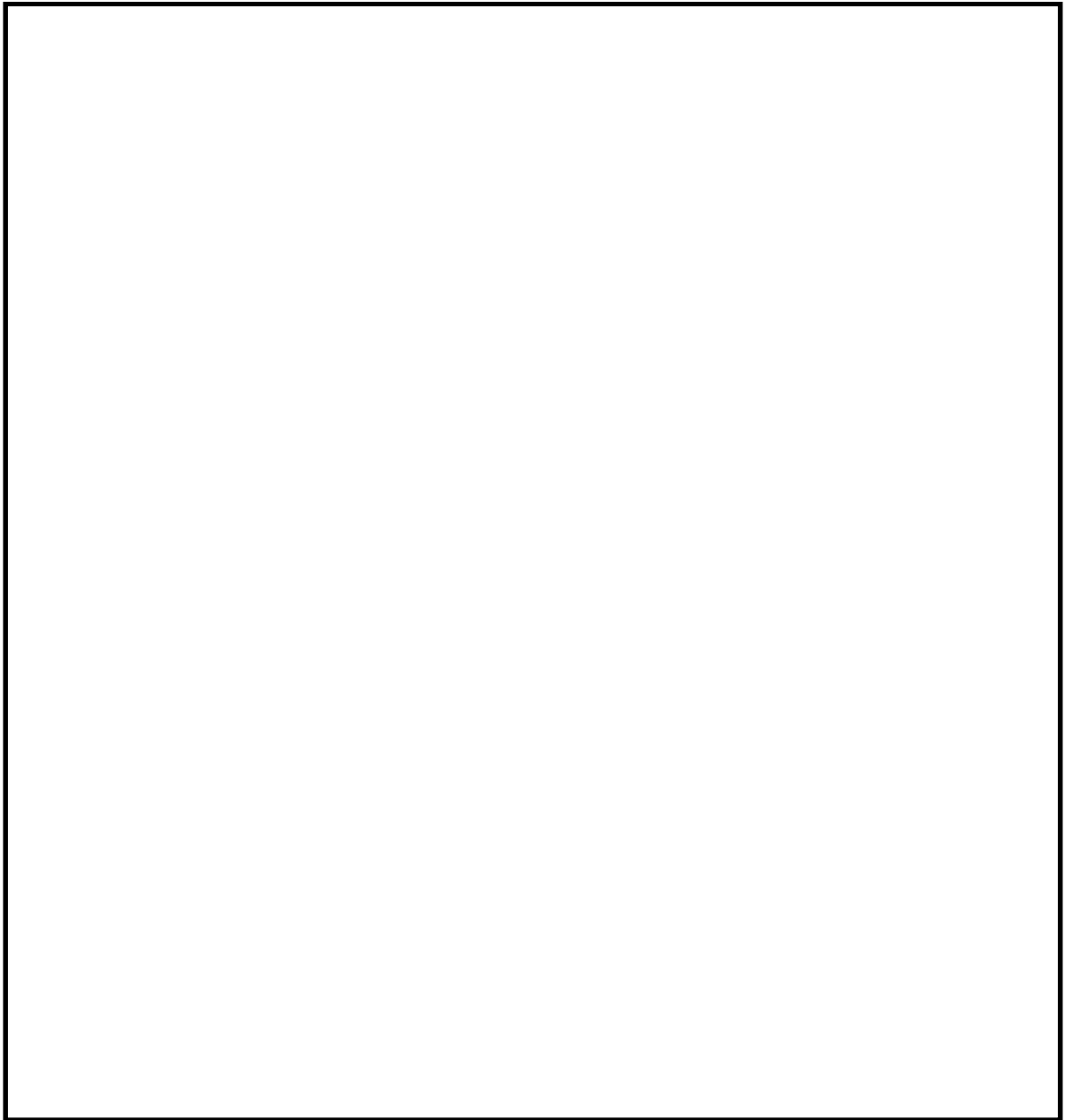
第 1.13-17 図 ホース敷設図（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプ
による代替淡水貯槽への補給）



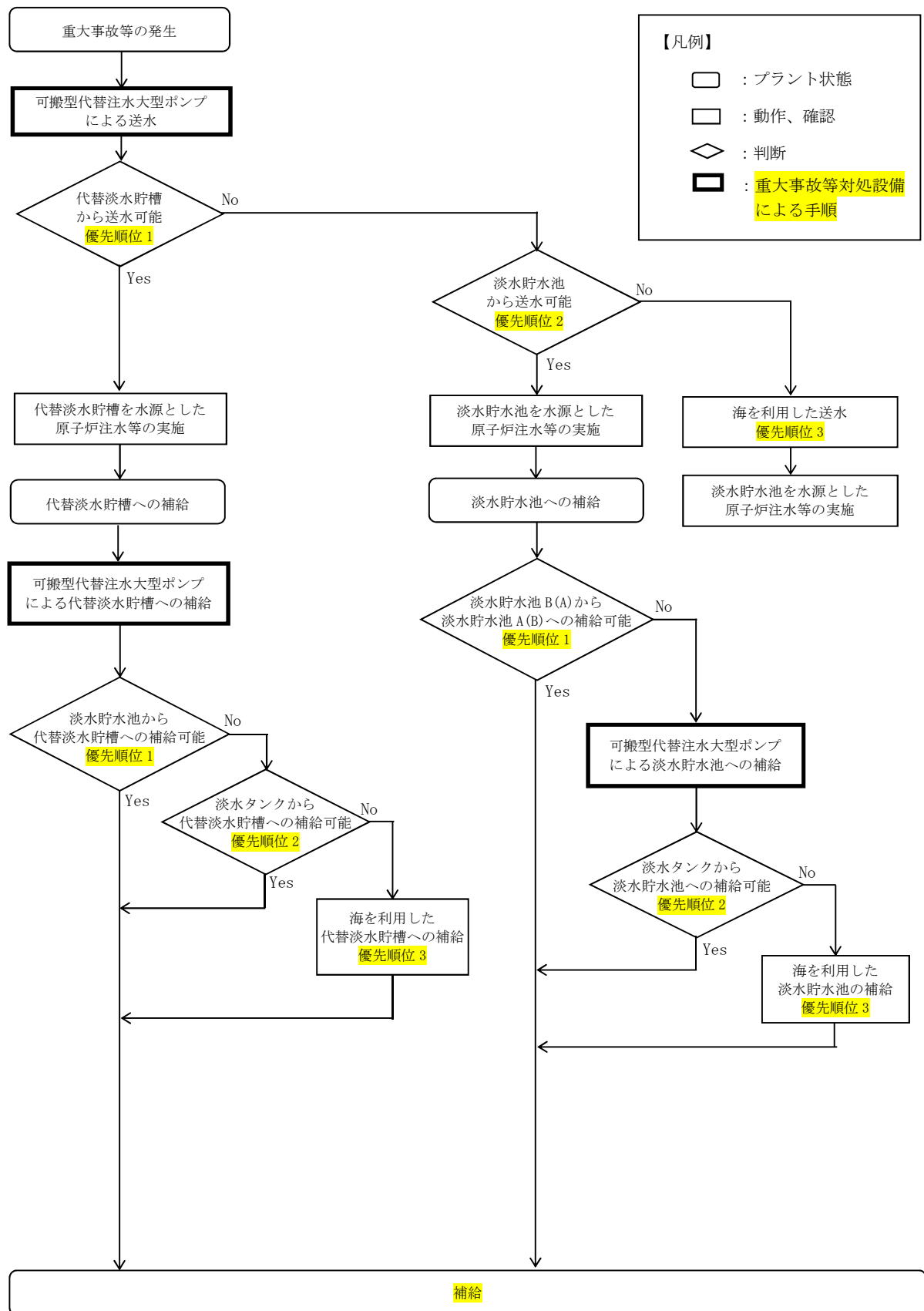
第 1.13-18 図 ホース敷設図（海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給）



第 1.13-19 図 ホース敷設図（淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給）



第 1.13-20 図 ホース敷設図（海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる
淡水貯水池への補給）



第 1.13-21 図 重大事故発生時の対応手段選択フローチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/8)

技術的能力審査基準(1.13)	番号	設置許可基準規則(56条)	技術基準規則(71条)	番号
<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】</p> <p>設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】</p> <p>設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑧
<p>【解釈】</p> <p>1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置を行うために手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】</p> <p>1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 第71条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。	②	a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。	a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。	⑨
b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	③	b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	⑩
c) 海を水源として利用できること。	④	c) 海を水源として利用できること。	c) 海を水源として利用できること。	⑪
d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。	⑤	d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。	d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。	⑫
e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	⑥	e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	⑬
f) 水の供給が中断することがないよう、水源の切り替え手順等を定めること。	⑦	f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。(PWR)	f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。(PWR)	—

※1：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／8）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間 内に使用 可能か	対応可能な 人数で使用 可能か	備考
代替淡水貯槽を水源とした対応（常設 代替低圧注水系ポンプを使用する場合）	代替淡水貯槽	新設	①②③ ⑤⑥⑦ ⑧⑨⑩ ⑫⑬	代替淡水貯槽を水源とした対応（常設 代替低圧注水系ポンプを使用する場合）	代替淡水貯槽	常設	—	—	—
	常設低圧代替注水系ポンプ	新設			常設低圧代替注水系ポンプ	常設			
	常設スプレイヘッダ	新設			—	—			
	—	—	—		—	—	—	—	—
代替淡水貯槽を水源とした対応（可搬型 代替注水大型ポンプを使用する場合）	代替淡水貯槽	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	代替淡水貯槽を水源とした対応（可搬型 代替注水大型ポンプを使用する場合）	代替淡水貯槽	常設	—	—	—
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設			可搬型代替注水大型ポンプ	可搬			
	可搬型スプレイノズル	新設			低圧代替注水系配管・弁	常設			
	常設スプレイヘッダ	新設			ホース	可搬			
	低圧代替注水系配管・弁	新設			燃料補給設備	常設 可搬			
	格納容器圧力逃がし装置 配管・弁	新設			—	—			
	フィルタ装置	新設			—	—			
	ホース	新設			—	—			
	燃料補給設備	新設			—	—			
	—	—			—	—			

※1：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/8)

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間 内に使用 可能か	対応可能な 人数で使用 可能か	備考
サブプレッション・プールを水源とした対応	サブプレッション・プール	既設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	サブプレッション・プールを水源とした対応	サブプレッション・プール	常設	—	—	—
	常設高圧代替注水系ポンプ	新設			残留熱除去系(低圧注水系・格納容器スプレイ冷却系)ポンプ	常設			
	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設			残留熱除去系熱交換器	常設			
	高圧炉心スプレイ系ポンプ	既設			可搬型代替注水大型ポンプ	可搬			
	緊急用海水ポンプ	新設			緊急用海水ポンプ	常設			
	残留熱除去系(低圧注水系・格納容器スプレイ冷却系)ポンプ	既設			残留熱除去系海水系ポンプ	常設			
	低圧炉心スプレイ系ポンプ	既設			代替循環冷却系ポンプ	常設			
	残留熱除去系熱交換器	既設			—	—			
	残留熱除去系海水系ポンプ	既設							
	代替循環冷却系ポンプ	新設							
	—	—	—						
淡水貯水池を水源とした対応	淡水貯水池 A ※1	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	淡水貯水池を水源とした対応	淡水貯水池 A ※1	常設	—	—	—
	淡水貯水池 B ※1	新設			淡水貯水池 B ※1	常設			
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設			可搬型代替注水大型ポンプ	可搬			
	可搬型スプレイノズル	新設			低圧代替注水系配管・弁	常設			
	常設スプレイヘッダ	新設			ホース	可搬			
	低圧代替注水系配管・弁	新設			燃料補給設備	常設 可搬			
	格納容器圧力逃がし装置 配管・弁	新設			—	—			
	フィルタ装置	新設							
	ホース	新設							
	燃料補給設備	新設							

※1：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/8)

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間 内に使用 可能か	対応可能な 人数で使用 可能か	備考
■	■	■	■	ろ過水貯蔵タンク，多目的 タンクを水源とした対応	ろ過水貯蔵タンク	常設	—	—	—
					多目的タンク	常設			
					電動駆動消火ポンプ	常設			
					ディーゼル駆動消火ポンプ	常設			
					—	—			
				復水貯蔵タンクを水源とした対応	復水貯蔵タンク	常設	—	—	—
					原子炉隔離時冷却系ポンプ	常設			
					高圧炉心スプレイ系ポンプ	常設			
					制御棒駆動水ポンプ	常設			
					復水移送ポンプ	常設			
					—	—			
				淡水タンクを水源とした対応	多目的タンク	常設	—	—	—
					ろ過水貯蔵タンク	常設			
					原水タンク	常設			
					純水貯蔵タンク	常設			
					可搬型代替注水大型ポンプ	可搬			
					低圧代替注水系配管・弁	常設			
					格納容器圧力逃がし装置 配管・弁	常設			
					フィルタ装置	常設			
					ホース	可搬			
					燃料補給設備	常設 可搬			
					多目的タンク配管・弁	常設			

※1：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/8)

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間 内に使用 可能か	対応可能な 人数で使用 可能か	備考
海を水源とした対応	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑬	海を水源とした対応	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬	—	—	—
	可搬型スプレイノズル	新設			残留熱除去系熱交換器	常設			
	常設スプレイヘッダ	新設			D/G 2 C	常設			
	緊急用海水ポンプ	新設			D/G 2 D	常設			
	残留熱除去系熱交換器	既設			H P C S D/G	常設			
	放水砲	新設			ホース	可搬			
	代替燃料プール冷却系 ポンプ	新設			低圧代替注水系配管・弁	常設			
	代替燃料プール冷却系 熱交換器	新設			残留熱除去系海水系 配管・弁	常設			
	低圧代替注水系配管・弁	新設			D/G 2 C 海水系 配管・弁	常設			
	代替燃料プール冷却系 配管・弁	新設			D/G 2 D 海水系 配管・弁	常設			
	ホース	新設			H P C S D/G 海水系 配管・弁	常設			
	S A 用海水ビット取水塔	新設			S A 用海水ビット取水塔	常設			
	海水引込管	新設			海水引込管	常設			
	S A 用海水ビット	新設			S A 用海水ビット	常設			
	燃料補給設備	新設			放水砲	可搬			
	泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用)	新設			放水ビット	常設			
ほう酸水貯蔵タンクを 水源とした対応	—	—	—	—	放水路	常設	—	—	—
	—	—	—		泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用)	可搬			
	—	—	—		燃料補給設備	常設 可搬			
	—	—	—		—	—			
ほう酸水貯蔵タンクを 水源とした対応	ほう酸水貯蔵タンク	既設	⑧ ① ⑨ ②	—	ほう酸水貯蔵タンク	常設	—	—	—
	ほう酸水注入ポンプ	既設			ほう酸水注入ポンプ	常設			
	—	—	—		—	—			

※1：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/8)

■ : 重大事故等対処設備
 ■ : 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間 内に使用 可能か	対応可能な 人数で使用 可能か	備考
淡水貯水池から代替淡水貯槽への補給	淡水貯水池 A ※1	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	淡水タンクから代替淡水貯槽への補給	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬	170 分	8 名	自主対策とする理由は本文参照
	淡水貯水池 B ※1	新設			ホース	可搬			
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設			多目的タンク	常設			
	ホース	新設			ろ過水貯蔵タンク	常設			
	代替淡水貯槽	新設			原水タンク	常設			
	燃料補給設備	新設			純水貯蔵タンク	常設			
	—	—			多目的タンク配管・弁	常設			
海から代替淡水貯槽への補給	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑬	—	—	—	—	—	—
	ホース	新設							
	S A用海水ビット取水塔	新設							
	海水引込管	新設							
	S A用海水ビット	新設							
	代替淡水貯槽	新設							
	燃料補給設備	新設							
	—	—	—						

※1：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (7/8)

■ : 重大事故等対処設備
 ■ : 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈対 応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間 内に使用 可能か	対応可能な 人数で使用 可能か	備考
海から淡水貯水池への補給	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑬	淡水貯水池A(B)への補給	淡水貯水池A※1	新設	60分	2名	自主対策とする理由は本文参照
	ホース	新設			淡水貯水池B※1	新設			
	SA用海水ビット取水塔	新設			淡水貯水池配管・弁	常設			
	海水引込管	新設		淡水タンクから淡水貯水池への補給	—	—	165分	8名	自主対策とする理由は本文参照
	SA用海水ビット	新設			—	—			
	淡水貯水池A※1	新設			可搬型代替注水大型ポンプ	可搬			
	淡水貯水池B※1	新設			ホース	可搬			
	燃料補給設備	新設			多目的タンク	常設			
	—	—			ろ過水貯蔵タンク	常設			
	—	—			原水タンク	常設			
	—	—			純水貯蔵タンク	常設			
	—	—			多目的タンク配管・弁	常設			
	—	—			淡水貯水池A※1	常設			
	—	—			淡水貯水池B※1	常設			
	—	—			燃料補給設備	常設可搬			

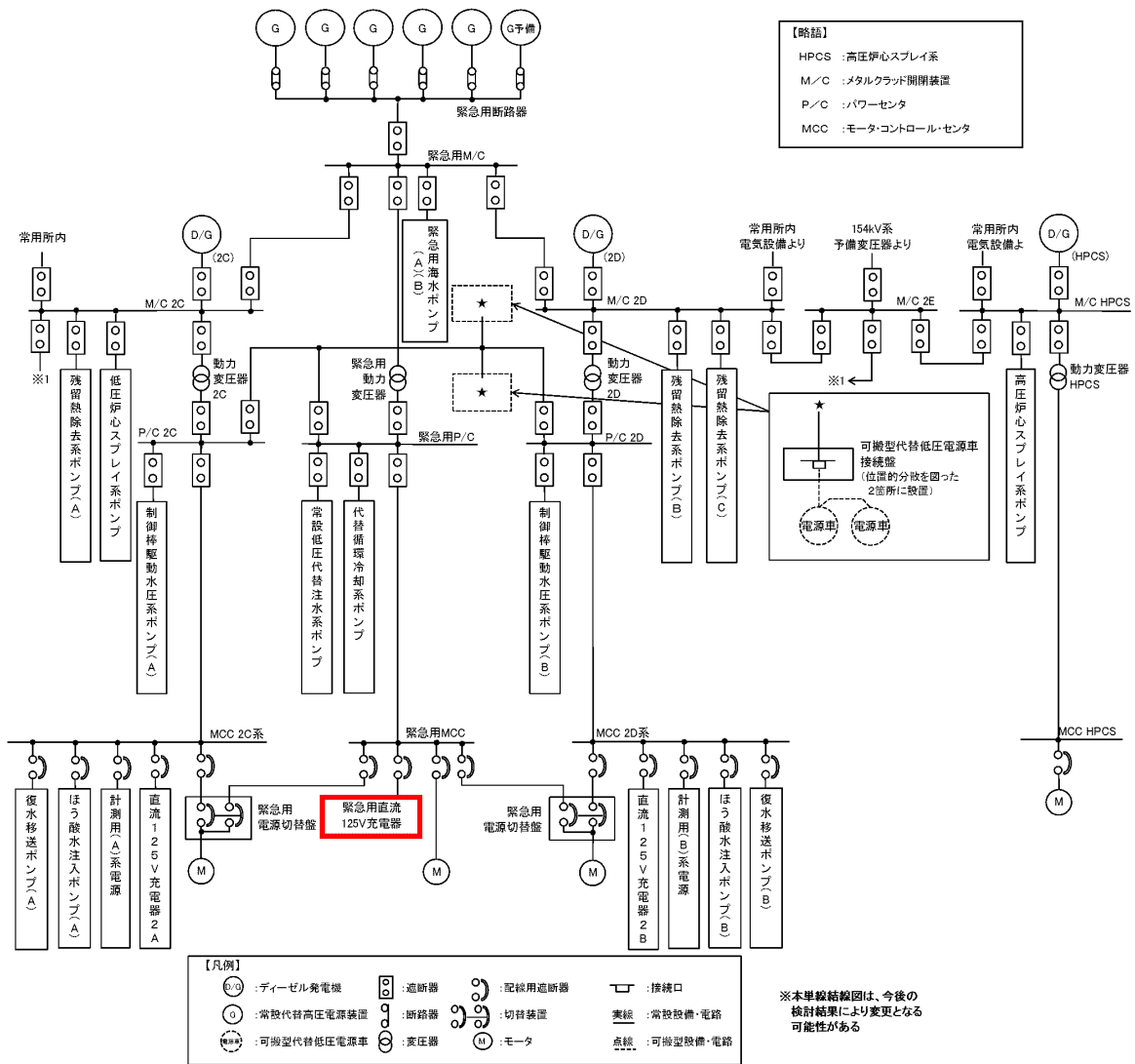
※1：本条文【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (8/8)

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

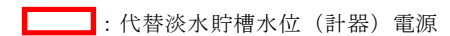
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常 設 可 搬	必要時 間内に 使用可 能か	対応可能な 人数で使用 可能か	備考
—	—	—	—	水源を切替えるための対応	復水貯蔵タンク	常設	—	—	—
					サブプレッション・プール	常設			
					原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレートナ	常設			
					高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレートナ	常設			
					補給水配管・弁	常設			
					可搬型代替注水大型ポンプ	可搬			
					ホース	可搬			
					淡水貯水池 A ※1	常設			
					淡水貯水池 B ※1	常設			
					多目的タンク	常設			
					ろ過水貯蔵タンク	常設			
					原水タンク	常設			
					純水貯蔵タンク	常設			
					多目的タンク配管・弁	常設			
					代替淡水貯槽	常設			
					S A用海水ビット取水塔	常設			
					海水引込管	常設			
					S A用海水ビット	常設			
					燃料補給設備	常設 可搬			

※1：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）



□ : 代替淡水貯槽水位（計器）電源

第 1 図 対応手順として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手順として選定した設備の電源構成図（直流電源）

重大事故等対処設備（設計基準拡張設備含む）及び自主対策設備仕様

機器名称		常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程 (最高使用 圧力)	台数
重大事故等 対処設備	代替淡水貯槽	常設	Sクラス	4300 m ³	—	1 個
	常設低圧代替注水系ポンプ	常設	Sクラス	約 200 m ³ /h	約 200m	2 台
	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬	Sクラス※ ¹	約 1440 m ³ /h	(1. 4MPa)	7 台
	サプレッション・プール	常設	Sクラス	3300 m ³	—	1 個
	常設高圧代替注水系ポンプ	常設	Sクラス	約 136 m ³ /h	約 882m	1 台
	代替循環冷却系ポンプ	常設	Sクラス	約 200 m ³ /h	約 200m	1 台
	緊急用海水ポンプ	常設	Sクラス	約 844 m ³ /h	約 130m	2 台
	ほう酸水貯蔵タンク	常設	Sクラス	19. 5 m ³	—	1 個
	ほう酸水注入ポンプ	常設	Sクラス	9. 78 m ³ /h	870m	2 台
(設計基準 拡張) 重大事故等 対処設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ	常設	Sクラス	142 m ³ /h	869m	1 台
	高圧炉心スプレイ系ポンプ	常設	Sクラス	1576. 5 m ³ /h	196. 6m	1 台
	残留熱除去系ポンプ	常設	Sクラス	1691. 9 m ³ /h	85. 3m	3 台
	低圧炉心スプレイ系ポンプ	常設	Sクラス	1638. 3 m ³ /h	169. 5m	1 台
自主対策 設備	ろ過水貯蔵タンク	常設	Cクラス	963 m ³	—	1 個
	多目的タンク	常設	Cクラス	963 m ³	—	1 個
	電動駆動消火ポンプ	常設	Cクラス	227. 1 m ³ /h	89m	1 台
	ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	Cクラス	228 m ³ /h	90m	1 台
	復水貯蔵タンク	常設	Bクラス	656 m ³ ※ ²	—	2 個
				344 m ³ ※ ³		
	制御棒駆動水ポンプ	常設	Bクラス	46. 3 m ³ /h	823m	2 台
	復水移送ポンプ	常設	Bクラス	145. 4 m ³ /h	85. 4m	2 台
	純水貯蔵タンク	常設	Cクラス	103 m ³	—	1 個
	原水タンク	常設	Cクラス	372 m ³	—	1 個

※1: Sクラスの機能維持

※2: 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系使用時の容量

※3: 制御棒駆動水圧系及び補給水系使用時の容量

重大事故対策の成立性

1. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

a. 操作概要

災害対策本部長は、代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水が必要な状況において、水源を確保し（代替淡水貯槽への可搬型代替注水大型ポンプ設置）、接続口を選定し、送水ルートを決定する。

現場では、指示された送水ルートを確保した上で、代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプにより送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋原子炉棟東側及び西側周辺、代替淡水貯槽周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水に必要な要員（8名）、所要時間（150分）のうち、代替淡水貯槽及び東側接続口を使用した注水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名（重大事故等対応要員）

所要時間目安 : 150分（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保する。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

2. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

a. 操作概要

災害対策本部長は、淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水が必要な状況において、水源を確保し（淡水貯水池への可搬型代替注水大型ポンプ設置）、接続口を選定し、送水ルートを決定する。

現場では、指示された送水ルートを確保した上で、淡水貯水池を水源として可搬型代替注水大型ポンプにより送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋原子炉棟東側及び西側周辺、淡水貯水池周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水に必要な要員（8名）、所要時間（170分）のうち、淡水貯水池及び西側接続口を使用した注水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名（重大事故等対応要員）

所要時間目安 : 170分（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保する。放射性物質が放出さ

れる可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の合金具を使用して容易に接続可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

3. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

a. 操作概要

災害対策本部長は、海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水が必要な状況において、水源を確保し（海への可搬型代替注水大型ポンプ設置）、接続口を選定し、送水ルートを決定する。

現場では、指示された送水ルートを確保した上で、海を水源として可搬型代替注水大型ポンプにより送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋原子炉棟東側及び西側周辺、海周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水に必要な要員（8名）、所要時間（150分）のうち、海及び西側接続口に必要要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名（重大事故等対応要員）

所要時間目安 : 150分（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保する。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個

人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

4. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給

a. 操作概要

災害対策本部長は、可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給が必要な状況において、水源を選定し、補給ルートを決定する。

現場では、指示された補給ルートを確保した上で、可搬型代替注水大型ポンプにより補給する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋原子炉棟南側周辺、淡水貯水池、淡水タンク及び海周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給に必要な要員（10名）、所要時間（170分）のうち、淡水タンクから代替淡水貯槽への補給に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名（重大事故等対応要員）

所要時間目安 : 170分（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保する。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個

人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。温度についても，作業は屋外のため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

5. 淡水貯水池 B（A）から淡水貯水池 A（B）への補給

(1) 淡水貯水池への直接補給（淡水）

a. 操作概要

災害対策本部長は、淡水貯水池への補給が必要な状況において、**水源**を確保し淡水貯水池 B（A）を選定する。現場では、弁開操作によりにより淡水貯水池 A（B）へ補給する。

b. 作業場所

屋外（淡水貯水池周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

必要要員数 : 2 名（重大事故等対応要員）

所要時間目安 : 60 分（当該弁は、設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：夜間での作業の場合は、ヘッドライト及びLEDライトにて作業を行う。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。**温度についても、作業は屋外のため支障はない。**

移動経路：ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。**また、現場への移動は、地震等によ**

る重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性： 弁の開閉操作に特殊な操作は無く、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段： 衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線連絡設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

6. 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給

a. 操作概要

災害対策本部長は、可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給が必要な状況において、水源を選定し、補給ルートを決定する。

現場では、指示された補給ルートを確保した上で、可搬型代替注水大型ポンプにより補給する。

b. 作業場所

屋外（淡水貯水池，淡水タンク及び海周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給に必要な要員（8名），所要時間（165分）のうち，淡水タンクから淡水貯水池への補給に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名（重大事故等対応要員）

所要時間目安 : 165分（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

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

う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。

移動経路：車両のヘッドライトの他、ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は、専用の合金具を使用して容易に接続可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線連絡設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。



可搬型代替大型注水ポンプ



車両の作業用照明



ホース脱着訓練



東海港での送水訓練
(ホース敷設)



東海港での送水訓練
(水中ポンプ設置)



車両操作訓練 (ポンプ起動)



夜間での送水訓練
(ホース敷設)



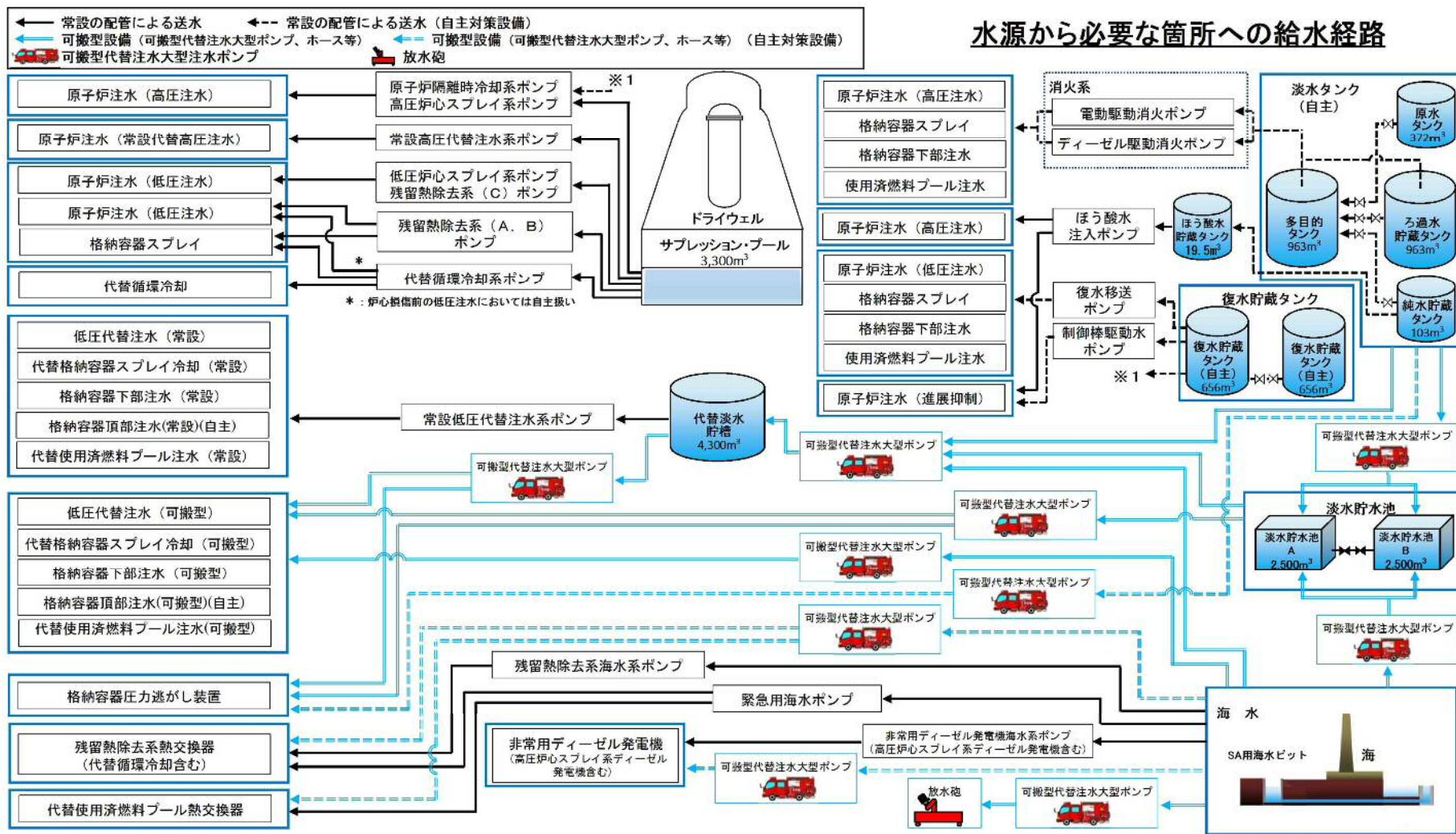
夜間での送水訓練
(放水)



放射線防護具装着による送水訓練
(ホース敷設)



放射線防護具装着による送水訓練
(水中ポンプ設置)



解釈一覧

1. 操作手順の解釈一覧

手順			操作手順記載内容	解釈
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順	(2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）	a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	接続口の弁	—
	(4) 淡水貯水池を水源とした対応手順	a. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	接続口の弁	—
	(8) 海を水源とした対応手順	a. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	接続口の弁	—
1. 13. 2. 2 水源へ水を補給のための対応手順	(1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手段	a. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給	多目的タンク配管・弁の予備ノズル弁	—
	(2) 淡水貯水池へ水を補給するための対応手段	a. 淡水貯水池 B（A）から淡水貯水池 A（B）への補給	淡水貯水池 A 連絡弁	—
		b. 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給	淡水貯水池 B 連絡弁	—
			多目的タンク配管・弁の予備ノズル弁	—

手順のリンク先について

重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

リンク先一覧（1／10）

手順等		リンク先	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順			
1.13.2.1(1) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）			
1.13.2.1(1)a. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水			
1.13.2.1(1)a.(a)	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	【1.4.2.2(1)a.(a)】	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
1.13.2.1(1)a.(b)	低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	【1.4.2.2(3)a.(a)】	低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
1.13.2.1(1)a.(c)	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のベDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）	【1.8.2.2(1)c.】	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
1.13.2.1(1)b. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却			
1.13.2.1(1)b.(a)	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却（炉心損傷前）	【1.6.2.2(1)a.(a)】	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却
1.13.2.1(1)b.(b)	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却（炉心損傷後）	【1.6.2.3(1)a.(a)】	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却
1.13.2.1(1)c. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水			
1.13.2.1(1)c.(a)	格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却	【1.8.2.1(1)a.】	格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却

リンク先一覧 (2/10)

手順等		リンク先	
1. 13. 2. 1(1)d. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水			
1. 13. 2. 1(1)d. (a)	格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェル注水	【1. 10. 2. 1(2)a. 】	格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェル注水
1. 13. 2. 1(1)e. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ			
1. 13. 2. 1(1)e. (a)	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	【1. 11. 2. 1(1)a. 】	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水
1. 13. 2. 1(1)e. (b)	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ	【1. 11. 2. 2(1)a. 】	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ
1. 13. 2. 1(2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合）			
1. 13. 2. 1(2)a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水		本資料に記載	
1. 13. 2. 1(2)b. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水			
1. 13. 2. 1(2)b. (a)	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	【1. 4. 2. 2(1)a. (b) 】	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）
1. 13. 2. 1(2)b. (b)	低圧代替注水系（可搬型）による残存熔融炉心の冷却	【1. 4. 2. 2(3)a. (b) 】	低圧代替注水系（可搬型）による残存熔融炉心の冷却（淡水／海水）
1. 13. 2. 1(2)b. (c)	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（熔融炉心のベDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）	【1. 8. 2. 2(1)d. 】	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）
1. 13. 2. 1(2)c. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却			
1. 13. 2. 1(2)c. (a)	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（炉心損傷前）	【1. 6. 2. 2(1)a. (b) 】	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）
1. 13. 2. 1(2)c. (b)	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（炉心損傷後）	【1. 6. 2. 3(1)a. (b) 】	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）
1. 13. 2. 1(2)d. 代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給			
1. 13. 2. 1(2)d. (a)	フィルタ装置スクラビング水補給	【1. 5. 2. 2(1)a. (b) 】 【1. 7. 2. 1(1)a. (b) 】 【1. 5. 2. 2(2)a. (b) 】 【1. 7. 2. 1(2)a. (b) 】	フィルタ装置スクラビング水補給

リンク先一覧 (3/10)

手順等		リンク先	
1. 13. 2. 1(2)e. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水			
1. 13. 2. 1(2)e. (a)	格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却	【1. 8. 2. 1(1)b. 】	格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却（淡水／海水）
1. 13. 2. 1(2)f. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水			
1. 13. 2. 1(2)f. (a)	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水	【1. 10. 2. 1(2)b. 】	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水（淡水／海水）
1. 13. 2. 1(2)g. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ			
1. 13. 2. 1(2)g. (a)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	【1. 11. 2. 1(1)b. 】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）
1. 13. 2. 1(2)g. (b)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水	【1. 11. 2. 1(1)c. 】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）
1. 13. 2. 1(2)g. (c)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ	【1. 11. 2. 2(1)b. 】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）
1. 13. 2. 1(2)g. (d)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ	【1. 11. 2. 2(1)c. 】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）
1. 13. 2. 1(3) サプレッション・プールを水源とした対応手順			
1. 13. 2. 1(3)a. サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水			
1. 13. 2. 1(3)a. (a)	高圧代替注水系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室からの高圧代替注水系起動）	【1. 2. 2. 2(1)a. 】 【1. 2. 2. 3(1)a. 】	中央制御室からの高圧代替注水系起動
1. 13. 2. 1(3)a. (b)	高圧代替注水系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作による高圧代替注水系起動）	【1. 2. 2. 2(1)b. 】 【1. 2. 2. 3(1)b. 】	現場手動操作による高圧代替注水系起動
1. 13. 2. 1(3)a. (c)	原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水	【1. 2. 2. 1(1)】	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
1. 13. 2. 1(3)a. (d)	高圧炉心スプレイ系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水	【1. 2. 2. 1(2)】	高圧炉心スプレイ系による原子炉注水
1. 13. 2. 1(3)a. (e)	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のベデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）	【1. 8. 2. 2(1)a. 】	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

リンク先一覧 (4/10)

手順等		リンク先	
1. 13. 2. 1(3) a. (f)	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）	【1. 8. 2. 2(1)b.】	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水
1. 13. 2. 1(3)b. サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水			
1. 13. 2. 1(3) b. (a)	残留熱除去系による原子炉圧力容器への注水	【1. 4. 2. 1(1)】 【1. 4. 2. 2(2)a. (a)】	残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水
1. 13. 2. 1(3) b. (b)	低圧炉心スプレー系による原子炉圧力容器への注水	【1. 4. 2. 1(2)】	低圧炉心スプレー系による原子炉注水
1. 13. 2. 1(3)c. サプレッション・プールを水源とした格納容器内の冷却			
1. 13. 2. 1(3) c. (a)	残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）による格納容器内の冷却	【1. 6. 2. 1(1)】 【1. 6. 2. 2(2)a. (a)】 【1. 6. 2. 3(2)a. (a)】	残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）による格納容器内の冷却 残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）復旧後の格納容器内の冷却
1. 13. 2. 1(3) c. (b)	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の冷却	【1. 6. 2. 1(2)】 【1. 6. 2. 2(2)a. (b)】 【1. 6. 2. 3(2)a. (b)】	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の冷却 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の冷却
1. 13. 2. 1(3)d. サプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器及び格納容器の冷却			
1. 13. 2. 1(3) d. (a)	代替循環冷却系による原子炉注水	【1. 4. 2. 2(1)a. (c)】	代替循環冷却系による原子炉注水
1. 13. 2. 1(3) d. (b)	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	【1. 4. 2. 2(3)a. (c)】	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却
1. 13. 2. 1(3) d. (c)	代替循環冷却系による格納容器内の冷却(炉心損傷前)	【1. 6. 2. 2(1)a. (c)】	代替循環冷却系による格納容器内の冷却
1. 13. 2. 1(3) d. (d)	代替循環冷却系による格納容器内の冷却(炉心損傷後)	【1. 6. 2. 3(1)a. (c)】	代替循環冷却系による格納容器内の冷却
1. 13. 2. 1(3) d. (e)	代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱	【1. 7. 2. 1(1)b.】	代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱
1. 13. 2. 1(3) d. (f)	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水(溶融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止)	【1. 8. 2. 2(1)e.】	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水
1. 13. 2. 1(4) 淡水貯水池を水源とした対応手順			
1. 13. 2. 1(4)a. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水		本資料に記載	
1. 13. 2. 1(4)b. 淡水貯水池を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水			

リンク先一覧 (5/10)

手順等		リンク先	
1.13.2.1(4)b.(a)	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	【1.4.2.2(1)a.(b)】	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）
1.13.2.1(4)b.(b)	低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	【1.4.2.2(3)a.(b)】	低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）
1.13.2.1(4)b.(c)	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（溶融炉心のベDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）	【1.8.2.2(1)d.】	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）
1.13.2.1(4)c. 淡水貯水池を水源とした格納容器内の冷却			
1.13.2.1(4)c.(a)	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（炉心損傷前）	【1.6.2.2(1)a.(b)】	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）
1.13.2.1(4)c.(b)	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（炉心損傷後）	【1.6.2.3(1)a.(b)】	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）
1.13.2.1(4)d. 淡水貯水池を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給			
1.13.2.1(4)d.(a)	フィルタ装置スクラビング水補給	【1.5.2.2(1)a.(b)】 【1.7.2.1(1)a.(b)】 【1.5.2.2(2)a.(b)】 【1.7.2.1(2)a.(b)】	フィルタ装置スクラビング水補給
1.13.2.1(4)e. 淡水貯水池を水源とした格納容器下部への注水			
1.13.2.1(4)e.(a)	格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却	【1.8.2.1(1)b.】	格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却（淡水／海水）
1.13.2.1(4)f. 淡水貯水池を水源とした格納容器頂部への注水			
1.13.2.1(4)f.(a)	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水	【1.10.2.1(2)b.】	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル注水（淡水／海水）
1.13.2.1(4)g. 淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ			
1.13.2.1(4)g.(a)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	【1.11.2.1(1)b.】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）
1.13.2.1(4)g.(b)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水	【1.11.2.1(1)c.】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）
1.13.2.1(4)g.(c)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ	【1.11.2.2(1)b.】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）

リンク先一覧（6／10）

手順等		リンク先	
1. 13. 2. 1(4) g. (d)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ	【1. 11. 2. 2(1) c. 】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）
1. 13. 2. 1(5) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手順			
1. 13. 2. 1(5) a. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時の原子炉圧力容器への注水			
1. 13. 2. 1(5) a. (a)	消火系による原子炉圧力容器への注水	【1. 4. 2. 2(1) a. (d) 】	消火系による原子炉注水
1. 13. 2. 1(5) a. (b)	消火系による残存溶融炉心の冷却	【1. 4. 2. 2(3) a. (d) 】	消火系による残存溶融炉心の冷却
1. 13. 2. 1(5) a. (c)	消火系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のベDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）	【1. 8. 2. 2(1) f. 】	消火系による原子炉圧力容器への注水
1. 13. 2. 1(5) b. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器内の冷却			
1. 13. 2. 1(5) b. (a)	消火系による格納容器内の冷却（炉心損傷前）	【1. 6. 2. 2(1) a. (d) 】	消火系による格納容器内の冷却
1. 13. 2. 1(5) b. (b)	消火系による格納容器内の冷却（炉心損傷後）	【1. 6. 2. 3(1) a. (d) 】	消火系による格納容器内の冷却
1. 13. 2. 1(5) c. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器下部への注水			
1. 13. 2. 1(5) c. (a)	消火系によるデブリ冷却	【1. 8. 2. 1(1) c. 】	消火系によるデブリ冷却
1. 13. 2. 1(5) d. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水			
1. 13. 2. 1(5) d. (a)	消火系による使用済燃料プール注水	【1. 11. 2. 1(1) e. 】	消火系による使用済燃料プール注水
1. 13. 2. 1(6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順			
1. 13. 2. 1(6) a. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時の原子炉圧力容器への注水			
1. 13. 2. 1(6) a. (a)	原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	【1. 2. 2. 1(1) 】	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
1. 13. 2. 1(6) a. (b)	高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	【1. 2. 2. 1(2) 】	高圧炉心スプレイ系による原子炉注水
1. 13. 2. 1(6) a. (c)	制御棒駆動水压系による原子炉圧力容器への注水	【1. 2. 2. 4(1) b. 】	制御棒駆動水压系による原子炉注水

リンク先一覧 (7/10)

手順等		リンク先	
1. 13. 2. 1(6) a. (d)	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）	【1. 8. 2. 2(1) a. 】	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水
1. 13. 2. 1(6) b. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水			
1. 13. 2. 1(6) b. (a)	補給水系による原子炉圧力容器への注水	【1. 4. 2. 2(1) a. (e) 】	補給水系による原子炉注水
1. 13. 2. 1(6) b. (b)	補給水系による残存溶融炉心の冷却	【1. 4. 2. 2(3) a. (e) 】	補給水系による残存溶融炉心の冷却
1. 13. 2. 1(6) b. (c)	補給水系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）	【1. 8. 2. 2(1) g. 】	補給水系による原子炉圧力容器への注水
1. 13. 2. 1(6) c. 復水貯蔵タンクを水源とした格納容器内の冷却			
1. 13. 2. 1(6) c. (a)	補給水系による格納容器内の冷却（炉心損傷前）	【1. 6. 2. 2(1) a. (e) 】	補給水系による格納容器内の冷却
1. 13. 2. 1(6) c. (b)	補給水系による格納容器内の冷却（炉心損傷後）	【1. 6. 2. 3(1) a. (e) 】	補給水系による格納容器内の冷却
1. 13. 2. 1(6) d. 復水貯蔵タンクを水源とした格納容器下部への注水			
1. 13. 2. 1(6) d. (a)	補給水系によるデブリ冷却	【1. 8. 2. 1(1) d. 】	補給水系によるデブリ冷却
1. 13. 2. 1(6) e. 復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水			
1. 13. 2. 1(6) e. (a)	補給水系による使用済燃料プールへの注水	【1. 11. 2. 1(1) d. 】	補給水系による使用済燃料プール注水
1. 13. 2. 1(7) 淡水タンクを水源とした対応手順			
1. 13. 2. 1(7) a. 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水		本資料に記載	
1. 13. 2. 1(7) b. 淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給			
1. 13. 2. 1(7) b. (a)	フィルタ装置スクラビング水補給	【1. 5. 2. 2(1) a. (b) 】 【1. 7. 2. 1(1) a. (b) 】 【1. 5. 2. 2(2) a. (b) 】 【1. 7. 2. 1(2) a. (b) 】	フィルタ装置スクラビング水補給

リンク先一覧 (8/10)

手順等		リンク先	
1.13.2.1(8) 海を水源とした対応手順			
1.13.2.1(8)a. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水		本資料に記載	
1.13.2.1(8)b. 海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水			
1.13.2.1(8)b.(a)	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	【1.4.2.2(1)a.(b)】	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）
1.13.2.1(8)b.(b)	低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	【1.4.2.2(3)a.(b)】	低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）
1.13.2.1(8)b.(c)	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のベDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）	【1.8.2.2(1)d.】	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）
1.13.2.1(8)c. 海を水源とした格納容器内の冷却			
1.13.2.1(8)c.(a)	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（炉心損傷前）	【1.6.2.2(1)a.(b)】	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）
1.13.2.1(8)c.(b)	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（炉心損傷後）	【1.6.2.3(1)a.(b)】	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）
1.13.2.1(8)d. 海を水源とした格納容器下部への注水			
1.13.2.1(8)d.(a)	格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却	【1.8.2.1(1)b.】	格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却（淡水／海水）
1.13.2.1(8)e. 海を水源とした格納容器頂部への注水			
1.13.2.1(8)e.(a)	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエル注水	【1.10.2.1(2)b.】	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエル注水（淡水／海水）
1.13.2.1(8)f. 海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ			
1.13.2.1(8)f.(a)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	【1.11.2.1(1)b.】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）
1.13.2.1(8)f.(b)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水	【1.11.2.1(1)c.】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）
1.13.2.1(8)f.(c)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ	【1.11.2.2(1)b.】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）

リンク先一覧 (9/10)

手順等		リンク先	
1. 13. 2. 1(8) f. (d)	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ	【1. 11. 2. 2(1) c.】	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）
1. 13. 2. 1(8) g. 海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送			
1. 13. 2. 1(8) g. (a)	緊急用海水系による冷却水の確保	【1. 5. 2. 3(1) a.】	緊急用海水系による冷却水（海水）の確保
1. 13. 2. 1(8) g. (b)	代替残留熱除去系海水系による冷却水の確保	【1. 5. 2. 3(1) b.】	代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保
1. 13. 2. 1(8) h. 海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制			
1. 13. 2. 1(8) h. (a)	可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	【1. 12. 2. 1(1) a.】	可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制
1. 13. 2. 1(8) i. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火			
1. 13. 2. 1(8) i. (a)	可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火	【1. 12. 2. 2(2) a.】	可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火
1. 13. 2. 1(8) j. 海を水源とした非常用ディーゼル（高圧炉心スプレイ系を含む）発電機用海水系への代替送水			
1. 13. 2. 1(8) j. (a)	非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧	【1. 14. 2. 1(3)】	非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧
1. 13. 2. 1(8) k. 海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの冷却			
1. 13. 2. 1(8) k. (a)	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの冷却	【1. 11. 2. 4(1) a.】	代替燃料プールの冷却系による使用済燃料プールの冷却
1. 13. 2. 1(9) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順			
1. 13. 2. 1(9) a. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入			
1. 13. 2. 1(9) a. (a)	原子炉制御「反応度制御」	【1. 1. 2. 1(2)】	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」
1. 13. 2. 1(9) a. (b)	ほう酸水注入系による原子炉注水	【1. 2. 2. 4(1) a.】	ほう酸水注入系による原子炉注水
1. 13. 2. 1(9) a. (c)	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入（溶融炉心のベDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止）	【1. 8. 2. 2(1) h.】	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

リンク先一覧 (10/10)

手順等		リンク先	
1.13.2.2 水源へ水を補給のための対応手順			
1.13.2.2(1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順			
1.13.2.2(1)a. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）			
1.13.2.2(1)a.(a)	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給		本資料に記載
1.13.2.2(1)a.(b)	淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給		本資料に記載
1.13.2.2(1)a.(c)	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給		本資料に記載
1.13.2.2(2) 淡水貯水池へ水を補給するための対応手順			
1.13.2.2(2)a. 淡水貯水池 B（A）から淡水貯水池 A（B）への補給			本資料に記載
1.13.2.2(2)b. 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給（淡水／海水）			
1.13.2.2(2)b.(a)	淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給		本資料に記載
1.13.2.2(2)b.(b)	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給		本資料に記載
1.13.2.3 水源を切替えるための対応手順			
1.13.2.3(1) サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源の切替え			
1.13.2.3(1)a.	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水	【1.2.2.1(1)】	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
1.13.2.3(1)b.	高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水	【1.2.2.1(2)】	高圧炉心スプレイ系による原子炉注水
1.13.2.3(2) 淡水から海水への切り替え			本資料に記載
1.13.2.4 その他の手順項目について考慮する手順			本資料に記載
1.13.2.5 重大事故等発生時の対応手段の選択			本資料に記載

1.14 電源の確保に関する手順等

< 目 次 >

1.14.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 交流電源喪失時の対応手段及び設備

(a) 代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

(b) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（常用M/C 2 E 経由）
によるM/C 2 C・2 Dへの給電

(c) 非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送
水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源
供給機能の復旧

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 交流電源及び直流電源喪失時の対応手段及び設備

(a) 代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

(b) 重大事故等対処設備

c. 非常用所内電気設備機能喪失時の対応手段及び設備

(a) 代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

(b) 代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

(c) 重大事故等対処設備

d. 燃料補給のための対応手段及び設備

(a) 燃料補給設備による給油

(b) 重大事故等対処設備

e. 手順等

1.14.2 重大事故等発生時の手順等

1.14.2.1 交流電源喪失時の対応手順

- (1) 代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
 - a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
 - b. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
- (2) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（常用M/C 2 E経由）によるM/C 2 C・2 Dへの給電
- (3) 非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧

1.14.2.2 交流電源及び直流電源喪失時の対応手順

- (1) 代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電
 - a. 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電
 - b. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電
- (2) 常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧

1.14.2.3 非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順

- (1) 代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
 - a. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
 - b. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
- (2) 代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電
 - a. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電
 - b. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4 燃料の補給手順

- (1) 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給

- (2) タンクローリから各機器への給油
- (3) 燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油
- 1.14.2.5 その他の手順項目について考慮する手順
- 1.14.2.6 重大事故等発生時の対処設備の選択

添付資料1.14.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.14.2 重大事故対策の成立性

1. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
2. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（常用M/C 2 E経由）によるM/C 2 C・2 Dへの給電
4. 非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧
5. 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電
6. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電
7. 常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源復旧
8. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
9. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
10. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電
11. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電
12. 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給
13. タンクローリから各機器等への給油
14. 燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油

添付資料1.14.3 不要直流負荷 切離しリスト

添付資料1.14.4 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

添付資料1.14.5 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧
3. 操作の成立性の解釈一覧

1. 14 電源の確保に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - (1) 炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保
 - a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電を開始できること。
 - c) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。

d) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等）は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損，使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する対処設備を整備しており，ここでは，この対処設備を活用した手順等について説明する。

1. 14. 1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

外部電源が喪失した場合において、非常用所内電気設備及び直流設備へ給電するための設計基準事故対処設備として、非常用ディーゼル発電機（以下「D／G」という。）、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（以下「HPCS D／G」という。）及び蓄電池を設置している。

また、D／G、HPCS D／G及び蓄電池より給電された電力を各負荷へ分配するための設計基準事故対処設備として、非常用所内電気設備であるメタクラ（以下「M／C」という。）、パワーセンター（以下「P／C」という。）、モーターコントロールセンター（以下「MCC」という。）、直流充電器及び直流主母線盤等を設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1. 14. 1-1図）。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十七条及び技術基準

規則第七十二条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備の関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、設計基準事故対処設備の故障として、非常用所内電気設備への交流電源による給電並びに直流設備への直流電源による給電に使用する設備及び所内電気設備の故障を想定する。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と、整備する手順についての関係を第1.14.1-1表に整理する。

a. 交流電源喪失時の対応手段及び設備

(a) 代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

外部電源が喪失した場合は、設計基準事故対処設備であるD/G 2C・2D及びHPCS D/Gにより、非常用所内電気設備であるM/C 2C・2D・HPCSへ交流電源を自動で給電するが、D/G 2C・2Dの故障により非常用所内電気設備への給電ができない場合は、代替交流電源設備である常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）により非常用所内電気設備に給電し、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保する。

i) 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

外部電源喪失及びD/Gの故障により非常用所内電気設備への給

電ができない場合は、D／G 2 C・2 Dの電源供給機能の代替手段として、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置により非常用所内電気設備であるM／C 2 C（又は2 D）へ給電する手段がある。

常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-2図に示す。

- ・常設代替高圧電源装置
- ・軽油貯蔵タンク
- ・常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ
- ・緊急用M／C

ii) 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

常設代替交流電源設備の故障により非常用所内電気設備への給電ができない場合は、常設代替交流電源設備の電源供給機能の代替手段として、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車により非常用所内電気設備であるP／C 2 C・2 Dへ給電する手段がある。

可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-2図に示す。

- ・可搬型代替低圧電源車
- ・可搬型設備用軽油タンク
- ・タンクローリ

(b) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（常用M／C 2 E経由）

によるM／C 2 C・2 Dへの給電

外部電源喪失及びD/G 2C・2Dの故障により、M/C 2C・2Dへの給電ができない場合に、設計基準事故対処設備であるHPCS D/G、非常用所内電気設備であるM/C HPCS及び常用所内電気設備であるM/C 2Eの使用が可能であって、さらにM/C HPCSの負荷であるHPCSポンプの停止が可能な場合は、D/G 2C・2Dの電源供給機能の代替手段として、HPCS D/GからM/C HPCS及びM/C 2Eを介して非常用所内電気設備であるM/C 2C（又は2D）へ給電する手段がある。

HPCS D/G（常用M/C 2E経由）によるM/C 2C・2Dへの給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-2図に示す。

- ・HPCS D/G
- ・M/C HPCS
- ・M/C 2E

(c) 非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧

非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系（以下「D/G海水系」という。）のポンプ等の故障によりD/G 2C・2D及びHPCS D/Gのディーゼル機関の冷却機能喪失により、D/G 2C・2D及びHPCS D/Gによる非常用所内電気設備への給電ができない場合は、D/G海水系の冷却機能の代替手段として、可搬型代替注水大型ポンプによりD/G海水系に海水又は淡水を送水し、各ディーゼル機関を冷却することで、D/G 2C・2D及びH

P C S D / G の電源供給機能を復旧する手段がある。

なお、審査基準及び基準規則の要求機能ではないため自主対策として位置付けるが、重大事故等発生時において電源供給機能の復旧が期待できる。

D / G 海水系への代替送水による D / G 2 C, 2 D 及び H P C S D / G の電源供給機能の復旧で使用する設備は以下のとおり。概略系統図を第1.14.1-4図に示す。

- ・ D / G 2 C
- ・ D / G 2 D
- ・ H P C S D / G
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「(a) i) 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、常設代替高圧電源装置、軽油貯蔵タンク、常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ及び緊急用 M / C は重大事故等対処設備として位置づける。

「(a) ii) 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、可搬型代替低圧電源車、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリは重大事故等対処設備として位置づける。

「(b) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (常用 M / C 2 E 経由) による M / C 2 C ・ 2 D への給電」で使用する設備のうち、設計基準事故対処設備である H P C S D / G 及び M / C H P C S は重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として位置づける。

「(c) 非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧」で使用する設備のうち、設計基準事故対処設備であるD/G 2C・2D及びHPCS D/Gは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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

(添付資料1.14.1)

以上の重大事故等対処設備により、交流電源が喪失した場合においても炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

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

- ・M/C 2E

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、M/C 2C・2D・HPCSと同等の母線容量（3,000A）を有しており、健全性が確認できた場合は電源融通電路として使用できることから、事故対応に必要な電源を確保するための手段として有効である。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動、設置及びホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、D/G 2C・2D及びHPCS D/Gが使用可能な場合は、D/G海水系に海水又は淡水を送水し、D/G海水系の冷却機能を確保すること

で、D/G 2C・2D及びHPCS D/Gの電源供給機能を復旧できるため、事故対応に必要な電源を確保するための手段として有効である。

b. 交流電源及び直流電源喪失時の対応手段及び設備

(a) 代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

外部電源喪失及びD/Gの故障により直流125V充電器A・Bの交流入力電源が喪失した場合は、代替直流電源設備である所内常設直流電源設備（又は可搬型代替直流電源設備）により非常用所内電気設備である直流125V主母線盤2A・2Bに給電し、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保する。

また、直流±24V充電器A・Bの交流入力電源が喪失した場合は、代替直流電源設備である所内常設直流電源設備により非常用所内電気設備である直流±24V中性子モニタ用分電盤2A・2Bに給電し、原子炉未臨界状態の確認に必要な電力を確保する。

i) 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

外部電源喪失及びD/Gの故障により非常用所内電気設備である直流125V充電器A・B及び直流±24V充電器A・Bの交流入力電源が喪失した場合は、所内常設直流電源設備である125V A系・B系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池A系・B系により非常用所内電気設備である直流125V主母線盤2A・2B及び直流±24V中性子モニタ用分電盤2A・2Bへ無停電で直流電源が給電される。

125V A系・B系蓄電池は、自動給電開始から1時間以内に中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要な直流負荷を切り離すことにより8時間、その後、中央制御室外におい

て不要な負荷を切り離すことで、常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）による給電を開始するまで最大24時間にわたり、直流125V主母線盤 2 A・2 B へ給電する。

所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1. 14. 1-3図に示す。

- ・ 125V A系蓄電池
- ・ 125V B系蓄電池
- ・ 中性子モニタ用蓄電池 A系
- ・ 中性子モニタ用蓄電池 B系

ii) 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

所内常設直流電源設備である125V A系・B系蓄電池から直流125V主母線盤 2 A・2 B への自動給電開始から24時間以内に、常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器 A・B の交流入力電源の復旧が見込めず、125V A系・B系蓄電池が枯渇する恐れがある場合は、125V A系・B系蓄電池の電源供給機能の代替手段として、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により非常用所内電気設備である直流125V主母線盤 2 A・2 B へ給電する手段がある。

可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電に使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1. 14. 1-3図に示す。

- ・ 可搬型代替低圧電源車
- ・ 可搬型設備用軽油タンク
- ・ タンクローリ
- ・ 可搬型整流器

iii) 常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧

外部電源喪失及びD／Gの故障により直流125V充電器A・Bの交流入力電源が喪失し、125V A系・B系蓄電池から直流125V主母線盤2A・2Bへの自動給電開始から24時間以上経過により125V A系・B系蓄電池が枯渇した場合は、制御電源が喪失しているM／C 2C（又は2D）及びP／C 2C・2Dの遮断器を手動にて投入し電路を構成した後、常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）により非常用所内電気設備であるM／C 2C（又は2D）に給電することで、M／C 2C（又は2D）及びP／C 2C・2Dの遮断器用制御電源を復旧する手段がある。

常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧に使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.1-2図及び第1.14.1-3図に示す。

【常設代替高圧電源装置による遮断器用制御電源の復旧の場合】

- ・ 常設代替高圧電源装置
- ・ 軽油貯蔵タンク
- ・ 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ
- ・ 緊急用M／C

【可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源の復旧の場合】

- ・ 可搬型代替低圧電源車
- ・ 可搬型設備用軽油タンク
- ・ タンクローリ

(b) 重大事故等対処設備

「i) 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、125V A系・B系蓄電池及び中性子モニ

タ用蓄電池 A 系・B 系は重大事故等対処設備として位置づける。

「ii） 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、可搬型代替低圧電源車、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ及び可搬型整流器は重大事故等対処設備として位置づける。

「iii） 常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧」で使用する設備のうち、常設代替高圧電源装置、軽油貯蔵タンク、常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ、緊急用 M/C、可搬型代替低圧電源車、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリは重大事故等対処設備として位置づける。

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

（添付資料 1. 14. 1）

以上の重大事故等対処設備により、直流電源が喪失した場合においても炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

c. 非常用所内電気設備機能喪失時の対応手段及び設備

非常用所内電気設備の機能が喪失した場合に、代替交流電源設備である常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）及び代替直流電源設備である常設代替直流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）から代替所内電気設備へ給電する手段がある。

なお、非常用所内電気設備及び代替所内電気設備は、重大事故等が発生した場合において、共通要因である地震、津波、火災及び溢水により同時に機能を失うことなく、少なくとも 1 系統は機能の維持及び

人の接近性を確保する設計とする。

(a) 代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

i) 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備の電源供給機能が喪失した場合に、「a. (a) 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」の代替手段として、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から代替所内電気設備である緊急用M／Cへ給電する手段がある。

常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電に使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1. 14. 1-2図に示す。

- ・ 常設代替高圧電源装置
- ・ 軽油貯蔵タンク
- ・ 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ
- ・ 緊急用M／C

ii) 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備の電源供給機能が喪失し、「c. (a) i) 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電」ができない場合の代替手段として、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から代替所内電気設備である緊急用P／Cへ給電する手段がある。

可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電に使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1. 14. 1-2図に示す。

- ・ 可搬型代替低圧電源車
- ・ 可搬型設備用軽油タンク
- ・ タンクローリ

- ・ 緊急用 P / C

(b) 代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

i) 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備の電源供給機能が喪失し、「b. (a) i) 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電」ができない場合の代替手段として、共通要因によって所内常設直流電源設備の安全機能と同時に機能が損なわれるおそれがないよう物理的に分離を図った常設代替直流電源設備である緊急用直流125V蓄電池により代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤へ自動で給電する手段がある。

また、通常状態において非常用所内電気設備から代替所内電気設備へ常時給電されるが、外部電源、D / G 及び非常用所内電気設備の電源供給機能の喪失により代替所内電気設備である緊急用直流125V充電器の交流入力電源が喪失した場合に、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車）による給電を開始するまで、直流負荷の切り離しをせずに最大24時間にわたり、常設代替直流電源設備である緊急用直流125V蓄電池から代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤へ無停電で直流電源が給電される。

常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電に使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1. 14. 1-3図に示す。

- ・ 緊急用直流125V蓄電池

ii) 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備の電源供給機能が喪失し、常設代替直流電源設備である緊急用直流125V蓄電池から代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤への自動給電開始から24時間以内に代替交流電源設備により緊急用直流125V充電器の交流入力電源の復旧が見込めず、緊急用直流125V蓄電池が枯渇する恐れがある場合に、「c. (b) i) 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電」の代替手段として可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備から代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤へ給電する手段がある。

可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電に使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1. 14. 1-3図に示す。

- ・可搬型代替低圧電源車
- ・可搬型設備用軽油タンク
- ・タンクローリ
- ・可搬型整流器

(c) 重大事故等対処設備

「(a) i) 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、常設代替高圧電源装置、軽油貯蔵タンク、常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ及び緊急用M/Cは重大事故等対処設備と位置づける。

「(a) ii) 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、可搬型代替低圧電源車、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ及び緊急用P/Cは重大事故等対処設備と

位置づける。

「(b) i) 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、緊急用直流125V蓄電池は重大事故等対処設備として位置づける。

「(b) ii) 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電」で使用する設備のうち、可搬型代替低圧電源車、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ及び可搬型整流器は重大事故等対処設備として位置づける。

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

(添付資料1.14.1)

以上の重大事故等対処設備により、非常用所内電気設備の電源供給機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

d. 燃料補給のための対応手段及び設備

(a) 燃料補給設備による給油

外部電源喪失及びD/Gの故障により、可搬型代替低圧電源車等の車両系設備及び常設代替高圧電源装置を使用して事故対応を行う場合には、それらの設備を必要な期間継続運転させるため、燃料補給設備により各設備へ燃料を給油する手段がある。

燃料補給設備による給油で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型設備用軽油タンク
- ・タンクローリ
- ・軽油貯蔵タンク

- ・常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ

(b) 重大事故等対処設備

燃料補給設備による給油で使用する設備のうち，可搬型設備用軽油タンク，タンクローリ，軽油貯蔵タンク及び常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプは重大事故等対処設備と位置づける。

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

(添付資料1. 14. 1)

以上の重大事故等対処設備により，事故対応に必要な設備の燃料を確保し，運転を継続することができる。

e. 手 順 等

上記「a. 交流電源喪失時の対応手段及び設備」，「b. 交流電源及び直流電源喪失時の対応手段及び設備」，「c. 非常用所内電気設備機能喪失時の対応手段及び設備」及び「d. 燃料補給のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員及び重大事故等対応要員の対応として非常時運転手順書（事象ベース）及び重大事故等対策要領に定める（第1. 14. 1-1表）。

また，事故時に監視が必要となる計器及び他の条文にて選定した重大事故等対処設備と本条文にて選定した給電手段との関連性についても整理する（第1. 14. 1-2表）。

(添付資料1. 14. 4)

1. 14. 2 重大事故等発生時の手順

1. 14. 2. 1 交流電源喪失時の対応手順

(1) 代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

外部電源及びD/Gの電源供給機能の喪失によりM/C 2 C・2 Dの母線電圧が喪失した場合は、常設代替交流電源設備である常設代替高压電源装置により非常用所内電気設備であるM/C 2 C（又は2 D）に給電し、原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却、格納容器の冷却及び除熱に必要となる設備の電源を復旧する。

(a) 手順着手の判断基準

【常設代替高压電源装置の中央制御室からの起動の判断基準】

外部電源及びD/Gの電源供給機能が喪失し、M/C 2 C・2 Dの母線電圧が喪失した場合。

【常設代替高压電源装置の現場からの起動の判断基準】

常設代替高压電源装置の遠隔操作回路の故障等により中央制御室からの起動ができない場合。

【緊急用M/C及びM/C 2 C（又は2 D）受電の判断基準】

常設代替高压電源装置の運転状態において発電機の電圧（6, 600V ±10%）及び周波数（50Hz ±5%）が精度内にある場合。

(b) 操作手順

常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1. 14. 2. 1-1図に、概要図を第1. 14. 2. 1-2図及び第1. 14. 2. 1-3図に、タイムチャートを第1. 14. 2. 1-4図に示す。

【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動の場合】

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動を指示する。
- ② 運転員等は中央制御室にて、常設代替高圧電源装置を起動し、発電長に常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動が完了したことを報告する。

※ 中央制御室からの起動が完了した場合は操作手順⑦へ

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動の場合】

- ③ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に常設代替高圧電源装置の現場からの起動を依頼する。
- ④ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に常設代替高圧電源装置の現場からの起動を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は常設代替高圧電源装置置場（屋外）にて、常設代替高圧電源装置を起動し、災害対策本部長に常設代替高圧電源装置の現場からの起動が完了したことを報告する。
- ⑥ 災害対策本部は、発電長に常設代替高圧電源装置の現場からの起動が完了したことを連絡する。

【緊急用M／C及びM／C 2C（又は2D）受電】

- ⑦ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に緊急用M／C及びM／C 2C（又は2D）受電開始を指示する。
- ⑧ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、M／C 2C（又は2D）の受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常が無いことを外観点検により確認する。

- ⑨ 運転員等は中央制御室にて、緊急用M/Cの受電用遮断器を「入」とし、緊急用M/C母線を受電する。

※ 非常用所内電気設備の負荷である設計基準事故対処設備の故障等により機能が喪失している場合等、プラントの状況に応じて、「1.14.2.3(1) a. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電」の手順を優先する。

- ⑩ 運転員等は中央制御室及び原子炉建屋付属棟（屋内）にて、給電準備としてM/C 2C（又は2D）及びP/C 2C・2Dの負荷の遮断器を「切」とし、動的負荷の自動起動防止のため操作スイッチを隔離する。
- ⑪ 運転員等は中央制御室にて、緊急用M/CからM/C 2C（又は2D）受電のための遮断器を「入」とし、発電長にM/C 2C（又は2D）の受電が完了したことを報告する。
- ⑫ 発電長は、運転員等にM/C 2C（又は2D）、P/C 2C・2D及びMCC 2C系・2D系の負荷への給電開始を指示する。
- ⑬ 運転員等は中央制御室にて、M/C 2C（又は2D）及びP/C 2C・2Dの必要な負荷の遮断器を「入」とする（又は「入」を確認する）。
- ⑭ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、直流125V充電器A・Bの操作スイッチを「入」とし（又は「入」を確認し）、直流125V主母線盤2A・2Bの受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

(c) 操作の成立性

【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動】

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（2台）の起動完了までの所要時間を4分以内、その後常設代替高圧電源装置（3台）の追加起動完了までの所要時間を82分以内と想定する。

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動】

中央制御室運転員2名、現場運転員2名及び重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（2台）の起動完了までの所要時間を74分以内、その後常設代替高圧電源装置（3台）の追加起動完了までの所要時間を95分以内と想定する。

【緊急用M／C及びM／C 2 C（又は2 D）受電】

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから緊急用M／C及びM／C 2 C（又は2 D）受電完了までの所要時間を常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動の場合87分以内、常設代替高圧電源装置の現場からの起動の場合100分以内と想定する。

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

(添付資料1.14.2-1)

b. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電が見込めない場合、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車によ

り非常用所内電気設備である P / C 2 C ・ 2 D に給電し，可搬型代替低圧電源車の定格電圧（440V）及び定格容量（1台あたり500kVA）の範囲内で，原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却，格納容器冷却及び除熱に必要となる設備の電源を復旧する。

(a) 手順着手の判断基準

【可搬型代替低圧電源車の起動の判断基準】

常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電が見込めない場合。

【P / C 2 C ・ 2 D 受電の判断基準】

可搬型代替低圧電源車の運転状態において発電機の電圧（440V ± 10%）及び周波数（50Hz ± 5%）が精度内にある場合。

(b) 操作手順

可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1-1図に，概要図を第1.14.2.1-5図に，タイムチャートを第1.14.2.1-6図に示す。

【可搬型代替低圧電源車の起動】

- ① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車による P / C 2 C ・ 2 D への給電準備開始を依頼する。
- ② 災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型代替低圧電源車による P / C 2 C ・ 2 D への給電準備開始を指示する。
- ③ 発電長は，運転員等に可搬型代替低圧電源車による P / C 2 C ・ 2 D への給電準備開始を指示する。

- ④ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車2台を配置し、可搬型代替低圧電源車から可搬型代替低圧電源車接続盤まで可搬型代替低圧電源車用動力ケーブルを、可搬型代替低圧電源車2台の間に可搬型代替低圧電源車用動力及び並列運転用制御ケーブルを布設し、接続する。
- ⑤ 運転員等は中央制御室にて、給電準備としてP／C 2 C・2 Dの負荷の遮断器を「切」とし、動的負荷の自動起動防止のため操作スイッチを隔離する。
- ⑥ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、P／C 2 C・2 Dの受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常が無いことを外観点検により確認し、P／C 2 C・2 D負荷抑制のため、必要な負荷以外の遮断器を「切」とし、発電長に可搬型代替低圧電源車によるP／C 2 C・2 Dへの給電準備が完了したことを報告する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車からP／C 2 C・2 D間の連絡母線までの回路の健全性を絶縁抵抗測定により確認し、災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車によるP／C 2 C・2 Dへの給電準備が完了したことを報告する。
- ⑧ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替低圧電源車によるP／C 2 C・2 Dへの給電を開始することを連絡するとともに、重大事故等対応要員に給電開始を指示する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車2台の起動及び並列操作によりP／C 2 C・2 D間の連絡母線への給電を実施し、災害対策本部長に可搬型代替

低圧電源車による P / C 2 C ・ 2 D への給電が完了したことを報告する。

【 P / C 2 C ・ 2 D 受電】

- ⑩ 発電長は、運転員等に P / C 2 C ・ 2 D の受電開始を指示する。
- ⑪ 運転員等は中央制御室にて、 P / C 2 C ・ 2 D の連絡遮断器を「入」とし、 P / C 2 C ・ 2 D を受電する。
- ⑫ 運転員等は中央制御室にて、 P / C 2 C ・ 2 D の必要な負荷の遮断器を「入」とする（又は「入」を確認する）。
- ⑬ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、 M C C 2 C 系・ 2 D 系の必要な負荷の配線用遮断器を「入」とし（又は「入」を確認し）、非常用所内電気設備の受電状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常が無いことを外観点検により確認する。
- ⑭ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、直流125V充電器 A ・ B の操作スイッチを「入」とし（又は「入」を確認し）、直流125V主母線盤 2 A ・ 2 B の受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

(c) 操作の成立性

【可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備への給電】

中央制御室運転員2名、現場運転員2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替低圧電源車の起動完了までの所要時間を170分以内と想定する。

【P/C 2C・2D受電】

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからP/C 2C・2D受電までの所要時間を210分以内と想定する。

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

(添付資料 1.14.2-2)

- (2) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（常用M/C 2E経由）によるM/C 2C・2Dへの給電

外部電源喪失及びD/G 2C・2Dの故障により、M/C 2C・2Dの母線電圧が喪失している状態で、HPCS D/G、M/C HPCS及びM/C 2Eの使用が可能であって、さらにHPCSポンプの停止が可能な場合に、HPCS D/GからM/C HPCS及びM/C 2Eを介してM/C 2C（又は2D）へ給電し、HPCS D/Gの仕様（3,500kVA）の範囲内で、原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却、格納容器冷却及び除熱に必要な設備の電源を復旧する。

- (a) 手順着手の判断基準

外部電源喪失及びD/G 2C・2Dの故障により、M/C 2C・2Dの母線電圧が喪失している状態で、HPCS D/G、M/C HPCS及びM/C 2Eの使用が可能であって、さらにHPCSポンプの停止が可能な場合。

- (b) 操作手順

HPCS D/G（常用M/C 2E経由）によるM/C 2C・

2 Dへの給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1-1図に、概要図を第1.14.2.1-7図に、タイムチャートを第1.14.2.1-8図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にH P C S D / GによるM / C 2 C ・ 2 Dへの給電準備開始を指示する。
- ② 運転員等は中央制御室にて、給電準備としてM / C 2 Eの予備変圧器受電用遮断器を「切」とする。
- ③ 運転員等は中央制御室にて、M / C H P C S ・ 2 C（又は2 D）の負荷の遮断器を「切」とし、動的負荷の自動起動防止のため操作スイッチを隔離する。
- ④ 運転員等は中央制御室にて、M / C H P C SからM / C 2 C（又は2 D）に給電するために必要となる遮断器用インターロックの解除を実施する。
- ⑤ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、M / C H P C S ・ 2 E ・ 2 C（又は2 D）の受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常が無いことを外観点検により確認し、発電長にH P C S D / GによるM / C 2 C ・ 2 Dへの給電準備が完了したことを報告する。
- ⑥ 発電長は、運転員等にH P C S D / GによるM / C 2 C（又は2 D）への給電開始を指示する。
- ⑦ 運転員等は中央制御室にて、H P C S D / Gを起動後、M / C H P C SのH P C S D / G用受電遮断器を「入」とし、M / C H P C Sを受電する。
- ⑧ 運転員等は中央制御室にて、M / C H P C SからM / C 2

E・2C（又は2D）への給電に必要な遮断器を「入」とし、
M/C 2E・2C（又は2D）を受電する。

- ⑨ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、M/C HPC
S・2E・2C（又は2D）の受電状態において異臭・発煙・
破損・保護装置の動作等異常が無いことを外観点検により確認
する。
- ⑩ 運転員等は中央制御室にて、M/C 2C（又は2D）及びP
/C 2C・2Dの必要な負荷の遮断器を「入」とする（又は
「入」を確認する）。
- ⑪ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、MCC 2C系・
2D系の必要な負荷の配線用遮断器を「入」とし（又は「入」
を確認し）、非常用所内電気設備の受電状態において異臭・発
煙・破損・保護装置の動作等異常が無いことを外観点検により
確認する。
- ⑫ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、直流125V充電器
A・Bの操作スイッチを「入」とし（又は「入」を確認し）、
直流125V主母線盤2A・2Bの受電状態において異臭・発煙・
破損等異常が無いことを外観点検により確認する。
- また、直流125V充電器A・Bが使用できない場合は、MCC
HPCSを受電し、直流125V予備充電器を起動（又は運転状態
を確認）し、直流125V主母線盤2A・2Bを受電する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を
実施した場合、作業開始を判断してからHPCS D/G（常用M/

C 2 E 経由) による M/C 2 C・2 D への給電までの所要時間を 90 分以内と想定する。

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

(添付資料 1.14.2-3)

- (3) 非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧

D/G 海水系のポンプ等の故障により D/G 2 C・2 D 及び H P C S D/G の電源供給機能が復旧できない状態で、D/G 2 C・2 D 及び H P C S D/G の使用が可能な場合に、D/G 海水系の冷却機能の代替手段として、可搬型代替注水大型ポンプにより D/G 海水系に海水又は淡水を送水し、各ディーゼル機関を冷却することで、D/G 2 C・2 D 及び H P C S D/G の電源供給機能を復旧し、原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却、格納容器冷却及び除熱に必要なとなる設備の電源を確保する。

- (a) 手順着手の判断基準

D/G 海水系のポンプ等の故障により D/G 2 C・2 D 及び H P C S D/G の電源供給機能が復旧できない状態で、D/G 2 C・2 D 及び H P C S D/G の使用が可能な場合。

- (b) 操作手順

D/G 海水系への代替送水による D/G 2 C・2 D 及び H P C S D/G の電源供給機能の復旧の概要は以下のとおり。手順の対応フロ

ーを第1.14.2.1-1図に、概要図を第1.14.2.1-9図に、タイムチャートを第1.14.2.1-10図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長にD／G海水系への代替送水によるD／G 2C・2D及びHPCS D／Gの電源供給機能の復旧を依頼する。
- ② 災害対策本部長は、可搬型代替注水大型ポンプからD／G海水系への代替送水を行うことを決定し、プラントの被災状況に応じて代替送水のための水源から接続口の場所を決定する。
- ③ 災害対策本部長は、発電長にD／G海水系への代替送水のための水源から接続口の場所を連絡し、重大事故等対応要員に水源から接続口の場所を指示する。
- ④ 発電長は、運転員等にD／G海水系への代替送水準備開始を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを指示された水源の場所に配置し、ホースを可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプに接続後、可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプを水源の水面へ設置する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、指定された水源から接続口へホースを布設・接続し、D／G海水系への代替送水準備完了を災害対策本部長に報告する。
- ⑦ 運転員等は原子炉建屋**付属棟**（屋内）にて、D／G海水系への代替送水のための系統構成を実施し、発電長に代替送水のための系統構成が完了したことを報告する。
- ⑧ 発電長は、災害対策本部長にD／G海水系への代替送水のための系統構成が完了したことを連絡する。

- ⑨ 災害対策本部長は、発電長にD／G海水系への代替送水開始を連絡し、重大事故等対応要員にD／G海水系への代替送水開始及びD／G海水系の送水状態に漏えい等異常が無いことの確認を指示する。
- ⑩ 発電長は、D／G海水系への代替送水開始後のD／G機関入口圧力が規定圧力値（360kPa）以上であることの確認を指示する。
- ⑪ 重大事故等対応要員は、指定された接続口の弁を全開後、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプの起動が完了したことを報告する。
- ⑫ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプを起動したことを連絡する。
- ⑬ 重大事故等対応要員は、ホースの水張り及び空気抜きを実施する。
- ⑭ 重大事故等対応要員は、代替送水中は可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計が規定圧力値（360kPa）以上であることを確認しながら可搬型代替注水大型ポンプを操作する。
- ⑮ 運転員等は中央制御室にて、D／G機関入口圧力が規定圧力値（360kPa）以上であることを確認する。
- ⑯ 発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによるD／G海水系への代替送水が開始されたことを連絡する。
- ⑰ 発電長は、運転員等にD／G 2C・2D及びHPCS D／Gの起動並びに負荷上昇操作開始を指示する。
- ⑱ 運転員等は中央制御室にて、D／G 2C・2D及びHPCS D／Gの起動並びに負荷上昇操作を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからD/G海水系への代替送水によるD/G 2C・2D及びHPCS D/Gの電源供給機能の復旧までの所要時間を300分以内と想定する。

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

(添付資料 1.14.2-4)

1.14.2.2 交流電源及び直流電源喪失時の対応手順

(1) 代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

a. 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

外部電源喪失時にD/Gの故障によりP/C 2C・2Dの母線電圧が喪失し、非常用所内電気設備である直流125V充電器A・B及び直流±24V充電器A・Bの交流入力電源が喪失した場合、所内常設直流電源設備である125V A系・B系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池A系・B系から非常用所内電気設備である直流125V主母線盤2A・2B及び直流±24V中性子モニタ用分電盤2A・2Bへの自動給電が開始されたことを確認する。

125V A系・B系蓄電池は、自動給電開始から1時間以内に中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要な直流負荷を切り離すことにより8時間、その後、中央制御室外において不要な負荷を切り離すことで、常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）による給電を開始するまで最大24時間にわたり、直流125V主母線盤2A・2Bへ給電する。

また、125V A系・B系蓄電池から直流125V主母線盤2 A・2 Bへの自動給電開始から8時間以内に常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器A・Bの交流入力電源の復旧が見込めない場合に、125V A系・B系蓄電池の延命のため、直流125V主母線盤2 A・2 Bの不要な負荷の切り離しを実施し、24時間以内に常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器A・Bの交流入力電源復旧後、直流125V充電器A・Bの起動により中央制御室監視計器等の復旧を行う。

（添付資料1. 14. 3）

なお、蓄電池は充電時に水素ガスが発生するため、蓄電池室の換気を確保した上で、蓄電池の回復充電を実施する。

（a）手順着手の判断基準

【所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への自動給電確認の判断基準】

外部電源喪失時にD／Gの故障によりP／C 2 C・2 Dの母線電圧が喪失した場合。

【直流125V主母線盤2 A・2 Bの不要な負荷の切り離しの判断基準】

125V A系・B系蓄電池から直流125V主母線盤2 A・2 Bへの自動給電開始から8時間以内に常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器A・Bの交流入力電源の復旧が見込めない場合。

（b）操作手順

所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1. 14. 2. 1-1図に、概要図を

第1.14.2.2-1図に、タイムチャートを第1.14.2.2-2図に示す。

【所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への自動給電確認】

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への自動給電が開始されたことの確認を指示する。
 - ② 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、直流125V充電器A・B及び直流±24V充電器A・Bの交流入力電源が喪失したことを直流125V充電器A・B及び直流±24V充電器A・Bの「蓄電池放電中」警報により確認する。
 - ③ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、125V A系・B系蓄電池による直流125V主母線盤2A・2Bへの自動給電状態に異常が無いことを直流125V充電器A・Bの蓄電池電圧指示値（規定電圧105V～130V）により確認し、中性子モニタ用蓄電池A系・B系による直流±24V中性子モニタ用分電盤2A・2Bへの自動給電状態に異常が無いことを直流±24V充電器A・Bの蓄電池電圧指示値（規定電圧22V～30V）により確認する。
- ※ 自動給電開始から8時間以内に常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器A・Bの交流入力電源が復旧した場合は操作手順⑥へ

【直流125V主母線盤2A・2Bの不要な負荷の切り離し】

- ④ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に125V A系・B系蓄電池の延命処置として不要な直流負荷の切離しを指示する。

- ⑤ 運転員等は中央制御室及び原子炉建屋付属棟（屋内）にて、
125V A系・B系蓄電池の延命処置として不要な直流負荷の切離しを実施する。
- ⑥ 発電長は、常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器A・Bの交流入力電源復旧後、常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）の負荷容量を確認し、蓄電池室排気ファンA（又はB）及び直流125V充電器A・Bが使用可能か確認する。
- ⑦ 発電長は、運転員等に直流125V充電器A・Bの起動（又は運転状態）及び中央制御室監視計器の復旧開始を指示する。
- ⑧ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、蓄電池室排気ファンA（又はB）、直流125V充電器A・B及び中央制御室監視計器復旧のために必要なMCCの受電操作（又は受電確認）を実施する。
- ⑨ 運転員等は中央制御室にて、蓄電池充電時の125V A系・B系蓄電池室内の水素ガス滞留防止のため、蓄電池室排気ファンA（又はB）を起動し、125V A系・B系蓄電池室内の換気を実施する。
- ⑩ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、直流125V充電器A・Bの操作スイッチを「入」とし（又は「入」を確認し）、直流125V充電器A・Bの蓄電池電圧指示値が規定電圧以内（105V～130V）であることを確認する。
- ⑪ 運転員等は中央制御室にて、中央制御室監視計器に異常が無いことを状態表示にて確認する。

(c) 操作の成立性

【所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への自動給電確認】

125V A系・B系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池A系・B系による直流125V主母線盤2A・2B及び直流±24V中性子モニタ用分電盤2A・2Bへの給電については、運転員の操作は不要である。

【直流125V主母線盤2A・2Bの不要な負荷の切り離し】

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、不要な負荷の切り離しの作業開始を判断してから作業完了までの所要時間を60分以内と想定する。

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

(添付資料1.14.2-5)

b. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

125V A系・B系蓄電池による直流125V主母線盤2A・2Bへの自動給電開始から24時間以内に、常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器A・Bの交流入力電源の復旧が見込めず125V A系・B系蓄電池が枯渇する恐れがある場合に、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により非常用所内電気設備である直流125V主母線盤2A・2Bに給電する。

(a) 手順着手の判断基準

125V A系・B系蓄電池による直流125V主母線盤2A・2Bへの自動給電開始から24時間以内に、常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器A・Bの交流入力電源の復旧が見込めず125V A系・B系蓄電池が枯渇する恐れがある場合。

(b) 操作手順

可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1-1図に、概要図を第1.14.2.2-3図に、タイムチャートを第1.14.2.2-4図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電準備開始を依頼する。
- ② 発電長は、運転員等に可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電準備開始を指示する。
- ③ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電準備開始を指示する。
- ④ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車を配置し、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から可搬型代替低圧電源車接続盤までの間に可搬型代替低圧電源車用動力ケーブル及び可搬型整流器用ケーブルを布設し、接続する。
- ⑤ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、直流125V主母線盤 2 A・2 B の受電前状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認し、直流125V主母線盤 2 A・2 B にて必要となる負荷以外の配線用遮断器を「切」とし、発電長に給電準備が完了したことを報告する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車（可搬型整流器経由）から直流125V主母線盤 2 A・2 B までの間の電路の健全性を絶縁抵抗測定により確認

し、災害対策本部長に給電準備が完了したことを報告する。

- ⑦ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電を開始することを連絡するとともに、重大事故等対応要員に給電開始を指示する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を起動し、直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電を開始する。
- ⑨ 発電長は、運転員等に直流125V主母線盤 2 A・2 B の受電開始を指示する。
- ⑩ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤及び直流125V主母線盤 2 A・2 B の配線用遮断器を「入」とする（又は「入」を確認する）。
- ⑪ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、直流125V主母線盤 2 A・2 B の受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。
- ⑫ 発電長は、運転員等に遮断器用制御電源等の必要な負荷の受電操作を指示する。
- ⑬ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、直流125V主母線盤 2 A・2 B にて遮断器用制御電源等の必要な負荷の配線用遮断器を「入」とし（又は「入」を確認し）、直流125V主母線盤 2 A・2 B の受電状態において異臭・発煙・破損等異常がないことを外観点検により確認する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、現場運転員2名及び重大事故等対応要員6名にて実施

した場合、作業開始を判断してから直流125V主母線盤 2 A・2 B の受電完了までの所要時間を190分以内と想定する。

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

(添付資料1.14.2-6)

(2) 常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧

外部電源喪失及びD/Gの故障により直流125V充電器A・Bの交流入力電源が喪失し、125V A系・B系蓄電池による直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの自動給電開始から24時間以上経過により125V A系・B系蓄電池が枯渇（電圧指示値105V以下を確認）した場合は、制御電源が喪失しているM/C 2 C（又は2 D）及びP/C 2 C・2 Dの遮断器を手動にて投入し電路を構成した後、常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）から非常用所内電気設備であるM/C 2 C（又は2 D）、P/C 2 C・2 D、MCC 2 C系・2 D系、直流125V充電器A・B及び直流125V主母線盤 2 A・2 Bに給電することで、M/C 2 C（又は2 D）及びP/C 2 C・2 Dの遮断器用制御電源を復旧する。

なお、電路構成については「1.14.2.1(1) a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」及び「b. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」と同様である。

(a) 手順着手の判断基準

【常設代替高圧電源装置による遮断器用制御電源の復旧の判断基準】

外部電源喪失時にD/Gの故障により直流125V充電器A・Bの交流入力電源が喪失し、125V A系・B系蓄電池による直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの自動給電開始から24時間以上経過により125V A

系・B系蓄電池が枯渇（電圧指示値105V以下を確認）した場合。

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動の判断基準】

常設代替高圧電源装置の遠隔操作回路の故障等により中央制御室からの起動ができない場合。

【可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源復旧の判断基準】

常設代替高圧電源装置による遮断器用制御電源の復旧ができない場合。

(b) 操作手順

常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.14.2.2-5図に，タイムチャートを第1.14.2.2-6図に示す。

【常設代替高圧電源装置による遮断器用制御電源の復旧の場合】

- ① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に常設代替高圧電源装置による遮断器用制御電源の復旧準備開始を指示する。
- ② 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，M/C 2 C（又は2 D）の受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常が無いことを外観点検により確認する。
- ③ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて，M/C 2 C（又は2 D）及びP/C 2 C・2 Dの給電開始前にM/C 2 C（又は2 D）及びP/C 2 C・2 Dの遮断器を手動操作にて「入」とする。
- ④ 発電長は，運転員等に常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動を指示する。

- ⑤ 運転員等は中央制御室にて、常設代替高圧電源装置を起動し、発電長に常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動が完了したことを報告する。

※ 中央制御室からの起動が完了した場合は操作手順⑩へ

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動の場合】

- ⑥ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に常設代替高圧電源装置の現場からの起動を依頼する。
- ⑦ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に常設代替高圧電源装置の現場からの起動を指示する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は常設代替高圧電源装置置場（屋内）にて、常設代替高圧電源装置を起動し、災害対策本部長に常設代替高圧電源装置の現場からの起動が完了したことを報告する。
- ⑨ 災害対策本部長は、発電長に常設代替高圧電源装置の現場からの起動が完了したことを連絡する。
- ⑩ 発電長は、運転員等に常設代替高圧電源装置による遮断器用制御電源の復旧を指示する。
- ⑪ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、直流125V充電器A・Bの交流入力電源が復旧したことを直流125V充電器A・Bの「蓄電池放電中」警報の消灯により確認する。
- ⑫ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、直流125V充電器A・Bの操作スイッチを「入」とし（又は「入」を確認し）、直流125V主母線盤2A・2Bの受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

- ⑬ 運転員等は中央制御室にて、中央制御室監視計器に異常が無いことを状態表示にて確認する。
- ⑭ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、直流125V主母線盤 2 A・2 B の配線用遮断器を「入」とし（又は「入」を確認し）、M/C 2 C（又は2 D）及びP/C 2 C・2 Dの遮断器用制御電源を復旧する。

【可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源の復旧の場合】

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源復旧準備開始を依頼する。
- ② 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源復旧準備開始を指示する。
- ③ 発電長は、運転員等に可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源の復旧準備開始を指示する。
- ④ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、P/C 2 C・2 Dの受電前状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常が無いことを外観点検により確認する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車を配置し、可搬型代替低圧電源車から可搬型代替低圧電源車接続盤まで可搬型代替低圧電源車用動力ケーブルを布設し、接続する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車からP/C 2 C・2 D間の連絡母線までの電路の健全性を絶縁抵抗測定により確認し、災害対策本部長に

可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源復旧準備が完了したことを報告する。

- ⑦ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、P／C 2 C・2 Dへの給電開始前に遮断器用制御電源の復旧に必要となる P／C 2 C・2 Dの遮断器を手動操作にて「入」とする（又は「入」を確認する）。
- ⑧ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替低圧電源車による P／C 2 C・2 Dへの給電を開始することを連絡するとともに、重大事故等対応要員に給電開始を指示する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車を起動し、災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車の起動が完了したことを報告する。
- ⑩ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替低圧電源車の起動が完了したことを連絡する。
- ⑪ 発電長は、運転員等に可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源の復旧を指示する。
- ⑫ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、直流125V充電器 A・Bの交流入力電源が復旧したことを直流125V充電器 A・Bの「蓄電池放電中」警報の消灯により確認する。
- ⑬ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、直流125V充電器 A・Bの操作スイッチを「入」とし（又は「入」を確認し）、直流125V主母線盤 2 A・2 Bの受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。
- ⑭ 運転員等は中央制御室にて、中央制御室監視計器に異常が無いことを状態表示にて確認する。

- ⑮ 運転員等は原子炉建屋**付属棟**（屋内）にて、直流125V主母線盤
2 A・2 Bの配線用遮断器を「入」とし（又は「入」を確認し）、
M／C 2 C（又は2 D）及びP／C 2 C・2 Dの遮断器用
制御電源を復旧する。

(c) 操作の成立性

【常設代替高圧電源装置による遮断器用制御電源の復旧】

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動による遮断器用制御電源の復旧完了までの所要時間を200分以内と想定する。

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動】

中央制御室運転員2名、現場運転員2名及び重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置の現場からの起動による遮断器用制御電源の復旧完了までの所要時間を200分以内と想定する。

【可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源復旧】

中央制御室運転員2名、現場運転員2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源の復旧完了までの所要時間を265分以内と想定する。

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

（添付資料1. 14. 2-7）

1. 14. 2. 3 非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順

(1) 代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

a. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備の機能が喪失した場合に、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置により代替所内電気設備である緊急用M／C，緊急用P／C，緊急用M C C，緊急用直流125V充電器及び緊急用直流125V主母線盤へ給電することにより、原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却、格納容器の冷却及び除熱に必要なとなる設備の電源を復旧する。

また、非常用所内電気設備である直流125V主母線盤 2 A・2 Bの遮断器用制御電源、計装設備等直流負荷の復旧が可能な場合に、代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤から非常用所内電気設備である直流125V主母線盤 2 A・2 Bへ給電することができる。

(a) 手順着手の判断基準

【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動の判断基準】

外部電源、D／G及び非常用所内電気設備の電源供給機能喪失によりM／C 2 C・2 Dの母線電圧が喪失した場合。

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動の判断基準】

常設代替高圧電源装置の遠隔操作回路の故障等により中央制御室からの起動ができない場合。

【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの給電の判断基準】

125V A系・B系蓄電池の機能喪失により直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの給電ができない場合で、直流125V主母線盤 2 A・2 B

の負荷である遮断器用制御電源，計装設備等の使用が可能な場合。

(b) 操作手順

常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1-1図に，概要図を第1.14.2.3-1図に，タイムチャートを第1.14.2.3-2図に示す。

【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動の場合】

- ① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動を指示する。
- ② 運転員等は中央制御室にて，常設代替高圧電源装置を起動し，発電長に常設代替高圧電源装置の起動が完了したことを報告する。

※ 中央制御室からの起動が完了した場合は操作手順⑦へ

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動の場合】

- ③ 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に常設代替高圧電源装置の現場からの起動を依頼する。
- ④ 災害対策本部長は，重大事故等対応要員に常設代替高圧電源装置の現場からの起動を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は常設代替高圧電源装置置場（屋外）にて，常設代替高圧電源装置を起動し，災害対策本部に常設代替高圧電源装置の起動が完了したことを報告する。
- ⑥ 災害対策本部は，発電長に常設代替高圧電源装置の起動が完了したことを連絡する。
- ⑦ 発電長は，運転員等に常設代替高圧電源装置による代替所内電

気設備への給電開始を指示する。

- ⑧ 運転員等は中央制御室にて、緊急用M／Cの受電用遮断器を「入」とし、緊急用M／C、緊急用P／C及び緊急用M C Cを受電する。
- ⑨ 運転員等は中央制御室にて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備として使用する電動弁について、緊急用電源切替盤の配線用遮断器を「緊急用M C C側」へ切り替える。
- ⑩ 運転員等は中央制御室にて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備として使用する電動弁の電源が復旧したことを状態表示灯にて確認する。
- ⑪ 運転員等は常設代替高圧電源装置置場（屋内）及び原子炉建屋付属棟（屋内）にて、緊急用M／C、緊急用P／C及び緊急用M C Cの受電状態において異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常が無いことを外観点検により確認する。

【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの給電の場合】

- ⑫ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの給電開始を指示する。
- ⑬ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤の配線用遮断器を「緊急用M C C側」へ切り替え、緊急用直流125V主母線盤及び直流125V主母線盤 2 A・2 Bの配線用遮断器を「入」とし、直流125V主母線盤 2 A・2 Bを受電する。

- ⑭ 運転員等は原子炉建屋**付属棟**（屋内）にて、直流125V主母線盤 2 A・2 B の受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

(c) 操作の成立性

【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動】

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動完了までの所要時間を4分以内と想定する。

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動】

重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置の現場からの起動完了までの所要時間を80分以内と想定する。

【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電】

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから緊急用直流125V主母線盤による直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電完了までの所要時間を110分以内と想定する。

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

(添付資料1.14.2-8)

b. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備の機能喪失時に常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電が見込めない場合に、可搬型代替交流電源設備

である可搬型代替低圧電源車により代替所内電気設備である緊急用 P / C，緊急用 M C C，緊急用直流125V充電器及び緊急用直流125V主母線盤へ給電する。

また，非常用所内電気設備である直流125V主母線盤 2 A・2 B の遮断器用制御電源，計装設備等直流負荷の復旧が可能な場合に，代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 B へ給電することができる。

(a) 手順着手の判断基準

【可搬型代替低圧電源車による緊急用 P / C への給電の判断基準】

非常用所内電気設備の機能喪失時に常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電が見込めない場合。

【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電の判断基準】

125V A系・B系蓄電池の機能喪失により直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電ができない場合で，直流125V主母線盤 2 A・2 B の負荷である遮断器用制御電源，計装設備等の使用が可能な場合。

(b) 操作手順

可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1-1図に，概要図を第1.14.2.3-3図に，タイムチャートを第1.14.2.3-4図に示す。

【可搬型代替低圧電源車による代替所内電気設備への給電】

- ① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車による緊急用 P / C への給電準備開始を依

頼する。

- ② 発電長は、運転員等に可搬型代替低圧電源車による緊急用 P / C への給電準備開始を指示する。
- ③ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替低圧電源車による緊急用 P / C への給電開始を指示する。
- ④ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車を配置し、可搬型代替低圧電源車から可搬型代替低圧電源車接続盤まで可搬型代替低圧電源車用動力ケーブルを、可搬型代替低圧電源車2台の間に可搬型代替低圧電源車用動力及び同期ケーブルを布設し、接続する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車から緊急用 P / C までの間の電路の健全性を絶縁抵抗測定により確認し、災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車による緊急用 P / C への給電準備が完了したことを報告する。
- ⑥ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替低圧電源車による緊急用 P / C への給電を開始することを連絡するとともに、重大事故等対応要員に給電開始を指示する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車2台の起動及び並列操作により緊急用 P / C への給電を実施し、災害対策本部長に可搬型代替低圧電源車による緊急用 P / C への給電準備が完了したことを報告する。
- ⑧ 災害対策本部は、発電長に緊急用 P / C への給電が完了したことを連絡する。
- ⑨ 発電長は、運転員等に可搬型代替低圧電源車による緊急用 P /

C及び緊急用M C Cの受電操作（又は確認）を指示する。

- ⑩ 運転員等は常設代替高圧電源装置置場（屋内）及び原子炉建屋
付属棟（屋内）にて、緊急用P／C及び緊急用M C Cの受電状態に異臭・発煙・破損・保護装置の動作等異常が無いことを外観点検により確認する。
- ⑪ 運転員等は中央制御室にて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備として使用する電動弁について、緊急用電源切替盤の配線用遮断器を「緊急用M C C側」へ切り替える。
- ⑫ 運転員等は中央制御室にて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備として使用する電動弁の電源が復旧したことを状態表示灯にて確認する。
- ⑬ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、緊急用直流125V充電器の操作スイッチを「入」とし（又は「入」を確認し）、緊急用直流125V主母線盤の受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの給電の場合】

- ⑭ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの給電開始を指示する。
- ⑮ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤の配線用遮断器を「緊急用M C C側」へ切り替え、緊急用直流125V主母線盤及び直流125V主母線盤 2 A・2 Bの配線用遮断器を「入」とし、直流125V主母線盤 2 A・2

Bを受電する。

- ⑯ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、直流125V主母線盤 2 A・2 Bの受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

(c) 操作の成立性

【可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電】

中央制御室運転員2名、現場運転員2名及び重大事故等対応要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電完了までの所要時間を190分以内と想定する。

【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの給電】

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから緊急用直流125V主母線盤による直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの給電完了までの所要時間を205分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護装備、照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料1.14.2-9)

(2) 代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

a. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

外部電源、D/G及び非常用所内電気設備の電源供給機能が喪失し、代替所内電気設備である緊急用直流125V充電器の交流入力電源が喪失した場合に、常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源

車) による給電を開始するまで最大24時間にわたり、常設代替直流電源設備である緊急用直流125V蓄電池から代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤へ自動で給電されることを確認する。

また、非常用所内電気設備である直流125V主母線盤 2 A・2 B の遮断器用制御電源、計装設備等直流負荷の復旧が可能な場合に、代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤により直流125V主母線盤 2 A・2 B へ給電することができる。

(a) 手順着手の判断基準

【緊急用直流125V蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電確認の判断基準】

外部電源喪失時に D / G の故障により緊急用直流125V充電器の交流入力電源が喪失した場合。

【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電の判断基準】

125V A系・B系蓄電池の機能喪失により直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電ができない場合で、直流125V主母線盤 2 A・2 B の遮断器用制御電源、計装設備等直流負荷の復旧が可能な場合。

(b) 操作手順

常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.14.2.3-5図に、タイムチャートを第1.14.2.3-6図に示す。

【緊急用直流125V蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電確認】

① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に緊急用直

流125V蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電が開始されたことの確認を指示する。

- ② 運転員等は常設代替高圧電源装置置場（屋内）にて、緊急用直流125V充電器の交流入力電源が喪失したことを緊急用直流125V充電器の「蓄電池放電中」警報により確認し、緊急用直流125V蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電が開始されたことを、緊急用直流125V充電器の蓄電池電圧指示値（規定電圧105V～130V）により確認する。

【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電】

- ③ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電開始及び緊急用直流125V蓄電池の延命処置として不要な直流負荷の切離しを指示する。
- ④ 運転員等は中央制御室及び原子炉建屋**付属棟**（屋内）にて、緊急用直流125V蓄電池の延命処置として不要な直流負荷の切離しを実施する。
- ⑤ 運転員等は原子炉建屋**付属棟**（屋内）にて、緊急用直流125V蓄電池から125V A系・B系蓄電池へ放電させないために、125V A系・B系蓄電池の遮断器を「切」とする。
- ⑥ 運転員等は原子炉建屋**付属棟**（屋内）にて、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤の配線用遮断器を「緊急用M C C 側」へ切り替え、緊急用直流125V主母線盤及び直流125V主母線盤 2 A・2 B の配線用遮断器を「入」とし、直流125V主母線盤 2 A・2

Bを受電する。

⑦ 運転員等は中央制御室にて、直流125V主母線盤 2 A・2 Bの母線電圧（電圧指示値105V～130V）を確認し、緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの給電が開始されたことを確認する。

⑧ 運転員等は原子炉建屋付属棟（屋内）にて、直流125V主母線盤 2 A・2 Bの受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

(c) 操作の成立性

【常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電】

緊急用直流125V蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への給電については、運転員の操作は不要である。

【緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの給電】

中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから直流125V主母線盤 2 A・2 B受電完了までの所要時間を180分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護装備、照明及び通信連絡設備を整備する。

（添付資料1. 14. 2-10）

b. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

非常用所内電気設備が喪失し、緊急用直流125V蓄電池から緊急用直流125V主母線盤への自動給電開始から24時間以内に、常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）により緊急用直流125V充電器の

交流入力電源の復旧が見込めず緊急用直流125V蓄電池が枯渇する恐れがある場合に、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤に給電する。

(a) 手順着手の判断基準

【可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電の判断基準】

緊急用直流125V蓄電池から緊急用直流125V主母線盤への自動給電開始から24時間以内に、代替交流電源設備により緊急用直流125V充電器の交流入力電源の復旧が見込めず緊急用直流125V蓄電池が枯渇する恐れがある場合。

【緊急用125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電の判断基準】

125V A系・B系蓄電池の機能喪失により直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電ができない場合で、直流125V主母線盤 2 A・2 B の負荷である遮断器用制御電源、計装設備等の復旧が可能な場合。

(b) 操作手順

可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14.2.1-1図に、概要図を第1.14.2.3-7図に、タイムチャートを第1.14.2.3-8図に示す。

【可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電】

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に可搬型代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤の給電準備開始を依頼する。

- ② 発電長は、運転員等に可搬型代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤の給電準備開始を指示する。
- ③ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤への給電準備開始を指示する。
- ④ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を配置し、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器から可搬型代替低圧電源車接続盤までの間に可搬型代替低圧電源車用動力ケーブル及び可搬型整流器用ケーブルを布設し、接続する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車（可搬型整流器経由）から緊急用直流125V主母線盤までの間の電路の健全性を絶縁抵抗測定により確認し、災害対策本部長に可搬型代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤の給電準備が完了したことを報告する。
- ⑥ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤への給電を開始することを連絡するとともに、重大事故等対応要員に給電開始を指示する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は原子炉建屋近傍（屋外）にて、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を起動し、災害対策本部長に可搬型代替低圧電源及び可搬型整流器の起動が完了したことを報告する。
- ⑧ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替低圧電源及び可搬型整流器の起動が完了したことを連絡する。
- ⑨ 発電長は、運転員等に緊急用直流125V主母線盤の受電開始を指

示する。

- ⑩ 運転員等は原子炉建屋**付属**棟（屋内）にて、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤の配線用遮断器を「緊急用M C C 側」へ切り替え、緊急用直流125V主母線盤の配線用遮断器を「入」とし、緊急用直流125V主母線盤を受電する。
- ⑪ 運転員等は原子炉建屋**付属**棟（屋内）にて、緊急用直流125V主母線盤の受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。
- ⑫ 発電長は、運転員等に遮断器用制御電源等の必要な負荷の受電操作を指示する。
- ⑬ 運転員等は原子炉建屋**付属**棟（屋内）にて、緊急用直流125V主母線盤にて必要な負荷の配線用遮断器を「入」とし、緊急用直流125V主母線盤の受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無いことを外観点検により確認する。

【緊急用125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A ・ 2 B への給電】

- ⑭ 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A ・ 2 B への給電開始を指示する。
- ⑮ 運転員等は原子炉建屋**付属**棟（屋内）にて、代替所内電気設備である可搬型代替直流電源設備用電源切替盤の配線用遮断器を「緊急用M C C 側」へ切り替え、非常用所内電気設備である直流125V主母線盤 2 A ・ 2 B の配線用遮断器を「入」とし、直流125V主母線盤 2 A ・ 2 B を受電する。
- ⑯ 運転員等は原子炉建屋**付属**棟（屋内）にて、直流125V主母線盤

2 A・2 B の受電状態において異臭・発煙・破損等異常が無い
ことを外観点検により確認する。

(c) 操作の成立性

【可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電】

現場運転員2名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電完了までの所要時間を190分以内と想定する。

【緊急用125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電】

現場運転員2名にて実施した場合、作業開始を判断してから緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電完了までの所要時間を205分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護装備、照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料1. 14. 2-11)

1. 14. 2. 4 燃料の補給手順

(1) 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給

重大事故等の対処に必要なとなる可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプに燃料を補給するため、可搬型設備用軽油タンクからホースによりタンクローリへ軽油を補給する。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等の対処に必要なとなる可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合。

(b) 操作手順

可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.14.2.4-1図に、タイムチャートを第1.14.2.4-2図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員に可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへ軽油の補給開始を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、補給活動に必要な装備品・資機材を準備のうえ車両保管場所へ移動し、タンクローリの健全性を確認する。
- ③ 重大事故等対応要員は、可搬型設備用軽油タンクのマンホール付近へタンクローリを配置する。
- ④ 重大事故等対応要員は、可搬型設備用軽油タンクのマンホール蓋を開放し、車載ホースをタンクローリの吸排口に接続し、車載ホースの先端を軽油タンクに挿入する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、タンクローリ付属の各バルブの切替操作を実施し、車載タンク上部にて2室あるタンクのうち使用する側のマンホール（上蓋）を開放する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、車載ポンプを作動し、可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給を開始する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、車載タンク上部のマンホール（上蓋）からの目視により、車載タンクへの吸入量（満タン）を確認し、車載ポンプを停止する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、タンクローリの各バルブの切替操作を実施し、車載タンク上部のマンホール（上蓋）を閉止する。

- ⑨ 重大事故等対応要員は、車載ホース及び可搬型設備用軽油タンクのマンホール蓋を復旧し、可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給完了を災害対策本部長に報告する。
- ⑩ 重大事故等対応要員は、1. 14. 2. 4 (2) 「タンクローリから各機器への給油」の操作手順にて給油した後、タンクローリの軽油の残量に応じて、上記操作手順③から⑨を繰り返す。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、タンクローリ 1 台当たり重大事故等対応要員2名で作業を実施した場合、作業開始を判断してから軽油タンクからタンクローリへの補給完了までの所要時間を90分以内と想定する。

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

(添付資料1. 14. 2-12)

(2) タンクローリから各機器への給油

重大事故等の対処に必要なとなる可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプに対して、タンクローリを用いて燃料の給油を行う。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等の対処に必要なとなる可搬型代替低圧電源車及び可搬型代替注水大型ポンプの燃料保有量及び燃費から予め算出した給油時間※¹となった場合。

※1：給油間隔は以下のとおりであり、各設備の燃料が枯渇するまでに給油することを考慮して作業に着手する。ただし、以下の設備は代表例であり各設備の燃料保有量及び燃費から燃料が枯渇

する前に給油することとし、同一箇所での作業が重複する際は適宜、給油間隔を考慮して作業を実施する。

- ・可搬型代替低圧電源車：運転開始後約2時間
- ・可搬型代替注水大型ポンプ：運転開始後約3.5時間

(b) 操作手順

タンクローリから各機器への給油手順の概要は以下のとおり。概略系統図を第1.14.2.4-3図に、タイムチャートを第1.14.2.4-4図及び第1.14.2.4-5図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員にタンクローリによる給油対象設備への給油を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、給油対象設備の給油口付近へタンクローリを配置する。
- ③ 重大事故等対応要員は、給油タンクローリ付属の各バルブの切替操作を実施し、車載タンク上部にて2室あるタンクのうち使用する側のマンホール（上蓋）を開放する。
- ④ 重大事故等対応要員は、車載ポンプを作動し、給油ガンにてタンクローリから給油対象設備への給油を開始する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、給油対象設備の車載燃料タンク油量・油面計により、給油量（満タン）を目視で確認し、車載ポンプを停止する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、タンクローリの各バルブの切替操作を実施し、車載タンク上部のマンホール（上蓋）を閉止する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、車載ホースを復旧し、タンクローリか

ら給油対象設備への補給完了を災害対策本部に報告する。

- ⑧ 重大事故等対応要員は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に、上記操作手順②から⑦を繰り返す。また、タンクローリの軽油の残量に応じて、1.14.2.4(1)「可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給」の操作手順にてタンクローリへ軽油を補給する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、重大事故等対応要員2名で作業を実施した場合、作業開始を判断してからタンクローリにて各可搬型設備への給油完了までの所要時間を24分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、照明、通信連絡設備を整備する。

なお、各設備の燃料が枯渇しないように以下の時間までに給油を実施する。

- ・可搬型代替低圧電源車の燃費は、定格容量にて約110L/hであり、起動から枯渇までの時間は約2時間。
- ・可搬型代替注水大型ポンプの燃費は、定格容量にて約218L/hであり、起動から枯渇までの時間は約3.5時間。

また、事象発生後7日間、可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプの運転を継続するために必要な燃料（軽油）の燃料消費量は約186kLであり、可搬型設備用軽油タンクは200kL以上となるよう管理する。

(添付資料1.14.2-13)

(3) 燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油

外部電源及びD／Gの機能喪失時に、炉心の著しい損傷等を防止するために使用する常設代替高圧電源装置に対して、軽油貯蔵タンクから燃料補給設備により自動で給油を行う。

なお、常設代替高圧電源装置の給油間隔は運転開始後約2.2時間であり、燃料が枯渇するまでに自動で給油されていることを確認する。

(a) 手順着手の判断基準

常設代替高圧電源装置に搭載されている燃料油サービスタンクの液位が低下した場合に、燃料補給設備により自動で給油する。

(b) 操作手順

燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.14.2.4-6図に、タイムチャートを第1.14.2.4-7図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員に燃料補給設備により自動で給油されていることの確認を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、燃料補給設備により自動で給油され、運転状態に異常が無いことを確認し、災害対策本部に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、重大事故等対応要員2名で作業を実施した場合、作業開始を判断してから燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への

給油完了までの所要時間を15分以内と想定する。

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

(添付資料1.14.2-14)

1.14.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

可搬型代替注水大型ポンプにより送水を行う手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

1.14.2.6 重大事故等発生時の対処設備の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.14.2.5-1図に示す。

(1) 交流電源喪失時

外部電源喪失及びD／Gの故障により非常用所内電気設備へ交流電源が給電できない場合の代替交流電源として、常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）がある。

短期的には、低圧代替注水設備（常設）への給電、中期的には、除熱のために用いる残留熱除去系への給電が主な目的となることから、短時間で電力供給が可能であり、長期間にわたる運転が期待でき、更に大容量である常設代替交流電源設備による給電を優先する。

常設代替交流電源設備からの給電ができない場合は、可搬型代替交流電源設備による給電を行う。

具体的な優先順位は、以下のとおり。

優先1：常設代替交流電源設備から非常用所内電源設備への給電

M/C 2 Cへの給電を優先し、M/C 2 Cに給電できない場合はM/C 2 Dに給電する。

優先2：常設代替交流電源設備から代替所内電気設備への給電

優先3：可搬型代替交流電源設備から非常用所内電気設備への給電

優先4：可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備への給電

上記の優先1から優先4までの手順を連続して実施した場合、非常用所内電気設備及び代替所内電気設備への給電まで約10時間25分で実施可能であり、常設所内直流電源設備から給電されている24時間以内に十分な余裕を持って給電を開始できる。

(2) 直流電源喪失時

全交流動力電源喪失時、直流母線への直流電源が供給できない場合の対応手段として、所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備がある。

原子炉への注水として用いる原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系、原子炉の減圧に用いる主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）、原子炉格納容器内の減圧及び除熱に用いる格納容器圧力逃がし装置への給電が主な目的となる。短時間で電力供給が可能であり、長期間にわたる運転が期待できる手段から優先して準備する。

直流電源喪失時の対応として、全交流動力電源喪失時に、常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）による給電を開始するまでの間最大24時間にわたり、所内常設直流電源設備である125V A系・B系蓄電池及び常設代替直流電源設備である緊急用125V蓄電池にて原子炉隔離時冷却系の運転及び自動減圧系の動作等に必要な直流電源の供給を行う。

なお、所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備は、非常用所内電気設備である直流125V充電器A・B及び代替所内電気設備である緊急用直流125V充電器の交流入力電源の喪失と同時に非常用所内電気設備である直流125V主母線盤2A・2B及び代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤に無停電で自動給電される。

さらに、全交流動力電源喪失が継続し、125V A系・B系蓄電池及び緊急用125V蓄電池が枯渇する恐れがある場合は、可搬型代替直流電源設備を用いて直流125V主母線盤2A・2B及び緊急用直流125V主母線盤へ給電する。

具体的な優先順位は以下のとおり。

優先1：可搬型代替直流電源設備から非常用所内電気設備への給電

優先2：可搬型代替直流電源設備から代替所内電気設備への給電

常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）により交流電源が復旧した場合には、直流125V充電器A・B及び緊急用直流125V充電器を起動（又は起動を確認）して直流125V主母線盤2A・2B及び緊急用直流125V主母線盤の電源供給機能を回復させる。

なお、常設直流電源喪失時には、制御電源が喪失しているM/C 2C・2D及びP/C 2C・2Dの遮断器を手動にて投入後、常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）から非常用所内電気設備である直流125V充電器A・B及び直流125V主母線盤2A・2Bに給電し、M/C 2C・2D及びP/C 2C・2Dの遮断器用制御電源を復旧することもできる。

第 1. 14. 1-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧（1/6）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		手順書
代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失）	常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ 緊急用M／C	重大事故等対応設備	非常時運転手順書（事象ベース） 「全交流電源喪失」 重大事故等対策要領
		可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	重大事故等対応設備	非常時運転手順書（事象ベース） 「全交流電源喪失」 重大事故等対策要領

対応手段，対応設備，手順書一覧（2/6）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		手順書
HPCSによるMD/CG（常用・MDCへの2E給電）	非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失）	HPCSによるMD/CG（常用・MDCへの2E給電）	HPCS D/G M/C HPCS	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）	重大事故等対策要領
			M/C 2E	自主対策設備	
D/GD/2CG海水系への代替送水によるD/Gの電源供給機能の復旧	非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失）	D/GD/2CG海水系への代替送水によるD/Gの電源供給機能の復旧	D/G 2C D/G 2D HPCS D/G	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）	重大事故等対策要領
			可搬型代替注水大型ポンプ	自主対策設備	

：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3/6）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		手順書
代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失）	所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	125V A系蓄電池※1 125V B系蓄電池※1 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 中性子モニタ用蓄電池 A系※1 中性子モニタ用蓄電池 B系※1	重大事故等対応設備	非常時運転手順書（事象ベース） 「全交流電源喪失」
		可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 可搬型整流器	重大事故等対応設備	非常時運転手順書（事象ベース） 「全交流電源喪失」 「全直流電源喪失」 重大事故等対策要領

※1： 125V A系・B系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系からの給電は，運転員による操作は不要である。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4/6）

分類	機能喪失を想定する設計基準 事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧	非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失） 蓄電池（枯渇）	常設代替交流電源設備による 遮断器用制御電源の復旧	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用 燃料移送ポンプ 緊急用M／C	重大事故等対処設備	非常時運転手順書（事象ベース） 「全交流電源喪失」 「全直流電源喪失」 重大事故等対策要領
	非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失） 蓄電池（枯渇）	可搬型代替交流電源設備による 遮断器用制御電源の復旧	可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書（事象ベース） 「全交流電源喪失」 「全直流電源喪失」 重大事故等対策要領

対応手段，対応設備，手順書一覧（5/6）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失） 非常用所内電気設備	常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ 緊急用M／C	重大事故等対処設備	非常時運転手順書（事象ベース） 「外部電源喪失」 重大事故等対策要領
	非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失） 非常用所内電気設備	可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 緊急用P／C	重大事故等対処設備	非常時運転手順書（事象ベース） 「外部電源喪失」 重大事故等対策要領
代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失） 非常用所内電気設備	常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	緊急用直流125V蓄電池※1	重大事故等対処設備	非常時運転手順書（事象ベース） 「全直流電源喪失」 重大事故等対策要領

※1： 緊急用直流125V蓄電池からの給電は，運転員による操作は不要である。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6/6）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		手順書
代替所内電気設備への給電 代替直流電源設備による	非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失） 非常用所内電気設備	可搬型代替直流電源設備による 代替所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 可搬型整流器	重大事故等対応設備	非常時運転手順書（事象ベース） 「全直流電源喪失」 重大事故等対策要領
燃料の補給	—	可搬型設備用軽油タンク からタンクローリへの補給	可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	重大事故等対応設備	重大事故等対策要領
		タンクローリから 各機器への給油	タンクローリ	重大事故等対応設備	重大事故等対策要領
		燃料補給設備による常設代替 高圧電源装置への給油	軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用 燃料移送ポンプ	重大事故等対応設備	重大事故等対策要領

第1.14.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/5)

対応手順		重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ（計器）
1. 14. 2. 1 交流電源喪失時の対応手順 (1) 代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電			
常設代替交流電源設備 による非常用所内電気 設備への給電	判 断 基 準	電 源	275kV東海原子力線 1 L， 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M／C 2 C 電圧※1 M／C 2 D 電圧※1
	操 作	常設代替高圧電 源装置運転監視	常設代替高圧電源装置発電機電圧 常設代替高圧電源装置発電機周波数 常設代替高圧電源装置エンジン回転数 常設代替高圧電源装置潤滑油入口温度 常設代替高圧電源装置潤滑油入口圧力
		電 源	緊急用M／C 電圧 M／C 2 C 電圧 M／C 2 D 電圧 P／C 2 C 電圧 P／C 2 D 電圧
可搬型代替交流電源設 備による非常用所内電 気設備への給電	判 断 基 準	電 源	275kV東海原子力線 1 L， 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M／C 2 C 電圧※1 M／C 2 D 電圧※1 P／C 2 C 電圧※1 P／C 2 D 電圧※1
	操 作	可搬型代替低圧 電源車運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧 可搬型代替低圧電源車発電機周波数
		電 源	P／C 2 C 電圧 P／C 2 D 電圧
1. 14. 2. 1 交流電源喪失時の対応手順 (2) H P C S D／G（常用M／C 2 E 経由）によるM／C 2 C・2 Dへの給電			
H P C S D／G（常 用M／C 2 E 経由） によるM／C 2 C・ 2 Dへの給電	判 断 基 準	電 源	275kV東海原子力線 1 L， 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M／C 2 C 電圧※1 M／C 2 D 電圧※1
	操 作	H P C S D／ G 運転監視	H P C S D／G 電圧 H P C S D／G 周波数
		電 源	M／C H P C S 電圧 M／C 2 E 電圧 M／C 2 C 電圧 M／C 2 D 電圧

※1：耐震Sクラス相当であり，S s 機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧 (2/5)

対応手順		重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ (計器)
1. 14. 2. 1 交流電源喪失時の対応手順 (3) D/G海水系への代替海水送水によるD/G 2C・2D及びHPCS D/Gの電源供給機能の復旧			
D/G海水系への代替海水送水によるD/G 2C・2D及びHPCS D/Gの電源供給機能の復旧	判断基準	電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2 C 電圧 ※1 M/C 2 D 電圧 ※1
	操作	D/G海水系	D/G 2C・2D海水系入口圧力 HPCS D/G海水系入口圧力
1. 14. 2. 2 交流電源及び直流電源喪失時の対応手順 (1) 代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電			
所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	判断基準	電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2 C 電圧 ※1 M/C 2 D 電圧 ※1 P/C 2 C 電圧 ※1 P/C 2 D 電圧 ※1
		警報発生	直流125V充電器A・B 交流入力電源喪失警報 直流125V充電器A・B 蓄電池放電中警報 直流±24V充電器A・B 交流入力電源喪失警報 直流±24V充電器A・B 蓄電池放電中警報
		蓄電池放電継続時間	125V A系・B系蓄電池による給電開始から8時間又は24時間以内
	操作	電源	直流125V充電器A・B 蓄電池電圧 直流±24V充電器A・B 蓄電池電圧
可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	判断基準	電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2 C 電圧 ※1 M/C 2 D 電圧 ※1 P/C 2 C 電圧 ※1 P/C 2 D 電圧 ※1 直流125V充電器A・B 蓄電池電圧 ※1
		可搬型代替直流電源設備運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧 可搬型代替低圧電源車発電機周波数 可搬型整流器電圧
	操作	電源	直流125V充電器A・B 蓄電池電圧

※1：耐震Sクラス相当であり，S s 機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧 (3/5)

対応手順		重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ（計器）
1. 14. 2. 2 交流電源及び直流電源喪失時の対応手順 (2) 常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源復旧			
常設直流電源喪失時の 遮断器用制御電源復旧	判断基準	電源	275kV東海原子力線 1 L， 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M／C 2 C 電圧※1 M／C 2 D 電圧※1 P／C 2 C 電圧※1 P／C 2 D 電圧※1
		警報発生	直流125V充電器 2 A・2 B 交流入力電源喪失 警報 直流125V充電器 A・B 蓄電池放電中警報
1. 14. 2. 3 非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順 (1) 代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電			
常設代替交流電源設備 による代替所内電気設 備への給電	判断基準	電源	M／C 2 C 電圧※1 M／C 2 D 電圧※1 緊急用M／C 電圧※1
		常設代替高圧電 源装置運転監視	常設代替高圧電源装置発電機電圧 常設代替高圧電源装置発電機周波数 常設代替高圧電源装置エンジン回転数 常設代替高圧電源装置潤滑油入口温度 常設代替高圧電源装置潤滑油入口圧力
	操作	電源	緊急用M／C 電圧 緊急用P／C 電圧
可搬型代替交流電源設 備による代替所内電気 設備への給電	判断基準	電源	緊急用M／C 電圧※1
		可搬型代替低圧 電源車運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧 可搬型代替低圧電源車発電機周波数
	操作	電源	緊急用P／C 電圧

※1：耐震Sクラス相当であり，S s 機能維持を担保することが可能な計器を示す。

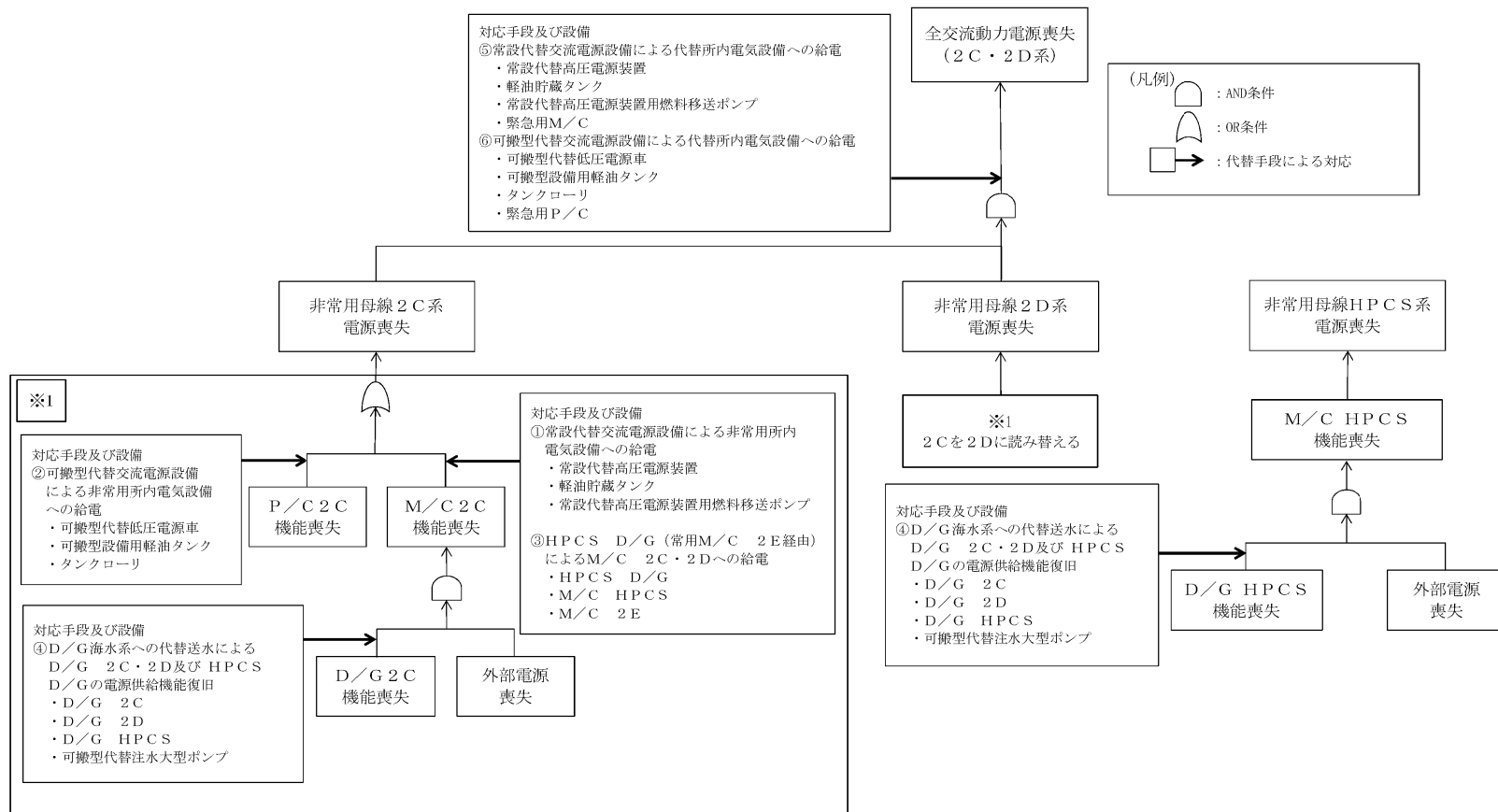
監視計器一覧 (4/5)

対応手順	重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ (計器)
1. 14. 2. 3 非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順 (2)代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電		
常設代替直流電源設備 による代替所内電気設 備への給電	判 断 基 準	<p>電源</p> <p>275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2 C 電圧※1 M/C 2 D 電圧※1 P/C 2 C 電圧※1 P/C 2 D 電圧※1</p>
		<p>警報発生</p> <p>緊急用直流125V充電器交流入力電源喪失警報 緊急用直流125V充電器蓄電池放電中警報</p>
可搬型代替直流電源設 備による代替所内電気 設備への給電	判 断 基 準	<p>電源</p> <p>275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力1号線電圧 M/C 2 C 電圧※1 M/C 2 D 電圧※1 P/C 2 C 電圧※1 P/C 2 D 電圧※1 緊急用125V充電器蓄電池電圧※1</p>
		<p>可搬型代替直流 電源設備運転監 視</p> <p>可搬型代替低圧電源車発電機電圧 可搬型代替低圧電源車発電機周波数 可搬型整流器電圧</p>
	操 作	<p>電源</p> <p>緊急用125V充電器蓄電池電圧 直流125V充電器 A・B 蓄電池電圧</p>

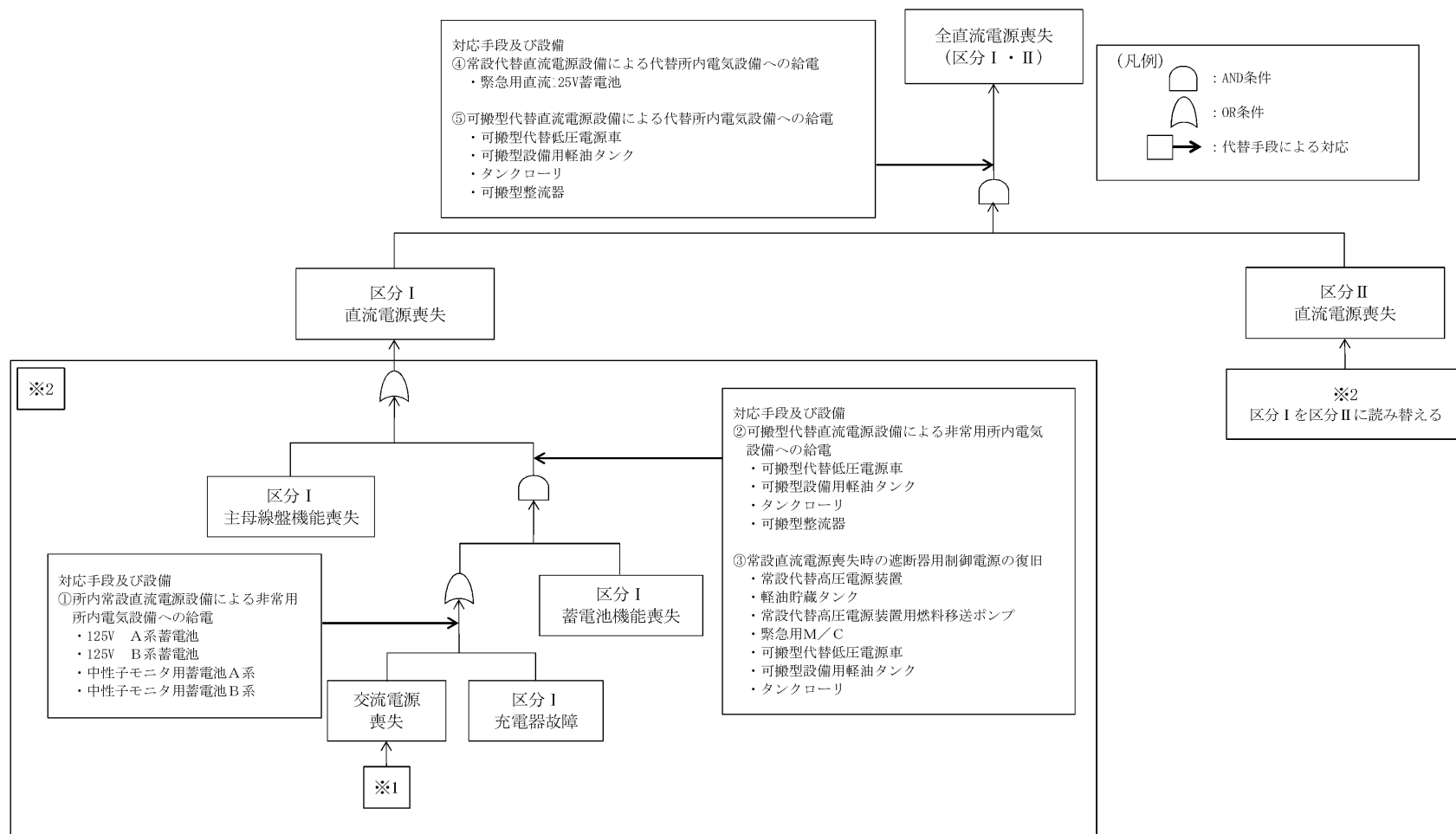
※1：耐震 S クラス相当であり， S s 機能維持を担保することが可能な計器を示す。

監視計器一覧 (5/5)

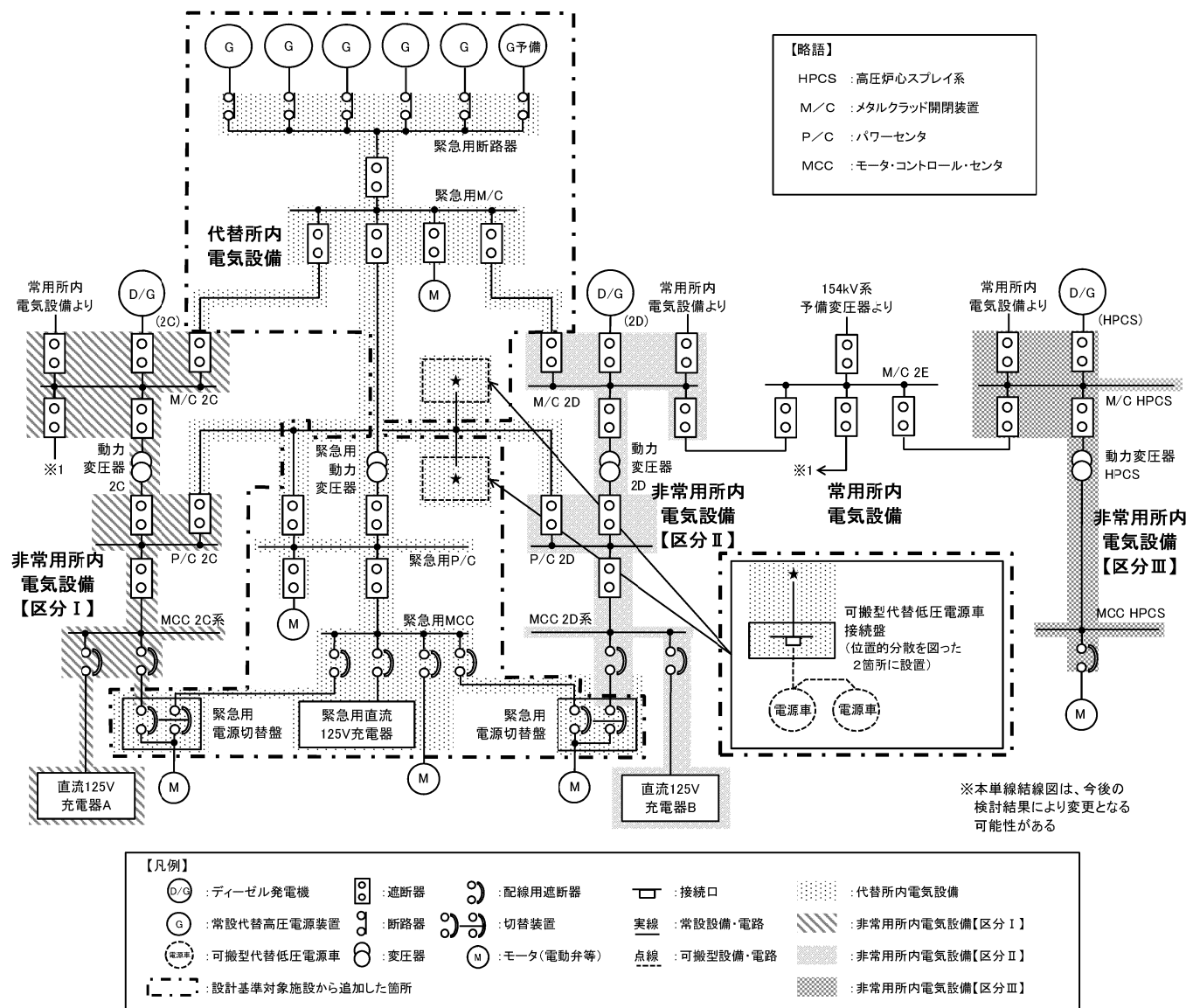
対応手順		重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ (計器)
1. 14. 2. 4 燃料の補給手順 (1) 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給			
可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給	判断基準	補機監視機能	可搬型設備用軽油タンク油面
	操作	補機監視機能	可搬型設備用軽油タンク油面
1. 14. 2. 4 燃料の補給手順 (2) タンクローリから各機器への給油			
タンクローリから各機器への給油	判断基準	補機監視機能	各機器油タンクレベル
	操作	補機監視機能	各機器油タンクレベル
1. 14. 2. 4 燃料の補給手順 (3) 燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油			
燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油	判断基準	補機監視機能	常設代替高圧電源装置燃料タンクレベル
	操作	補機監視機能	常設代替高圧電源装置燃料タンクレベル



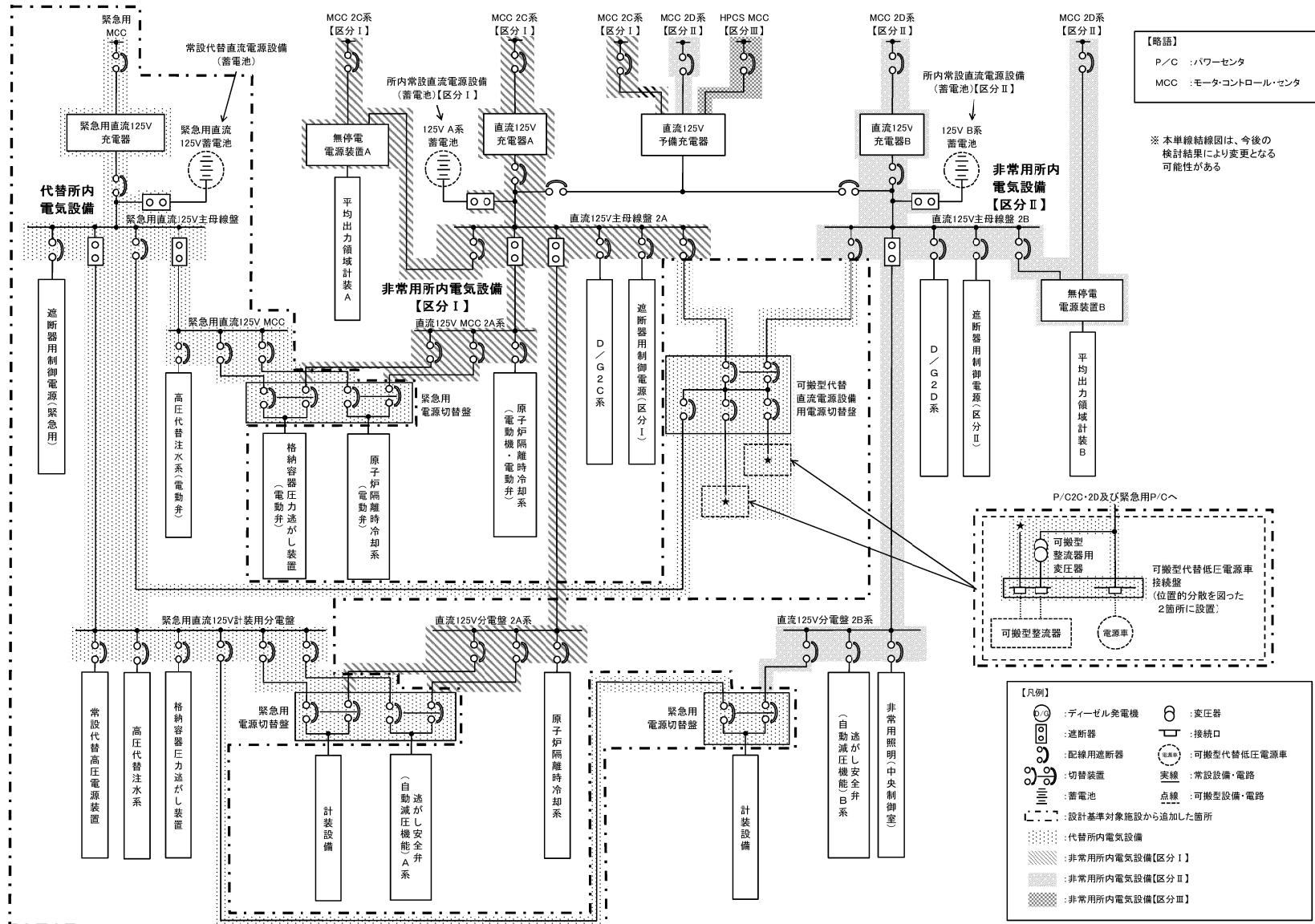
第 1.14.1-1 図 機能喪失原因対策分析 (1/2)



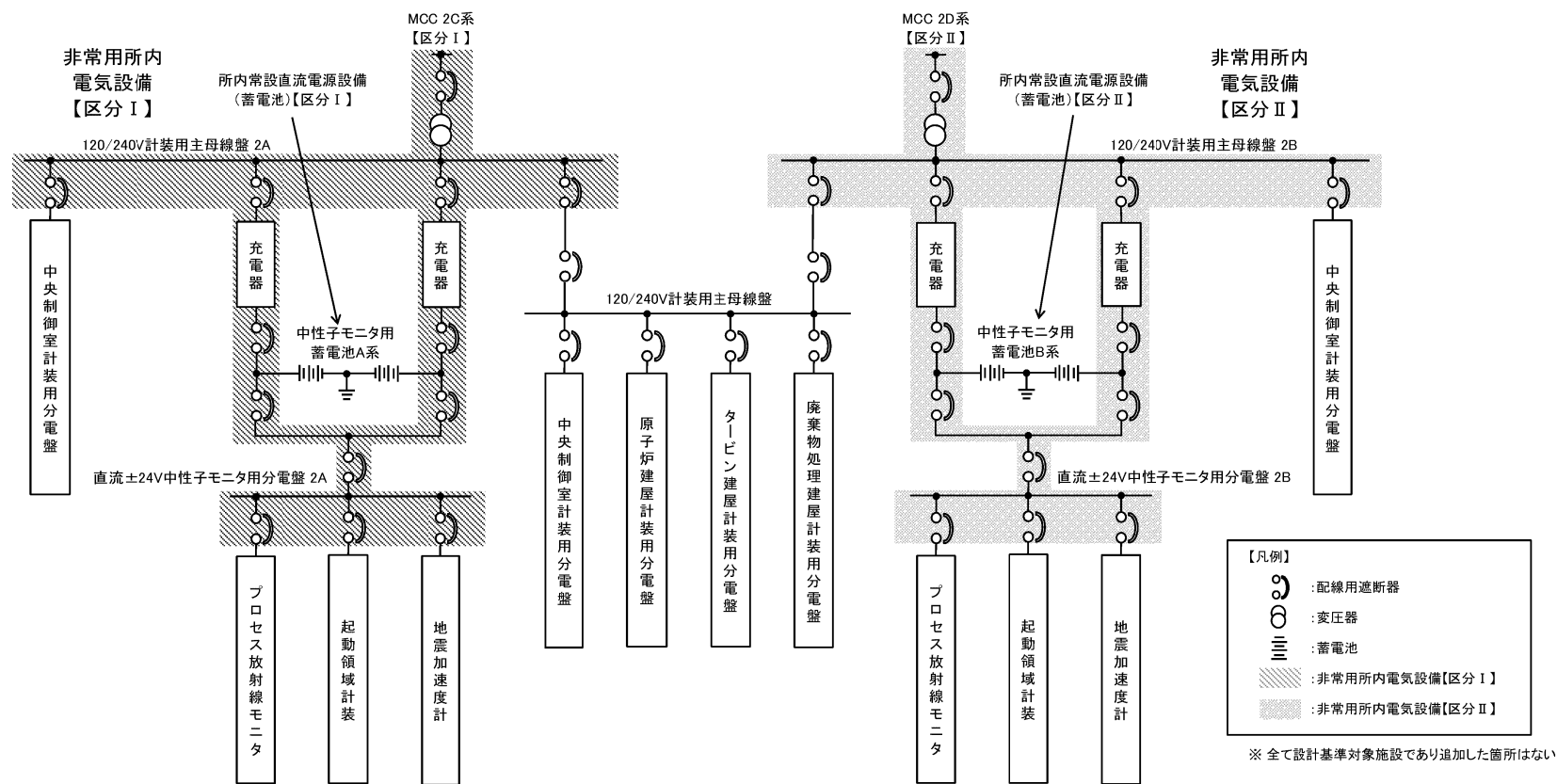
第 1.14.1-1 図 機能喪失原因対策分析 (2/2)



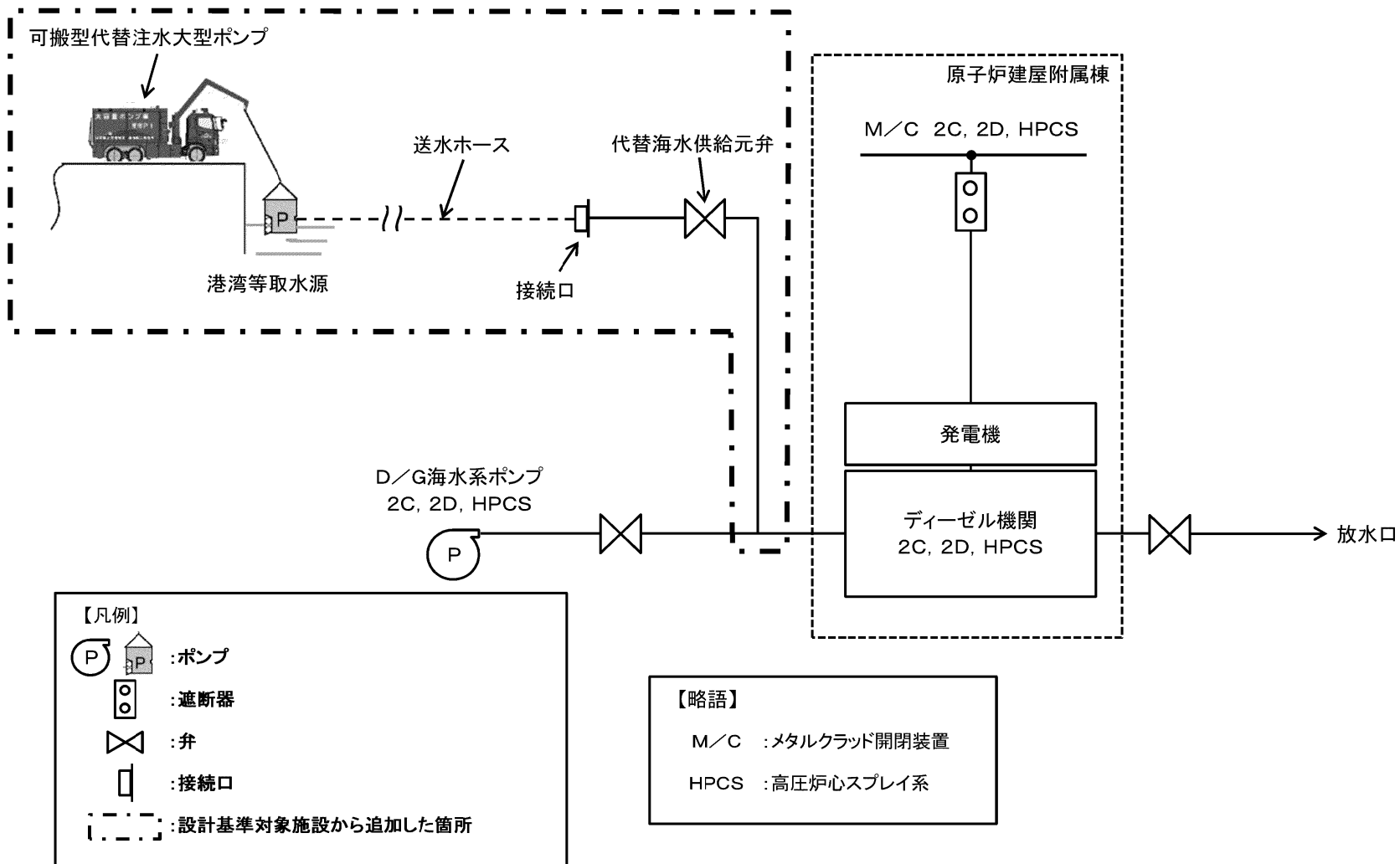
第 1.14.1-2 図 交流電源単線結線図



第 1.14.1-3 図 直流電源単線結線図(1/2)

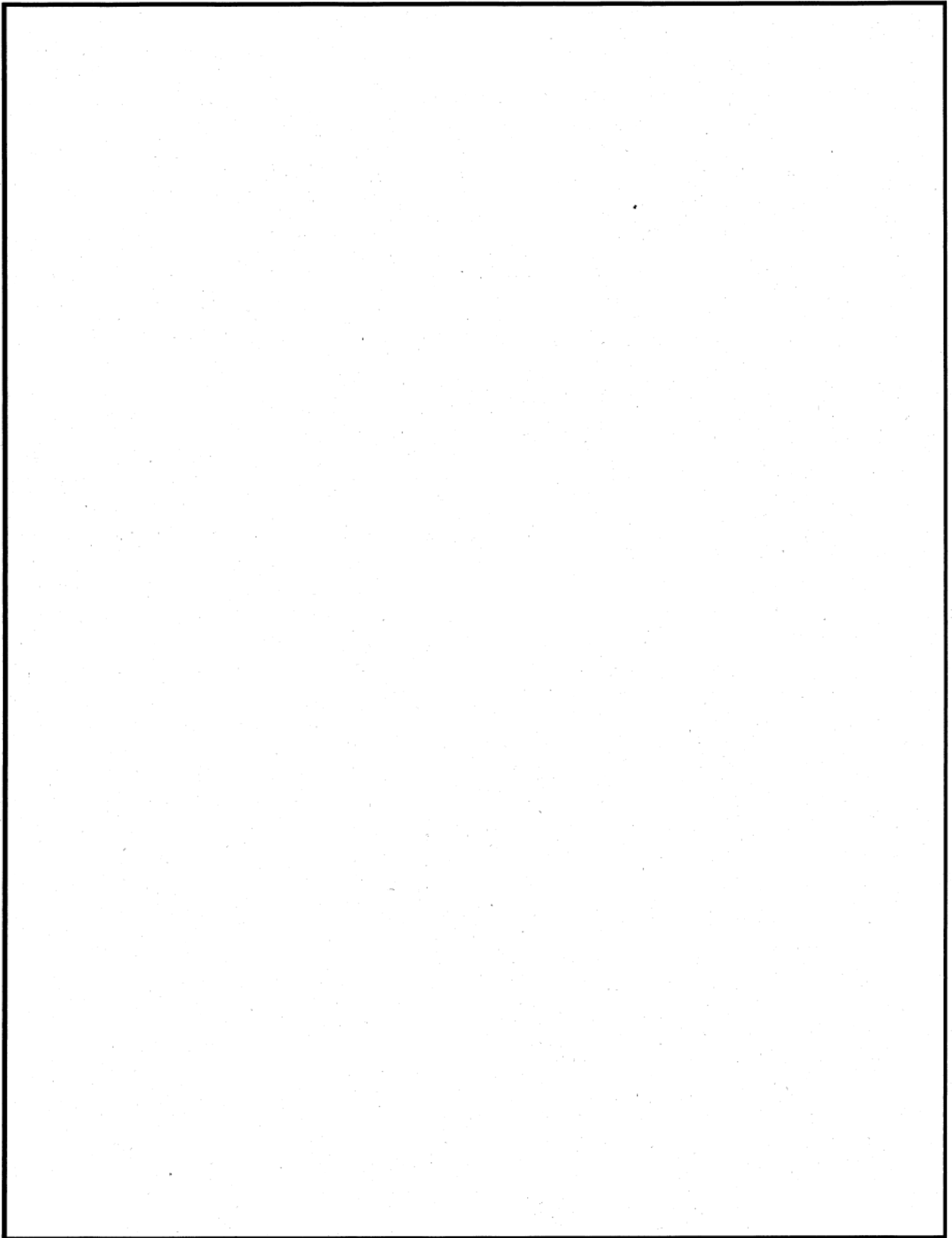


第 1.14.1-3 図 直流電源単線結線図 (2/2)

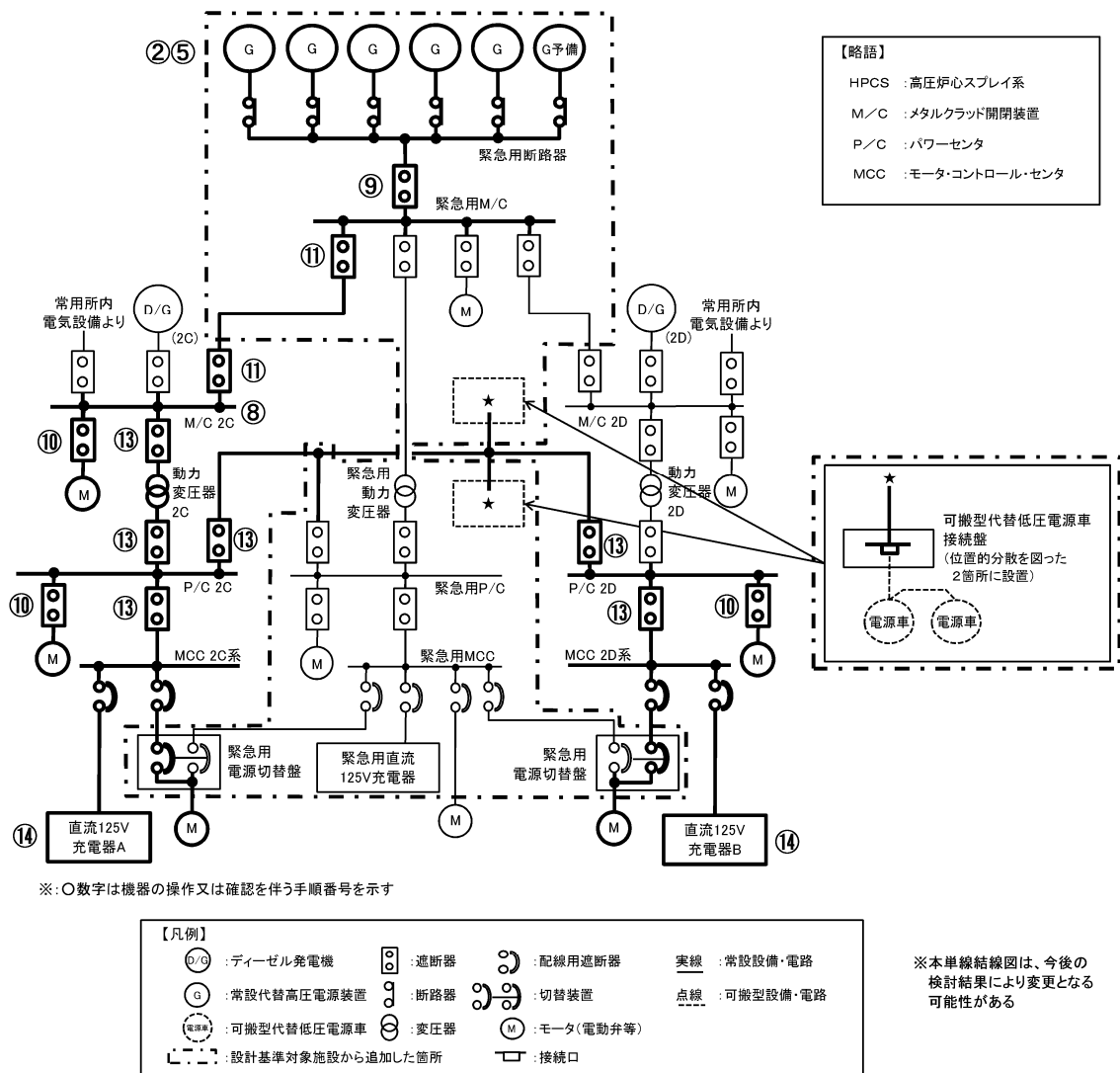


第 1.14.1-4 図 D/G 海水系への代替送水による D/G 2C・2D 及び HPCS D/G の電源供給機能の復旧

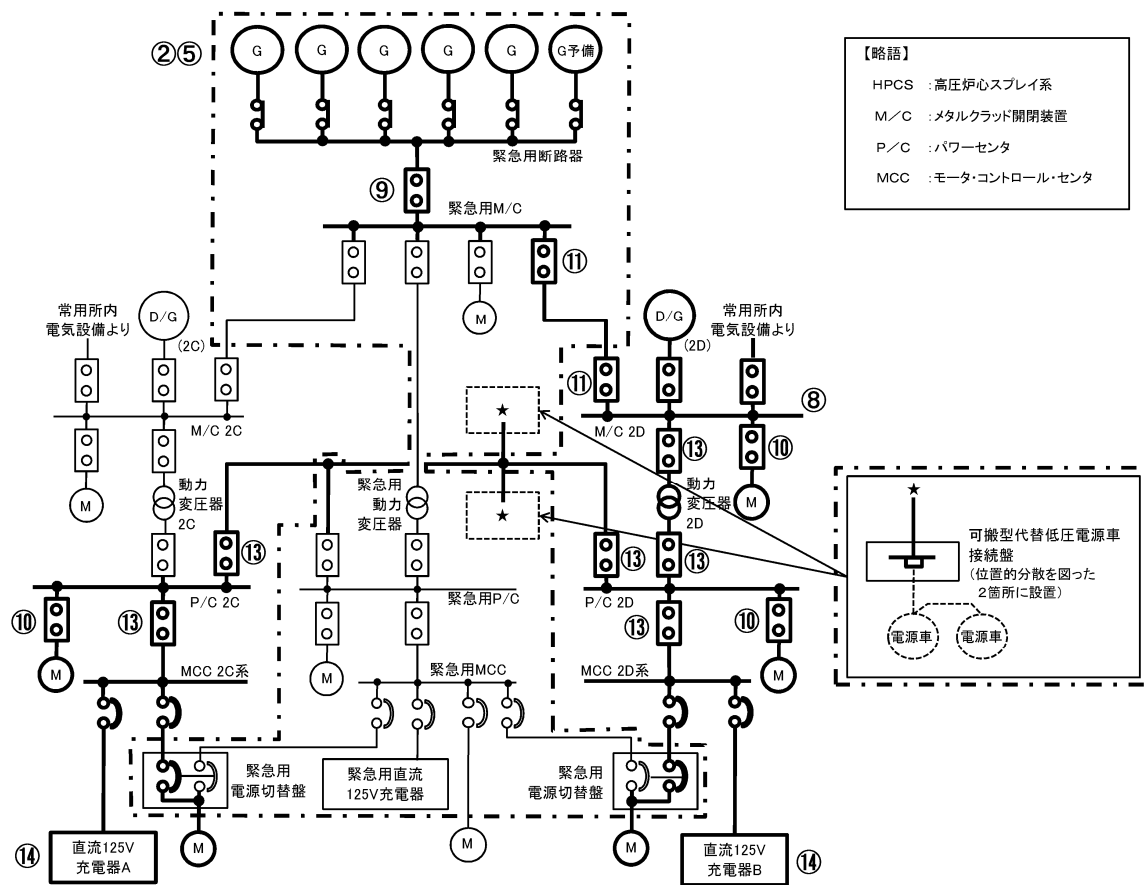
概略系統図



第 1. 14. 2. 1-1 図 非常時運転手順書（事象ベース）
[全交流動力電源喪失・全直流電源喪失]
における対応フロー

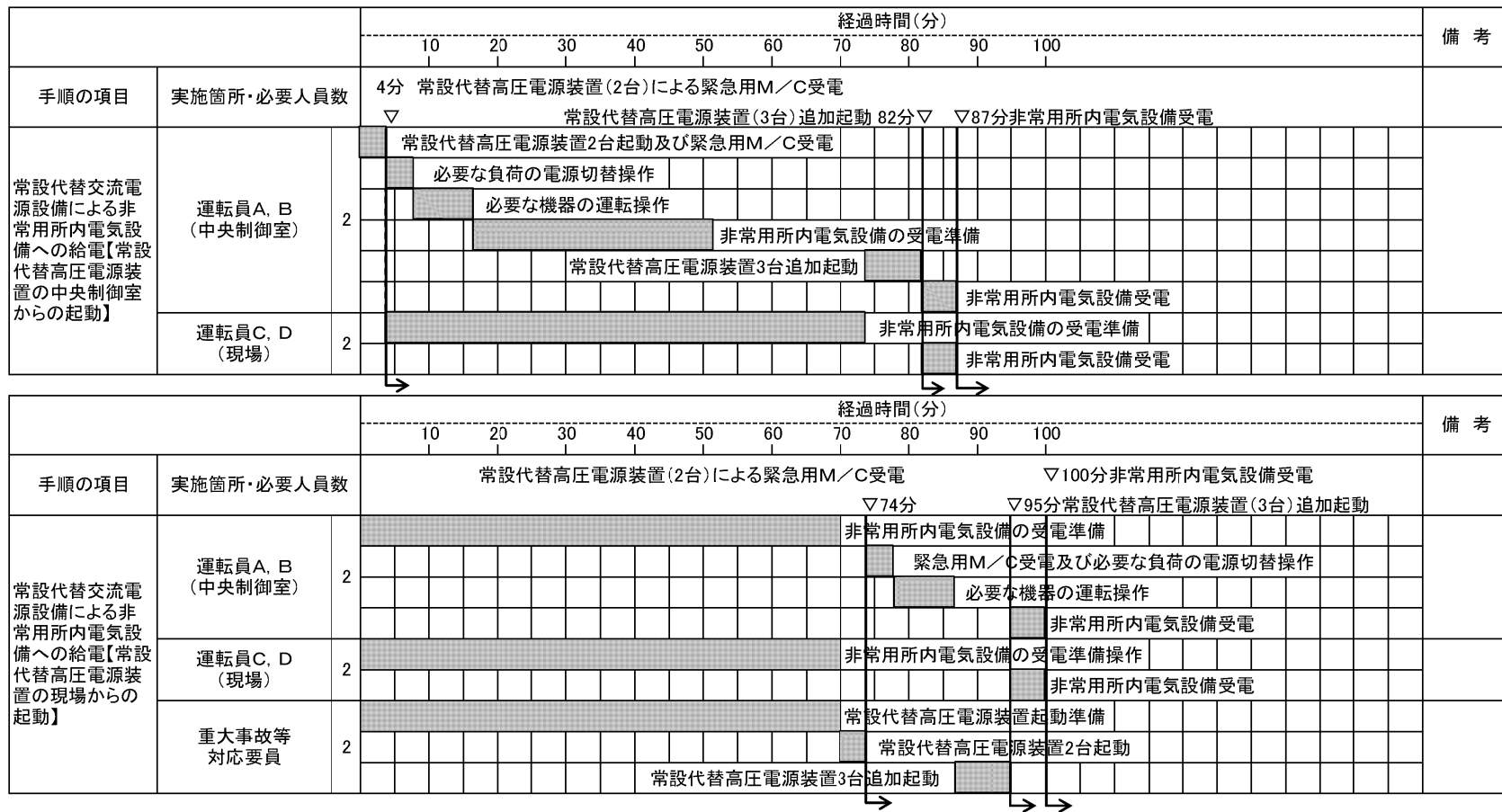


第 1.14.2.1-2 図 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備（C系）への給電 手順の概要図

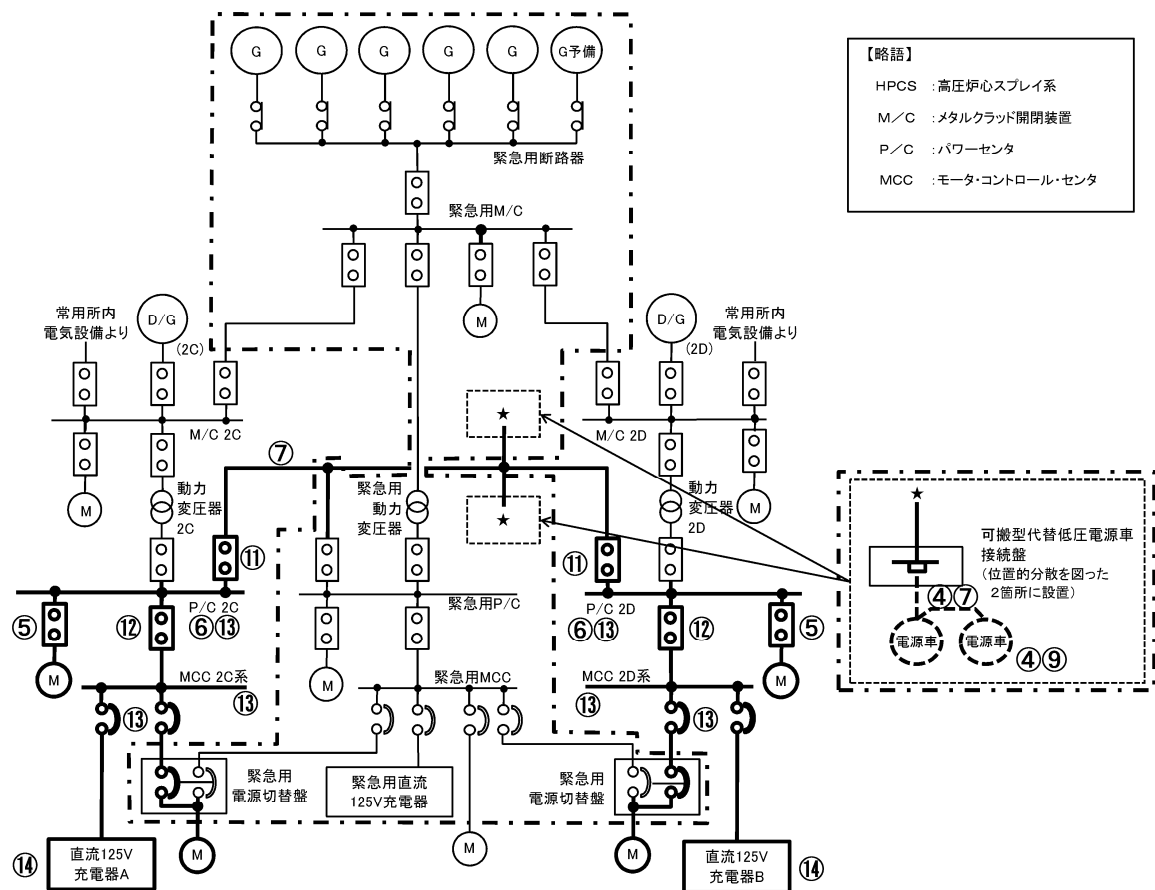


※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

第 1.14.2.1-3 図 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備（D系）への給電 手順の概要図



第 1.14.2.1-4 図 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電 タイムチャート

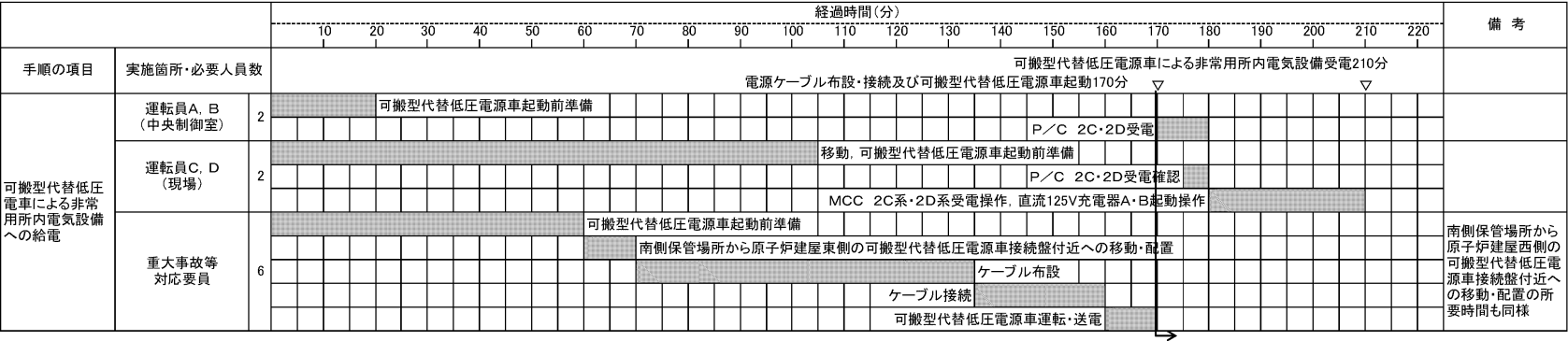


※:○数字は機器の操作又は確認を伴う手順番号を示す

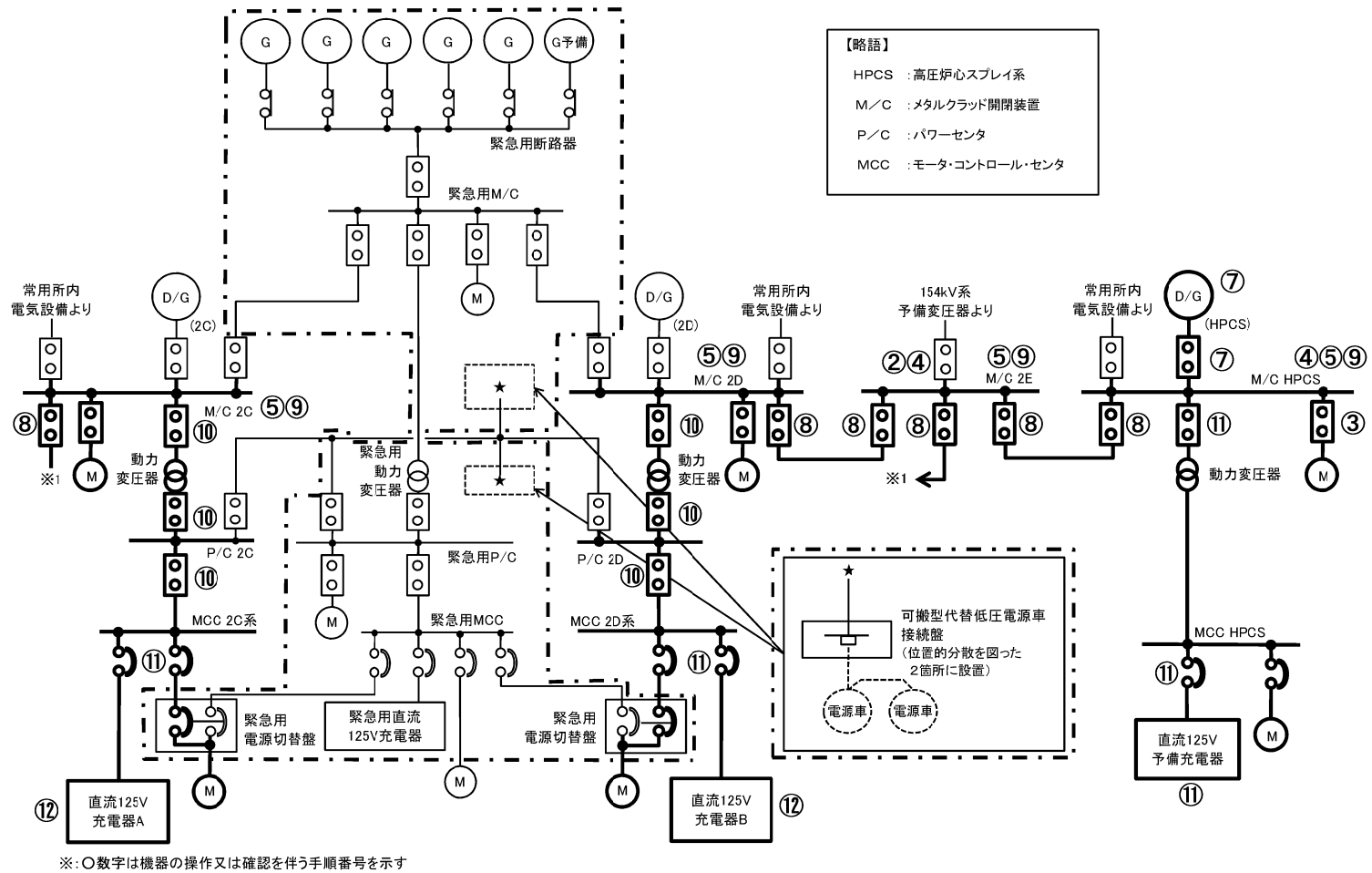


※本単線結線図は、今後の
検討結果により変更となる
可能性がある

第 1. 14. 2. 1-5 図 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備
への給電 手順の概要図

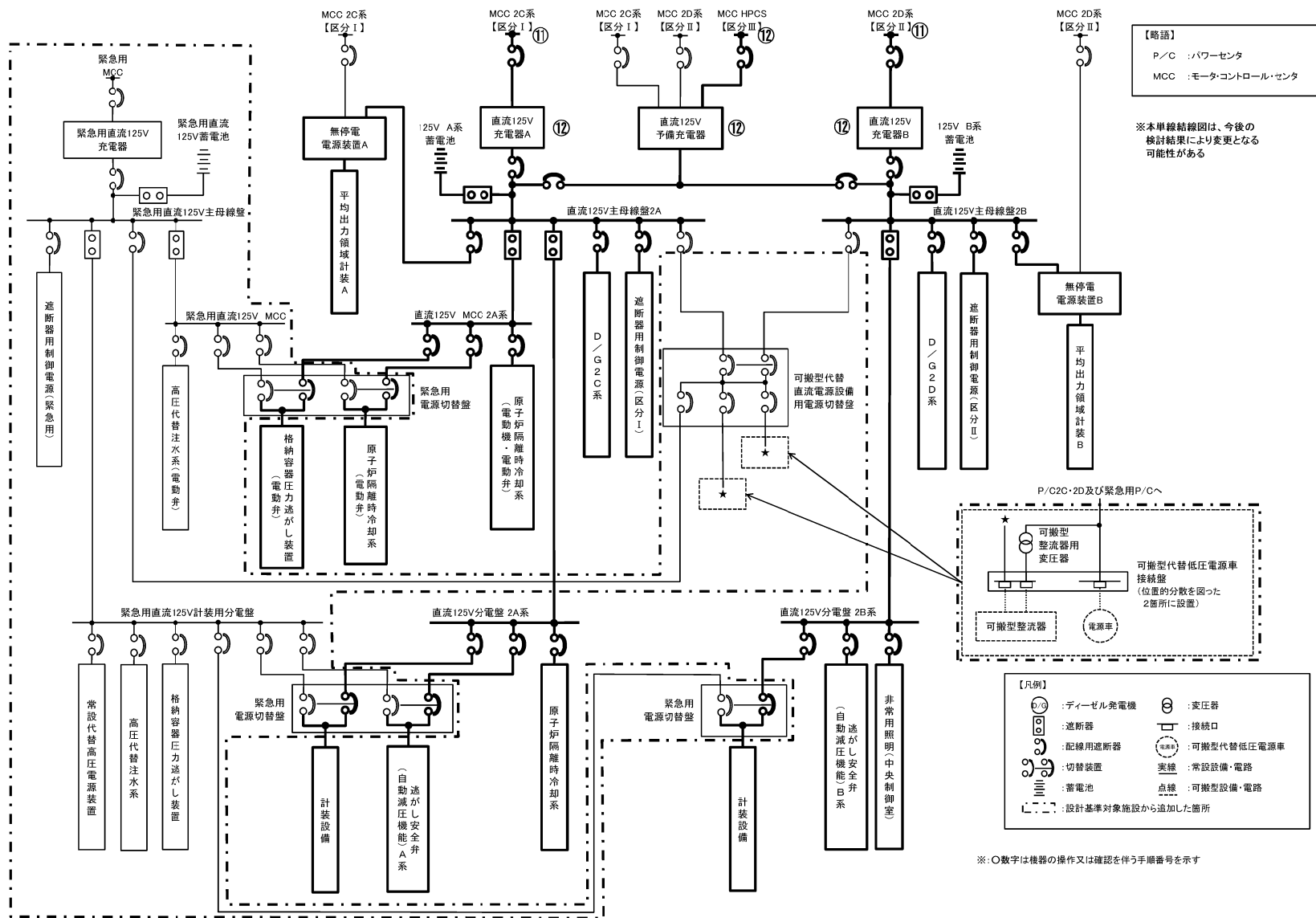


第 1. 14. 2. 1-6 図 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電 タイムチャート

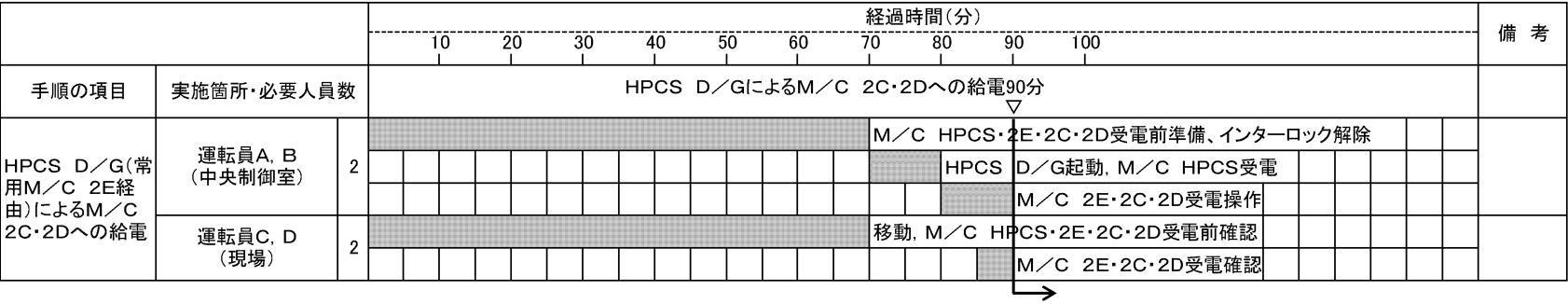


※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

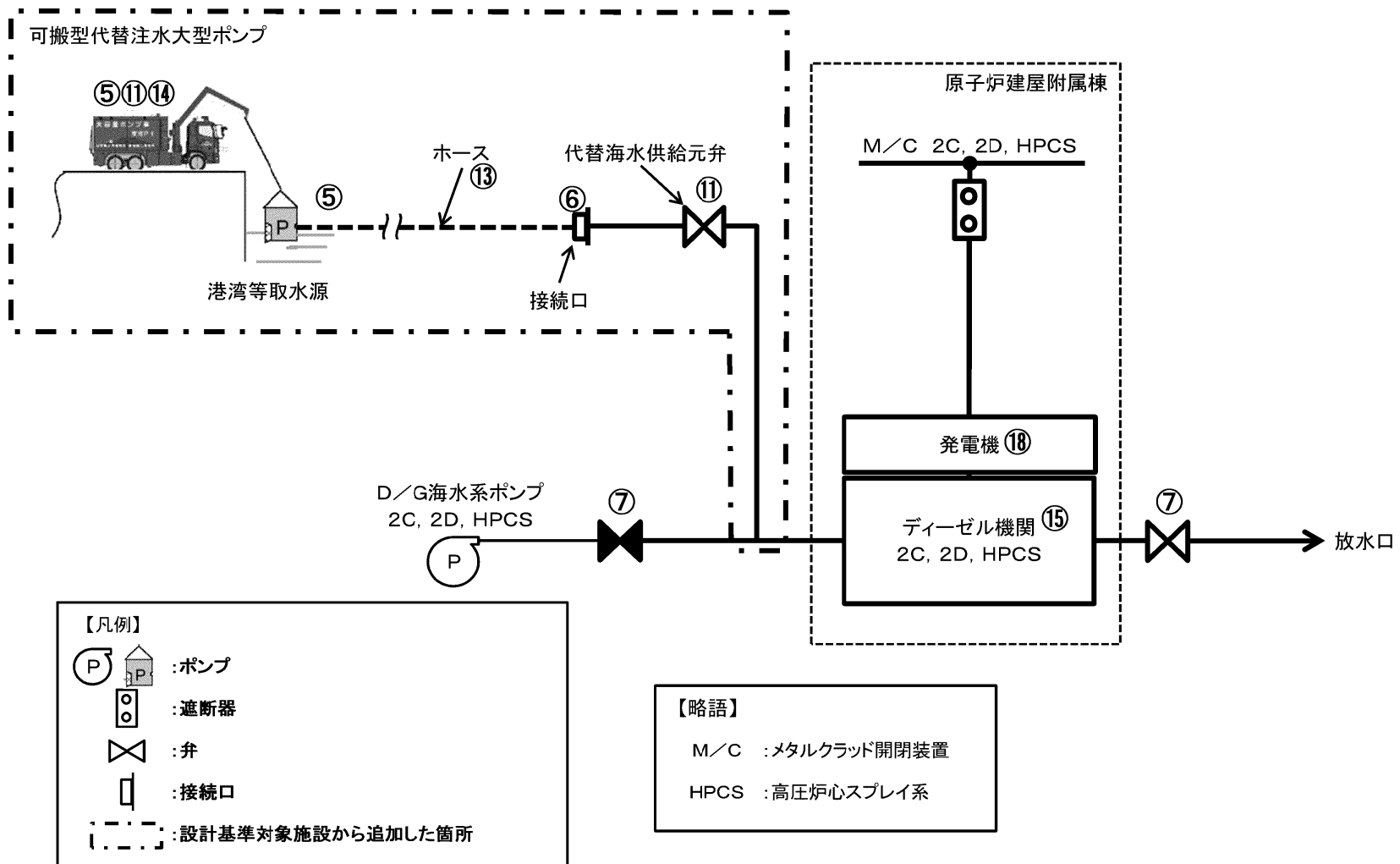
第 1.14.2.1-7 図 HPCS D/G (常用M/C 2E 経由) によるM/C 2C・2D への給電手順の概要図(1/2)



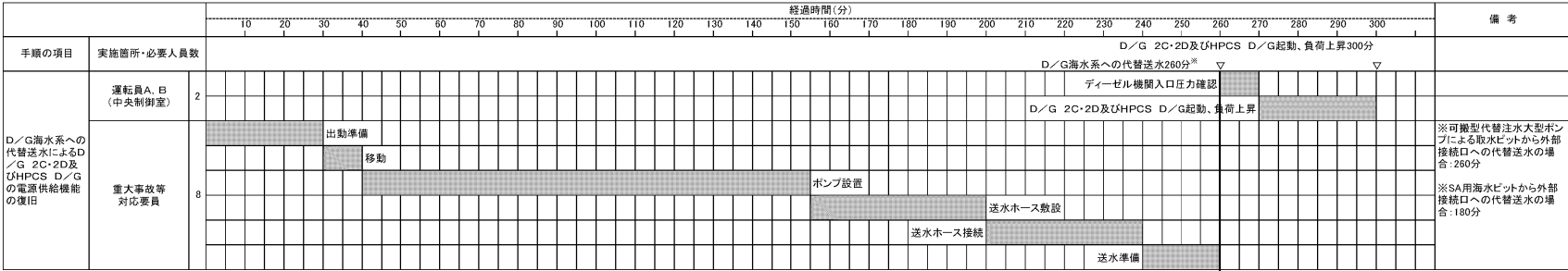
第 1.14.2.1-7 図 H P C S D / G (常用 M / C 2 E 経由) による M / C 2 C ・ 2 D への給電
手順の概要図 (2/2)



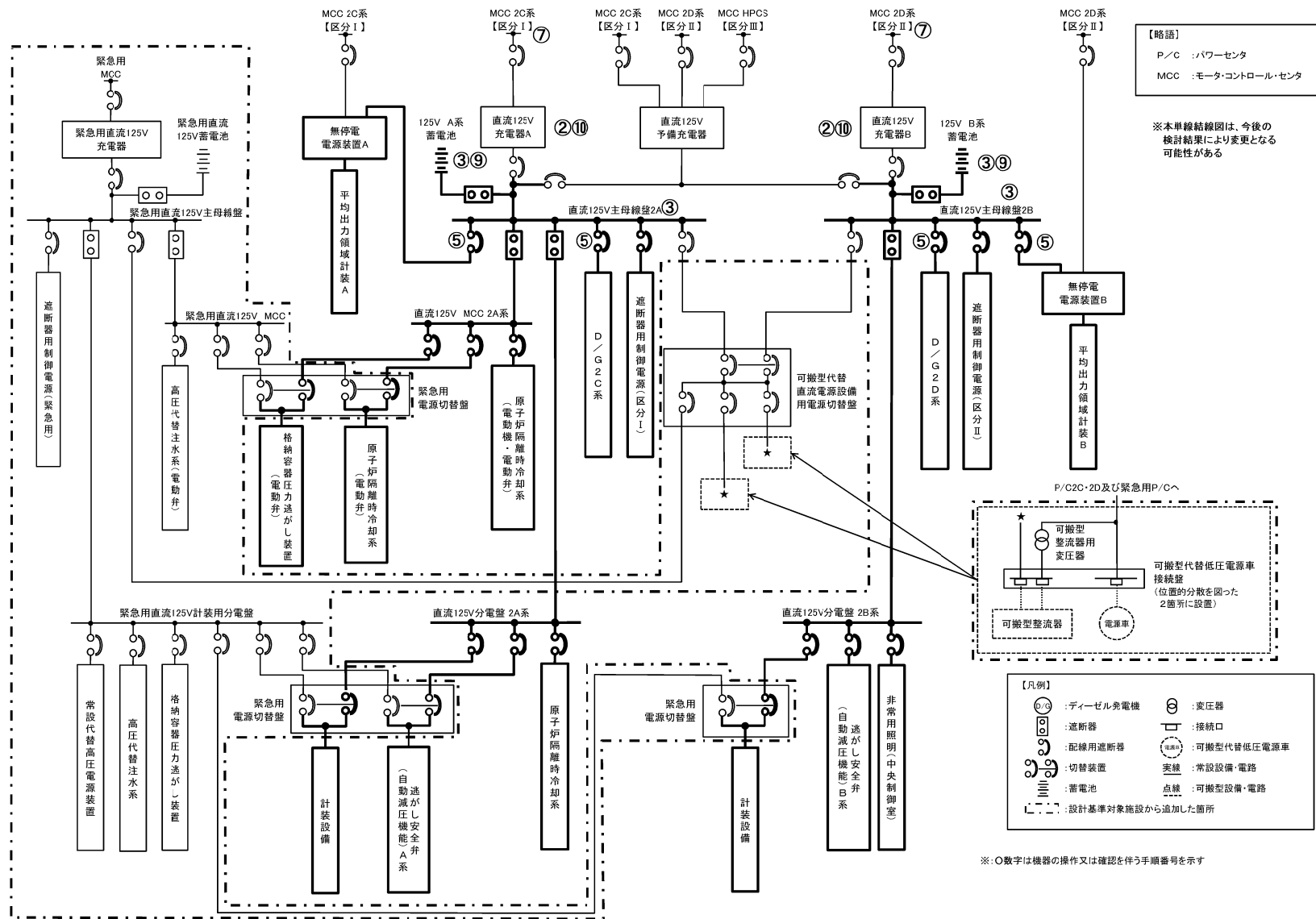
第 1.14.2.1-8 図 HPCS D/G（常用M/C 2E経由）によるM/C 2C・2Dへの給電
タイムチャート



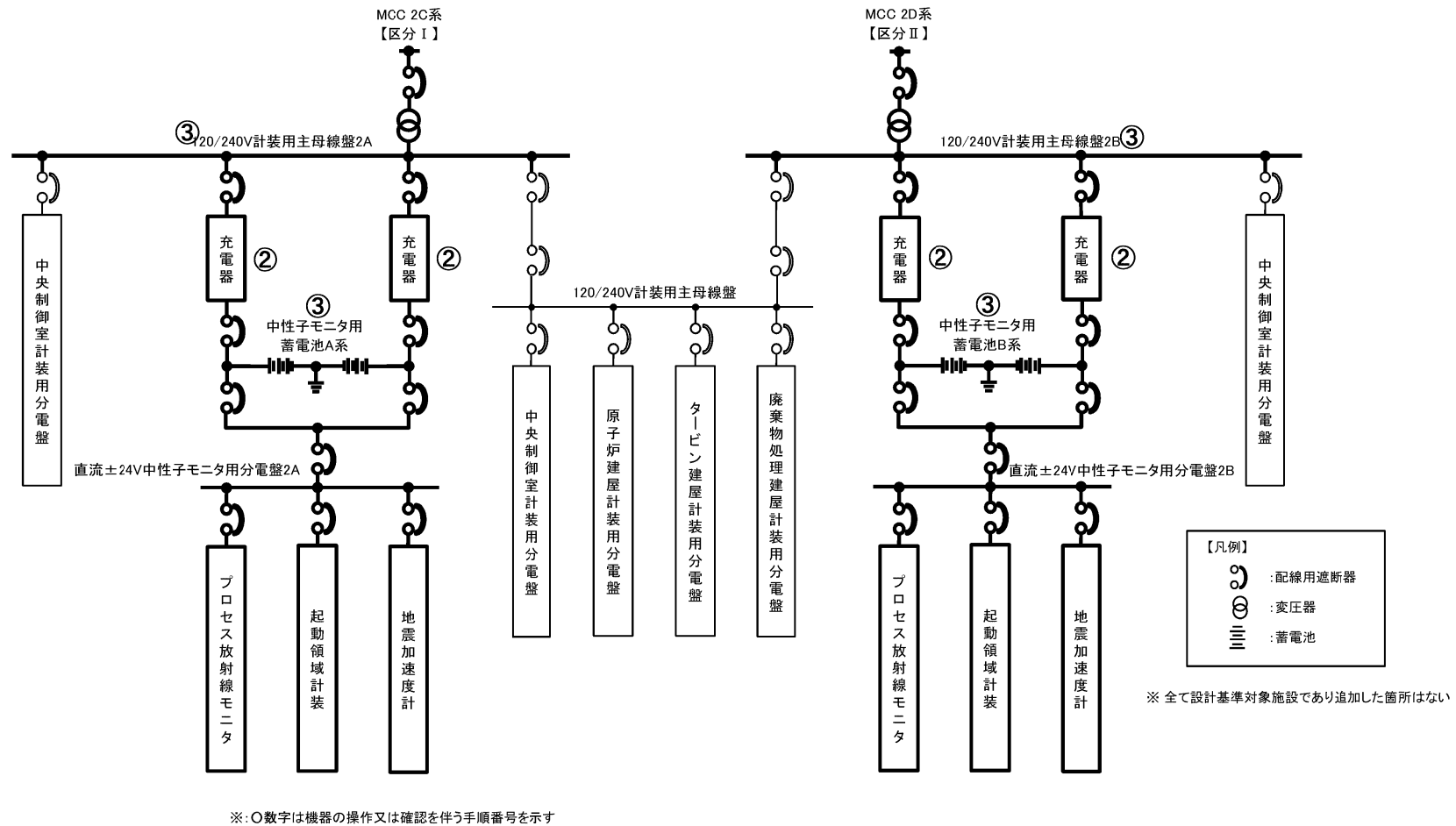
第 1.14.2.1-9 図 D/G 海水系への代替送水による D/G 2C・2D 及び HPCS D/G の電源供給機能の復旧手順の概要図



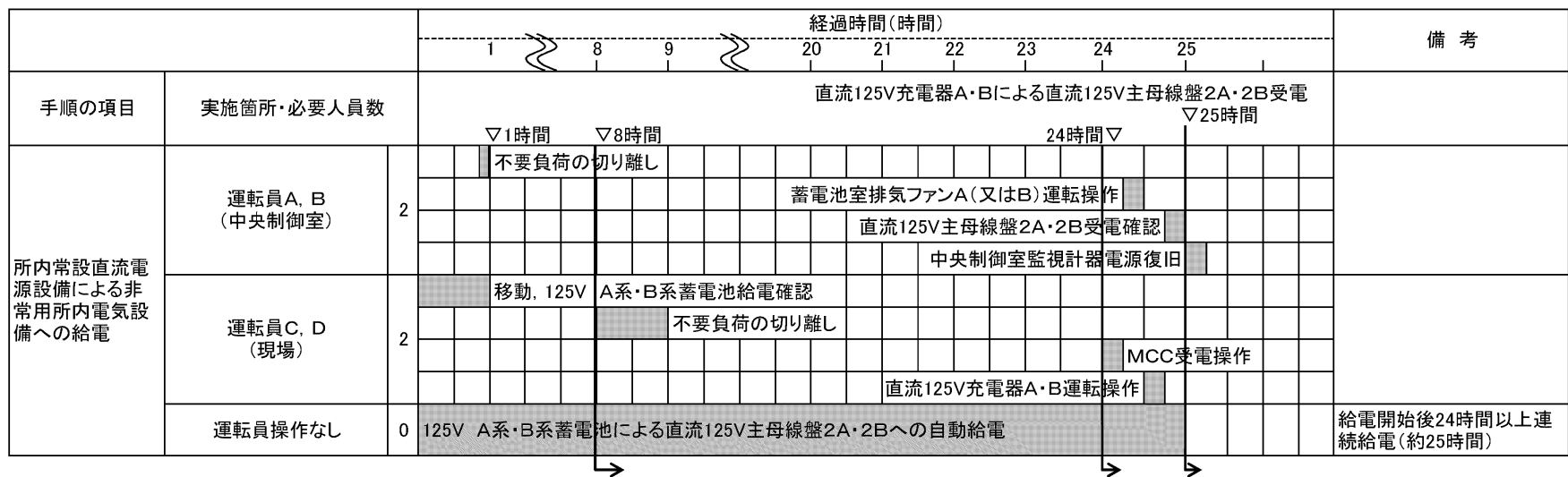
第 1.14.2.1-10 図 D/G海水系への代替送水によるD/G 2C・2D及びHPCS D/Gの電源供給機能の復旧 タイムチャート



第 1.14.2.2-1 図 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電 手順の概要図(1/2)

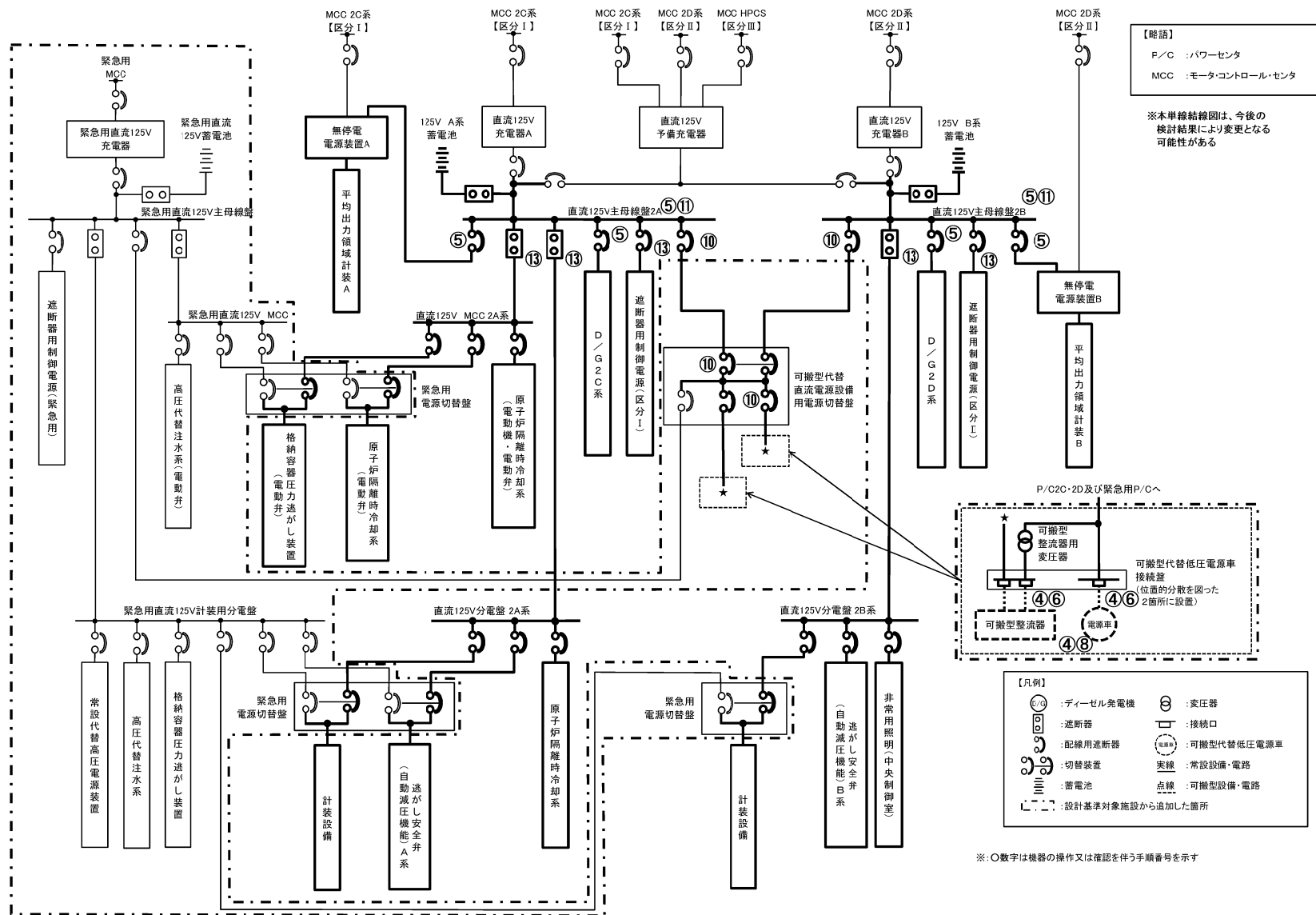


第 1.14.2.2-1 図 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電 手順の概要図 (2/2)

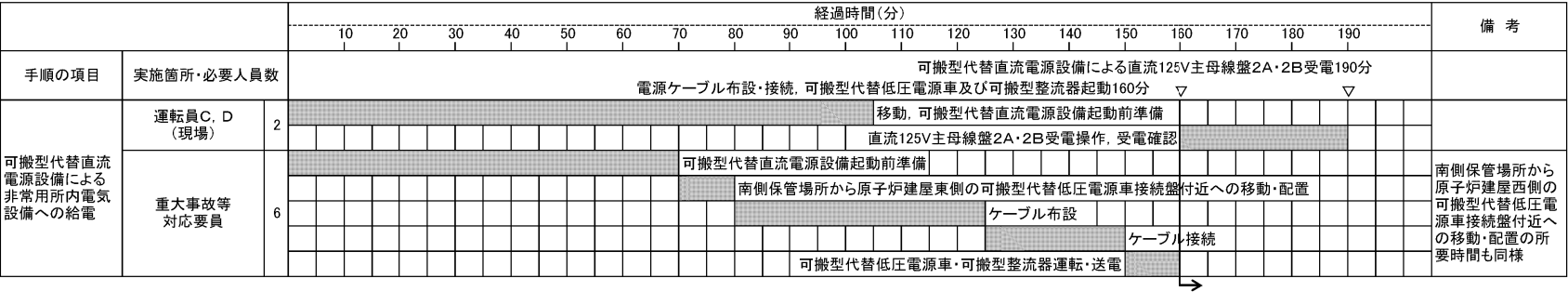


注: 所内常設直流電源設備(中性子モニタ用蓄電池2A・2B)による非常用所内電気設備(直流±24V中性子モニタ用分電盤2A・2B)への給電は運転員操作なし

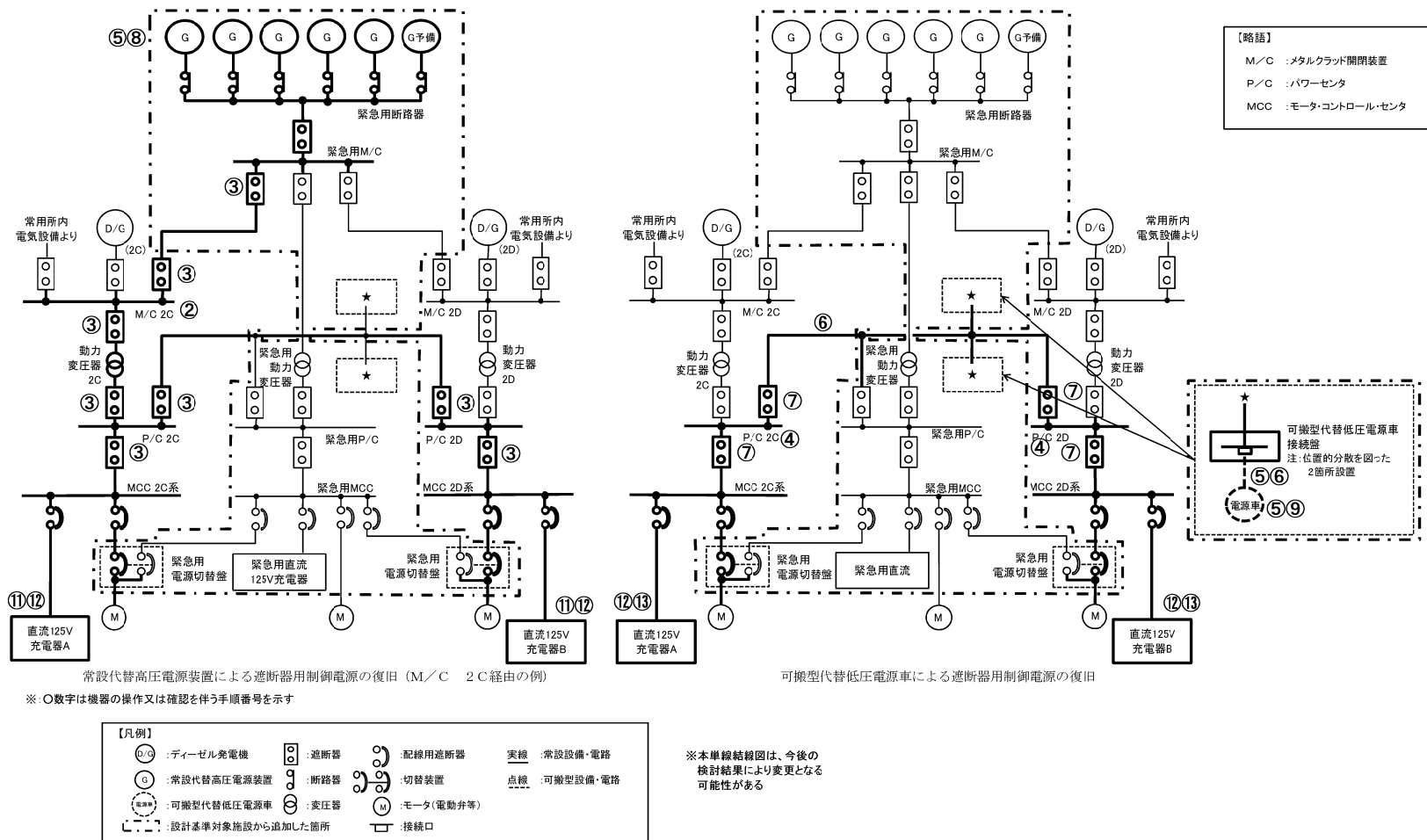
第 1.14.2.2-2 図 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電 タイムチャート



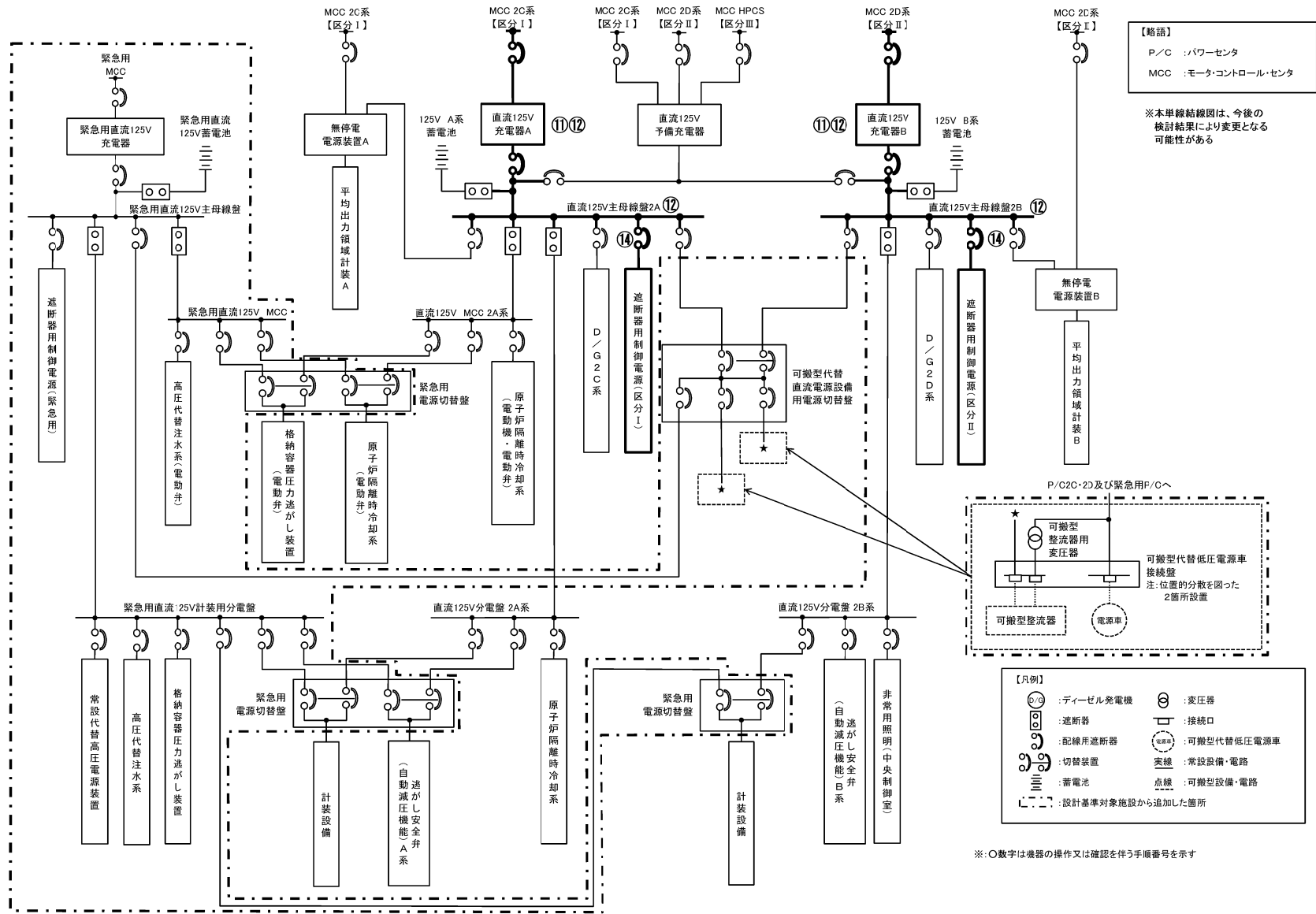
第 1.14.2.2-3 図 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電 手順の概要図



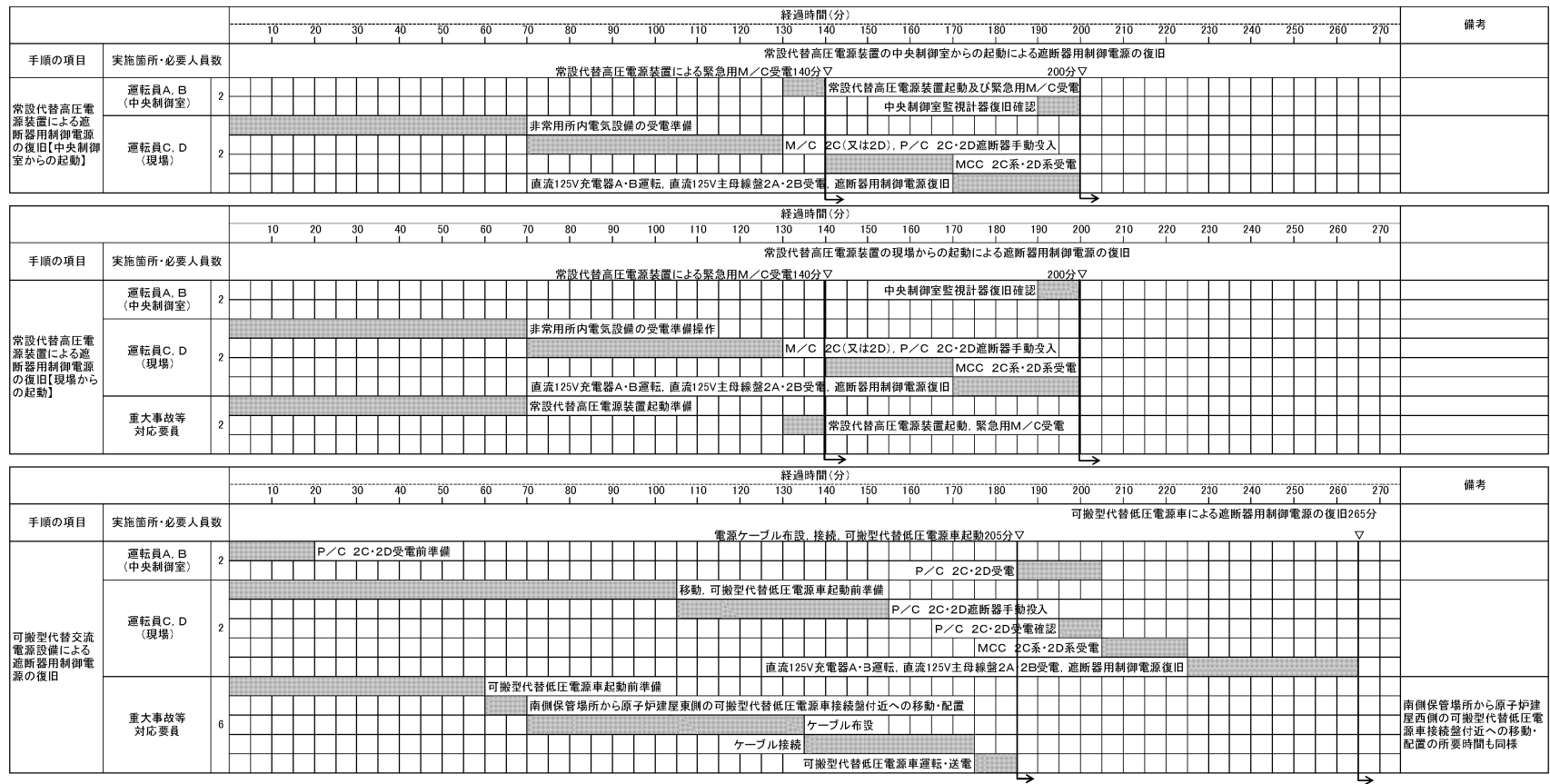
第 1.14.2.2-4 図 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電 タイムチャート



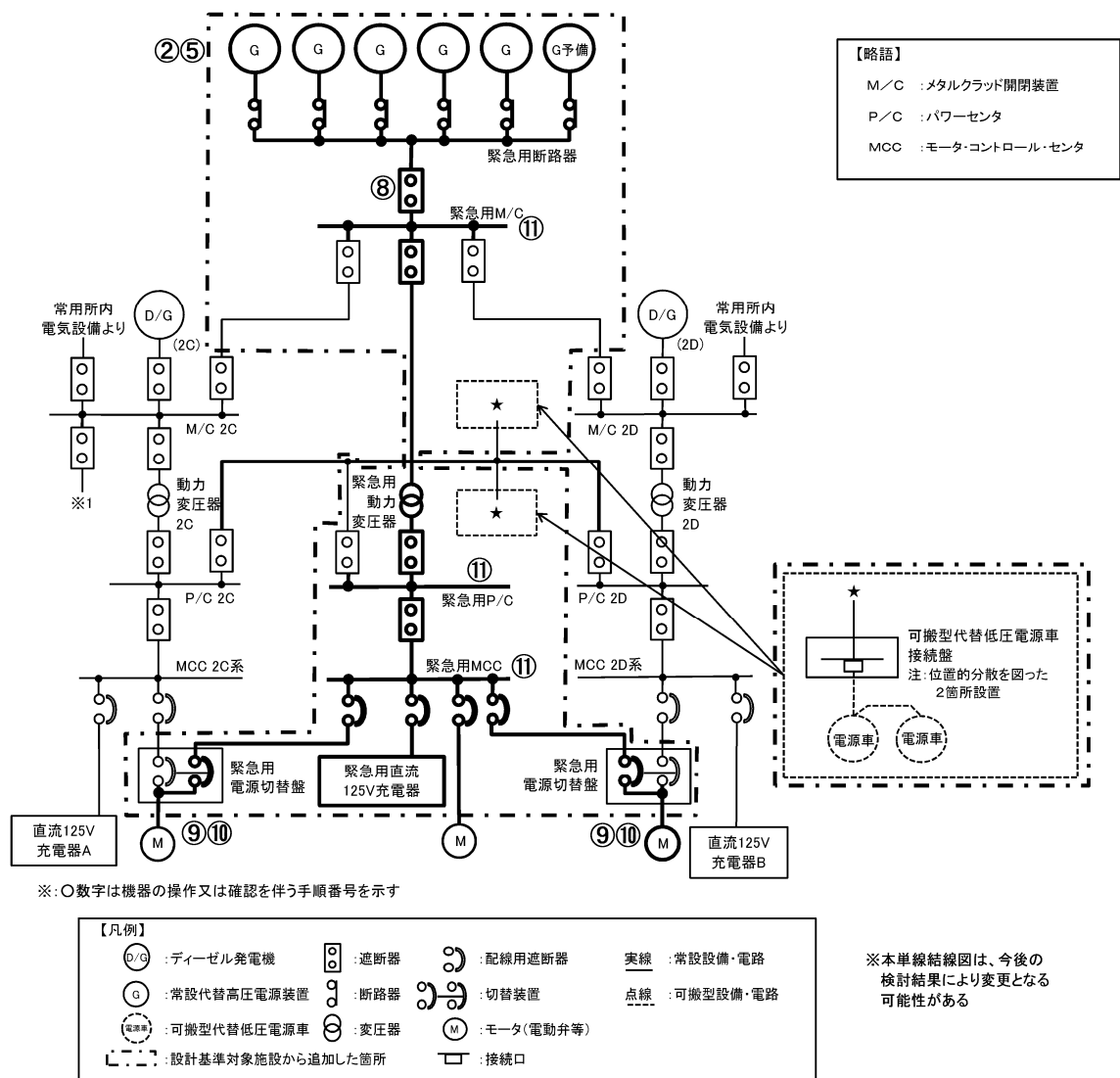
第 1. 14. 2. 2-5 図 常設直流電源機能喪失時の遮断器用制御電源の復旧 手順の概要図 (1/2)



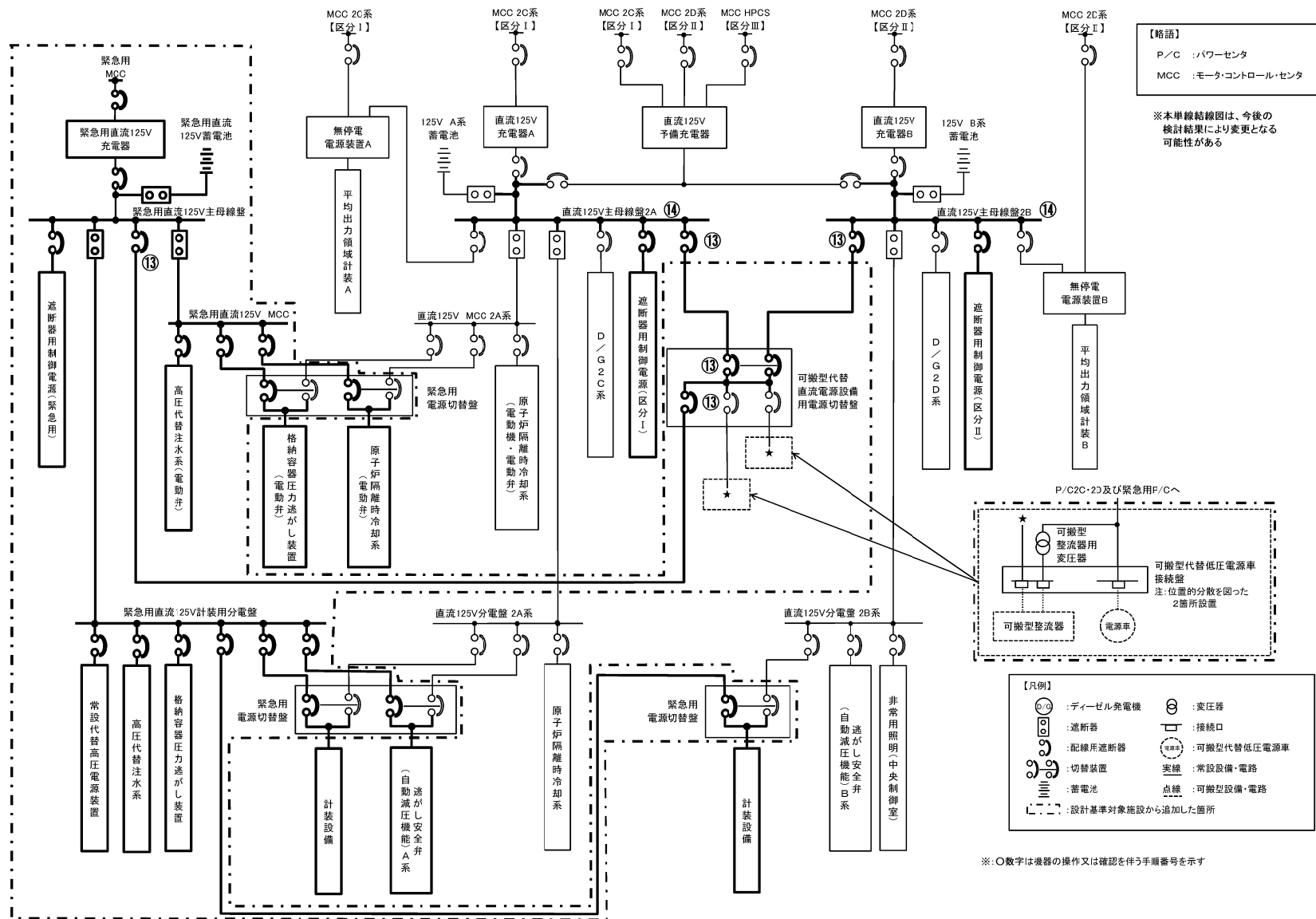
第 1.14.2.2-5 図 常設直流電源機能喪失時の遮断器用制御電源の復旧 手順の概要図 (2/2)



第 1.14.2.2-6 図 常設直流電源機能喪失時の遮断器用制御電源の復旧 タイムチャート

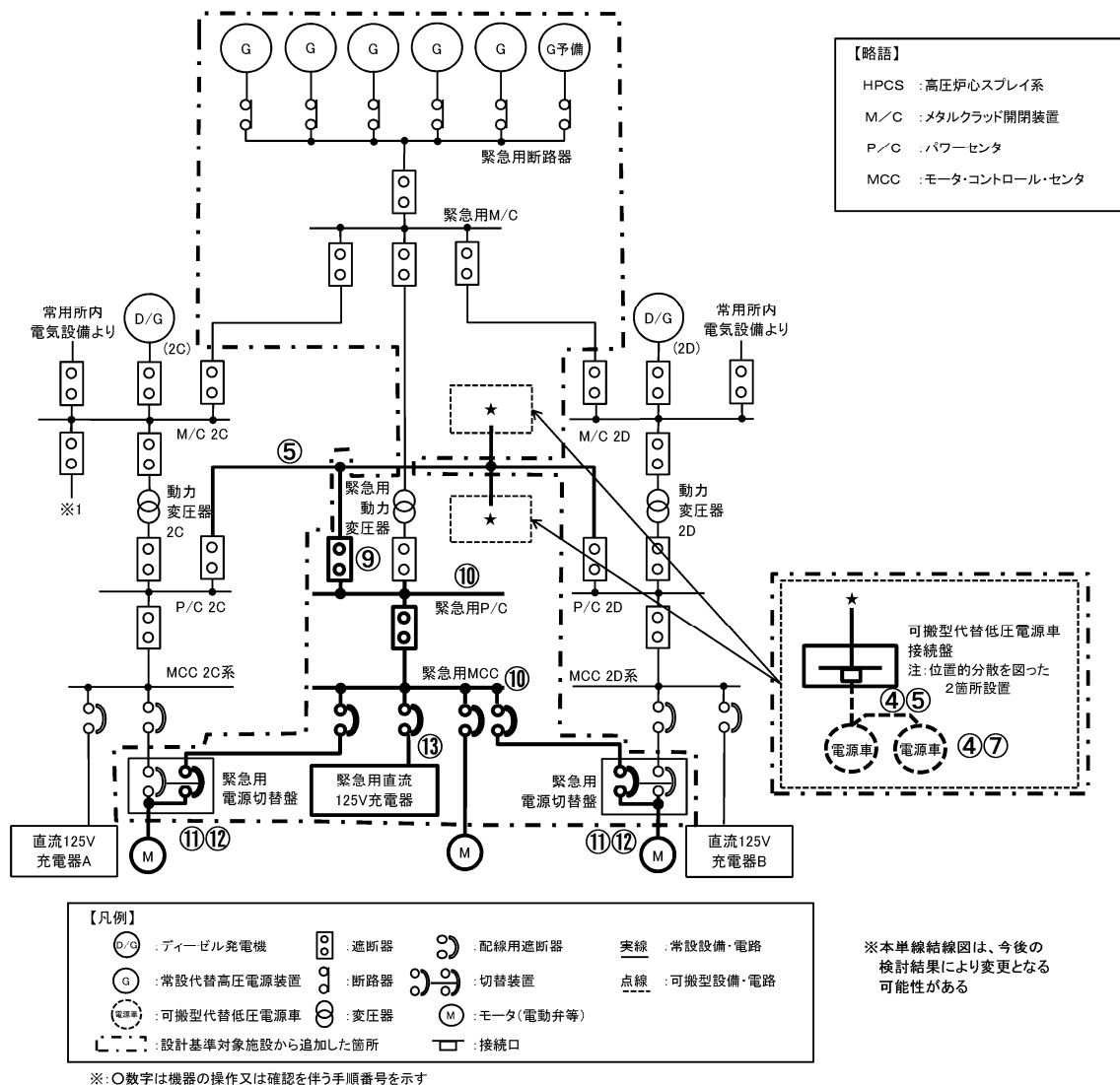


第 1. 14. 2. 3-1 図 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要図 (1/2)

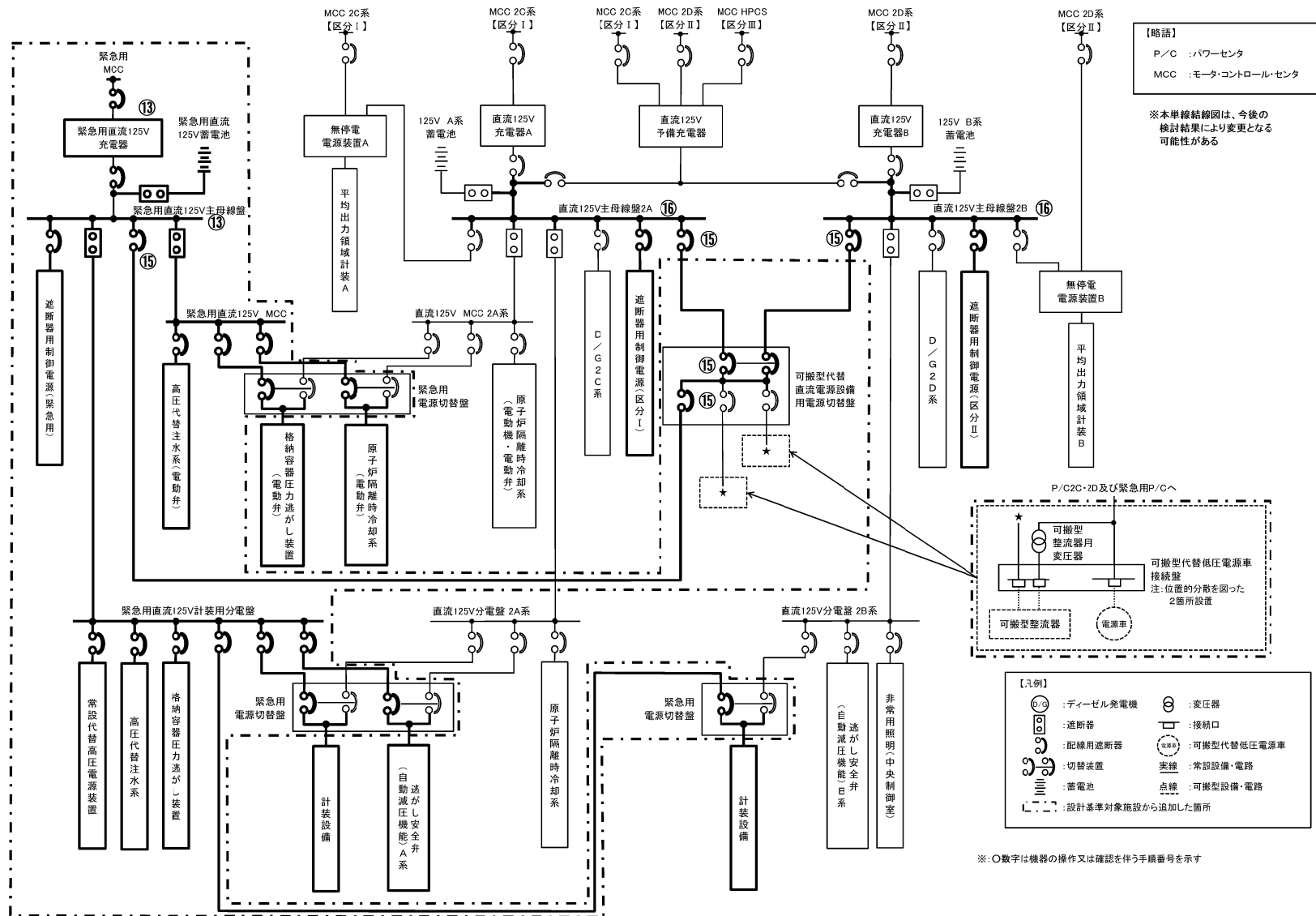


第 1.14.2.3-1 図 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電 手順の概要図 (2/2)

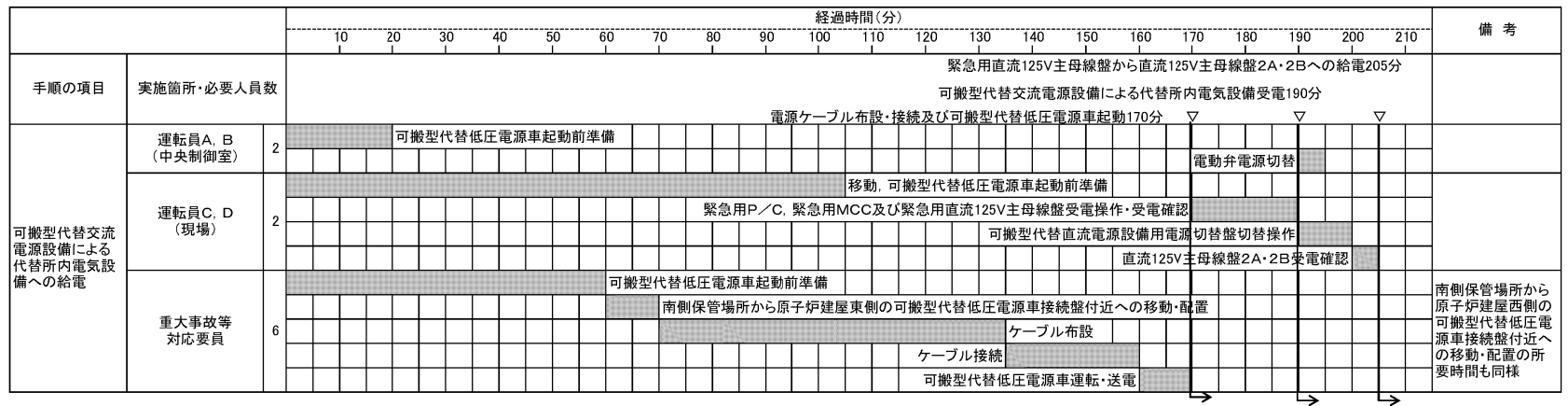
第 1.14.2.3-2 図 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電 タイムチャート



第 1. 14. 2. 3-3 図 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電手順の概要図(1/2)



第 1.14.2.3-4 図 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電 手順の概要図(2/2)

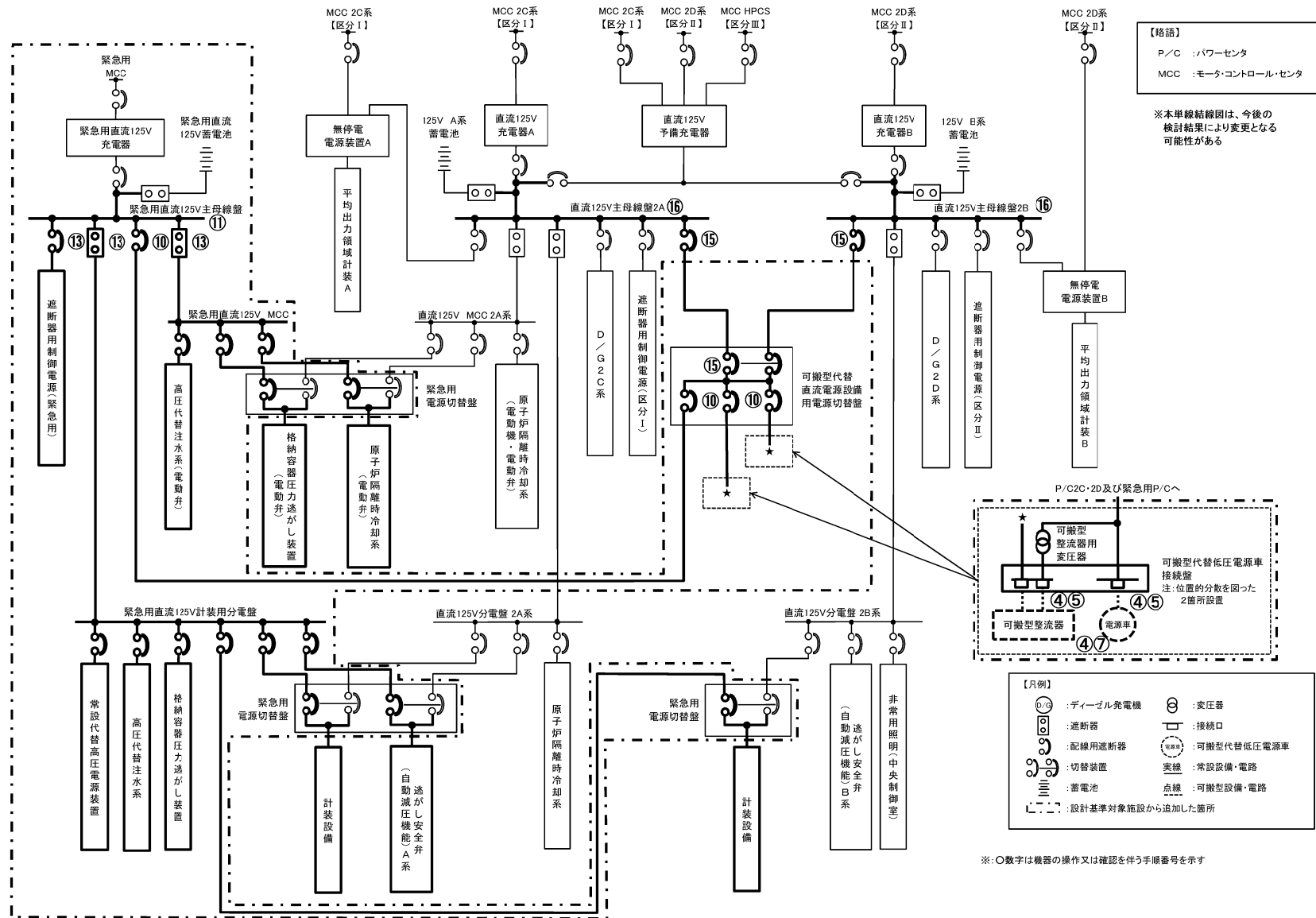


第 1. 14. 2. 3-4 図 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電 タイムチャート

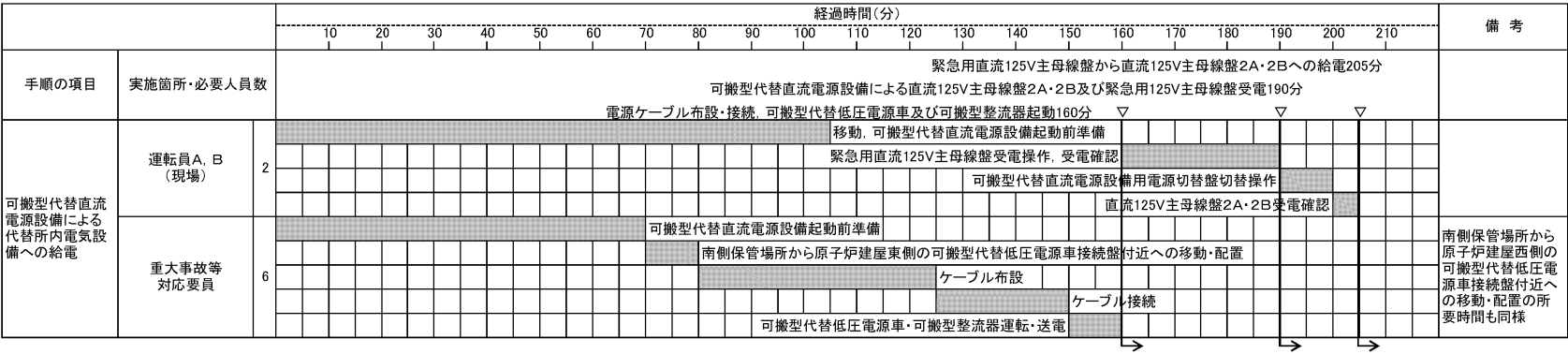
第 1.14.2.3-5 図 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電 手順の概要図

			経過時間(時間)[分]															備 考				
			1 [60]	2 [120]	3 [180]			20 [1200]	21 [1260]	22 [1320]	23 [1380]	24 [1440]	25 [1500]									
手順の項目	実施箇所・必要人員数	緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤2A・2Bへの給電 ▽2時間50分																				
常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	運転員A, B (中央制御室)	2							直流125V主母線盤2A・2B受電確認													
	運転員C, D (現場)	2							移動, 緊急用直流125V蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電確認													
									不要負荷の切離し													
									125V A系・B系蓄電池用遮断器開放操作													
								緊急用125V主母線盤から直流125V主母線盤2A・2Bへの給電														
	運転員操作なし	0	緊急用直流125V蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への自動給電																			給電開始後24時間以上連続給電(約25時間)

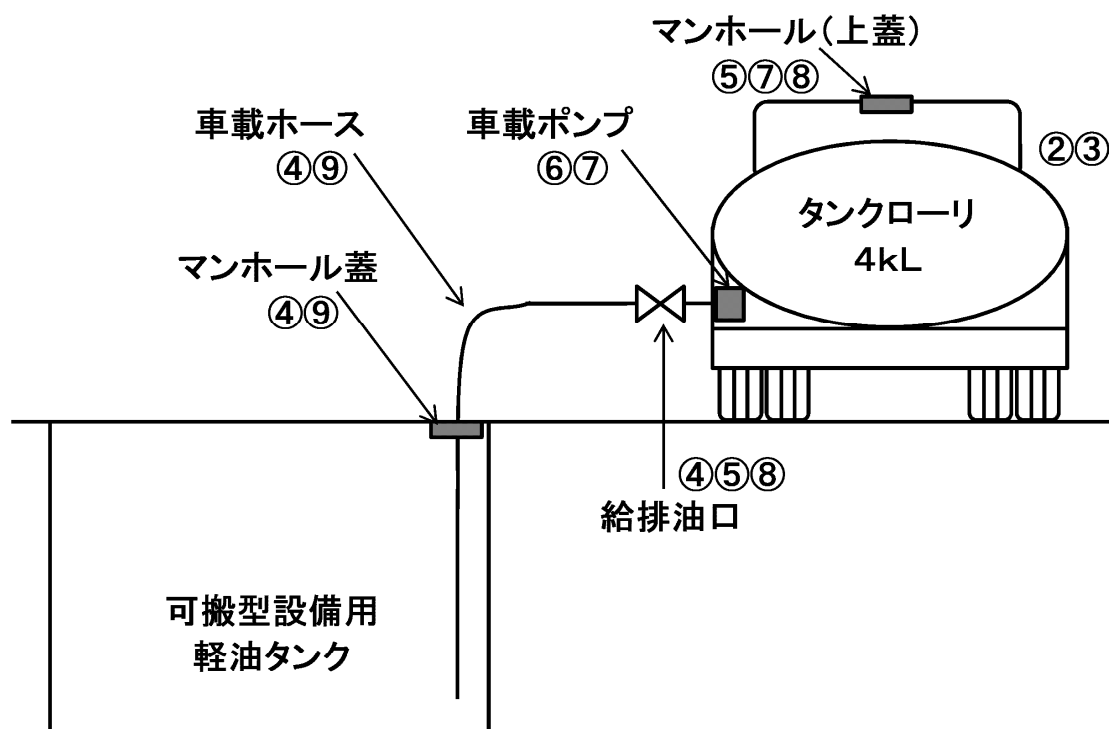
第 1. 14. 2. 3-6 図 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電 タイムチャート



第 1.14.2.3-7 図 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電 手順の概要図



第 1. 14. 2. 3-8 図 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電 タイムチャート



※:○数字は機器の操作又は確認を伴う手順番号を示す

第 1. 14. 2. 4-1 図 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給
手順の概要図

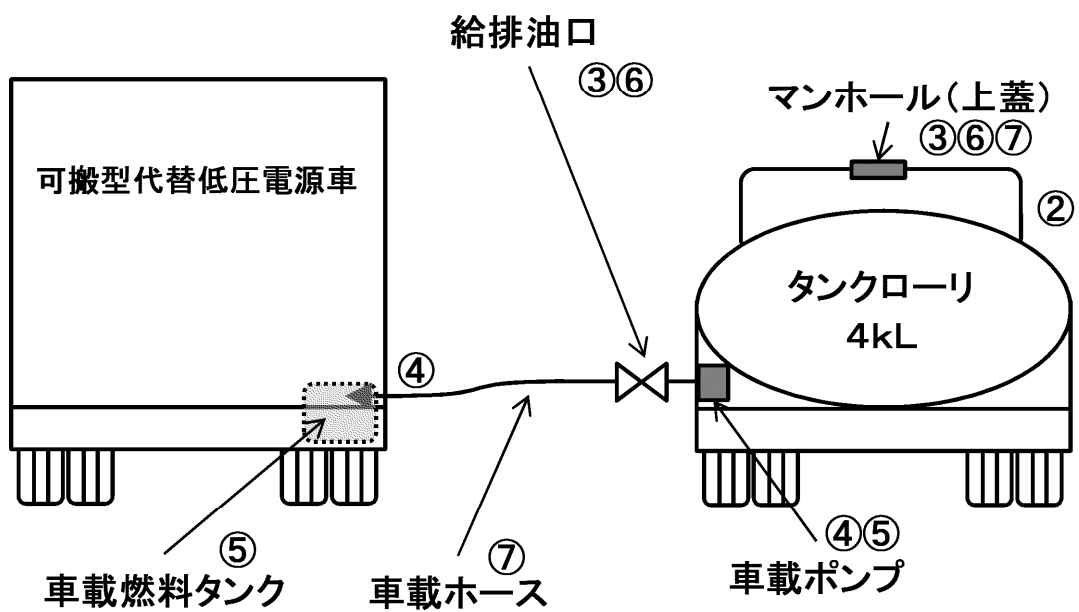
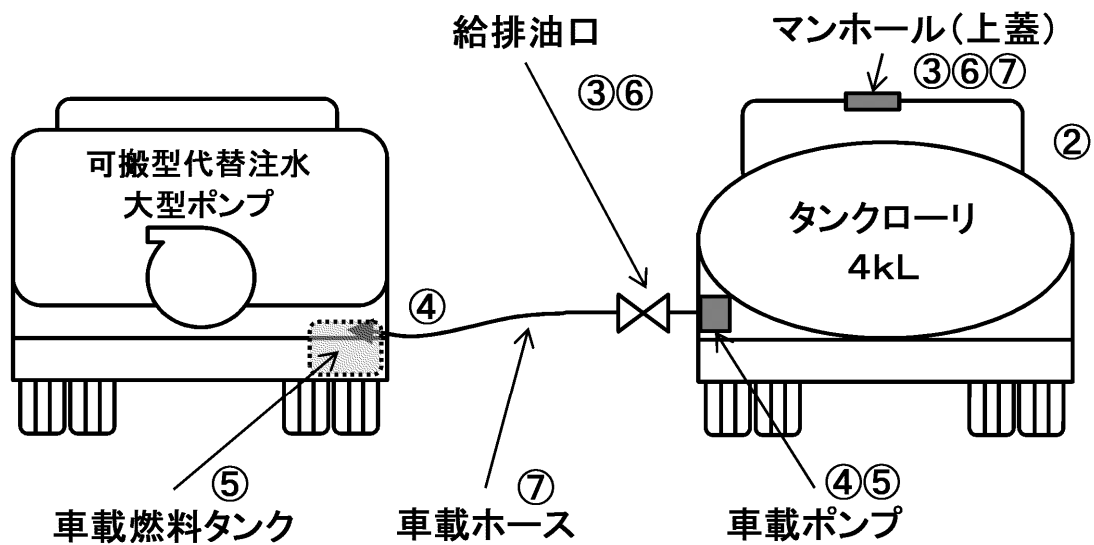
			経過時間(分)																		備 考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
			102030405060708090																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
手順の項目	実施箇所・必要人員数		可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給完了90分																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
可搬型設備用軽油タンク からタンクローリへの補給 (初回)	重大事故等 対応要員	2											出動準備(※1)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																

<参考>

可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへのくみ上げ速度:200L/min

タンクローリの容量:2kL×2 →10分+10分(タンク切替)+10分=30分

第 1.14.2.4-2 図 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給 タイムチャート



※:○数字は機器の操作又は確認を伴う手順番号を示す

第 1. 14. 2. 4-3 図 タンクローリから各機器への給油 手順の概要図

[illegible]

注:移動時間及び給油時間は、対象機器の配置場所及び燃料タンク容量により前後する。

原子炉建屋東側の可搬型代替低圧電源車接続盤近傍に配置されている可搬型代替低圧電源車(1台)へ給油する場合は、移動時間を6分、給油時間を3分、トータル約19分と想定する。

原子炉建屋西側の可搬型代替低圧電源車接続盤近傍に配置されている可搬型代替低圧電源車(1台)へ給油する場合は、移動時間を3分、給油時間を3分、トータル約16分と想定する。

SA用海水ピットに配置されている可搬型代替注水大型ポンプ(1台)へ給油する場合は、移動時間を5分、給油時間を8分、トータル約23分と想定する。

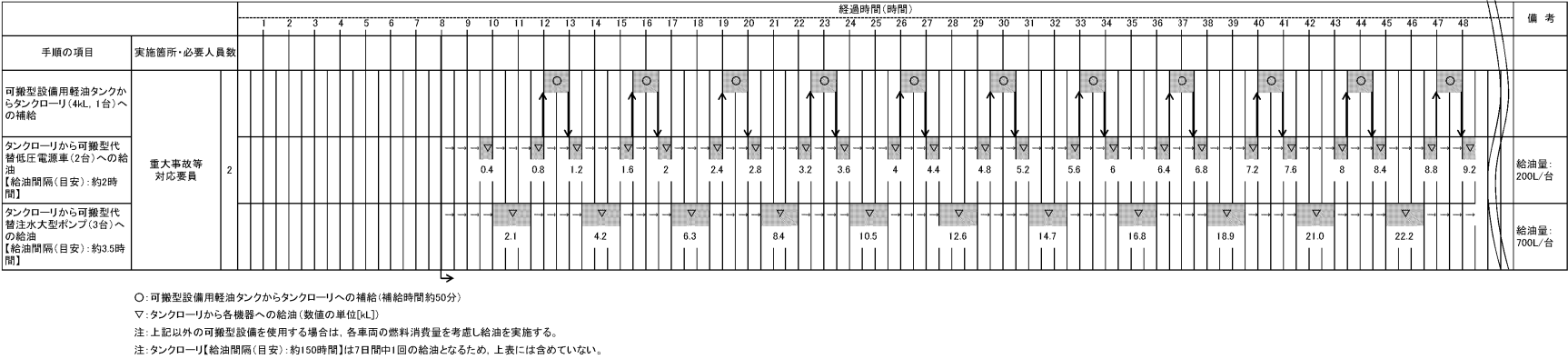
取水ピットに配置されている可搬型代替注水大型ポンプ(1台)へ給油する場合は、移動時間を5分、給油時間を8分、トータル約23分と想定する。

放水ピットに配置されている可搬型代替注水大型ポンプ(1台)へ給油する場合は、移動時間を5分、給油時間を8分、トータル約23分と想定する。

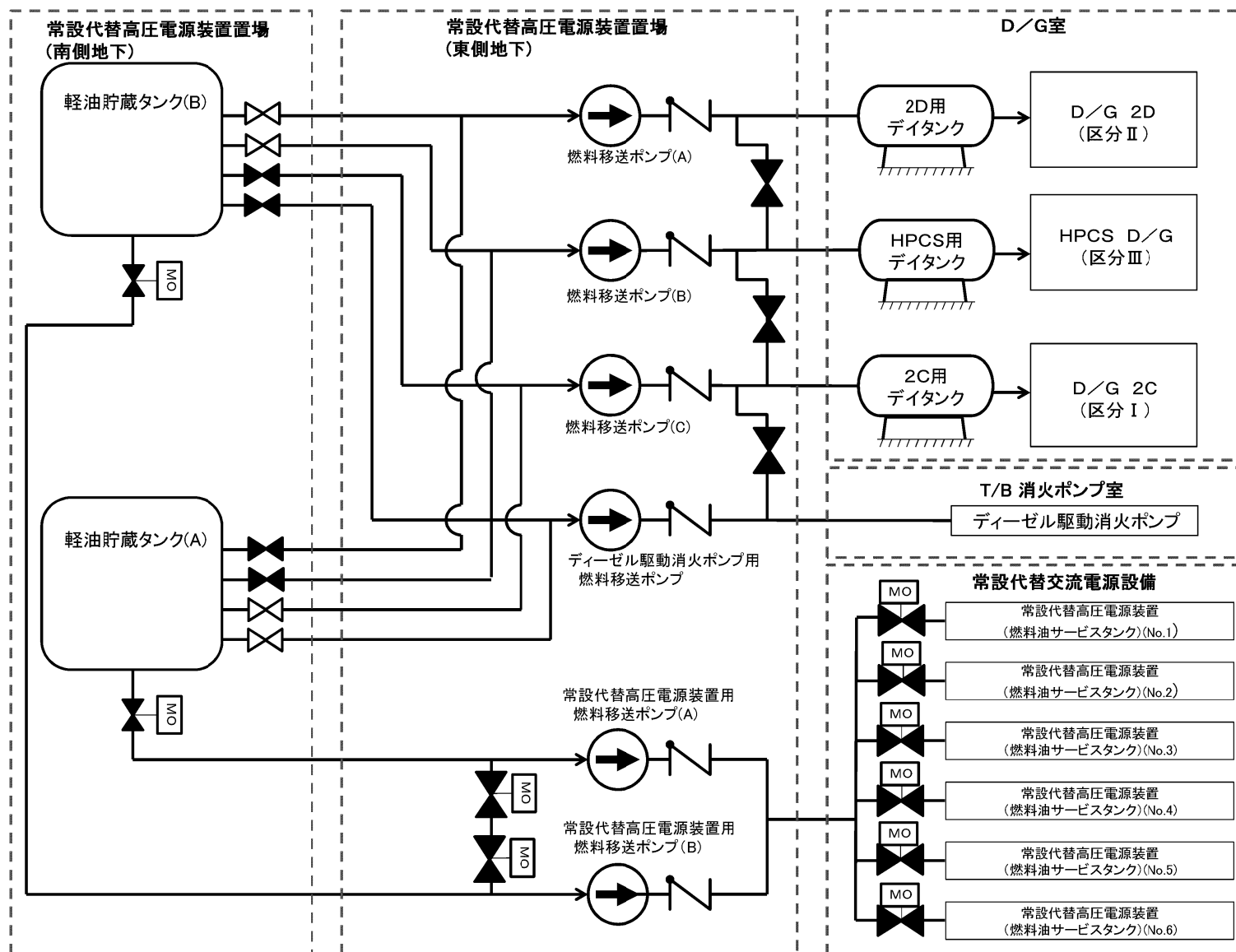
代替淡水貯槽に配置されている可搬型代替注水大型ポンプ(1台)へ給油する場合は、移動時間を3分、給油時間を8分、トータル約21分と想定する。

淡水貯水池に配置されている可搬型代替注水大型ポンプ(1台)へ給油する場合は、移動時間を6分、給油時間を8分、トータル約24分と想定する。

タンクローリ(1台)へ給油する場合は、移動時間は不要とし、給油時間を約1分と想定する。



第 1. 14. 2. 4-5 図 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリ，タンクローリから各機器への給油 7 日間サイクル
タイムチャート
(二日分の記載。内訳については各タイムチャートの軽油補給，燃料給油時間参照)



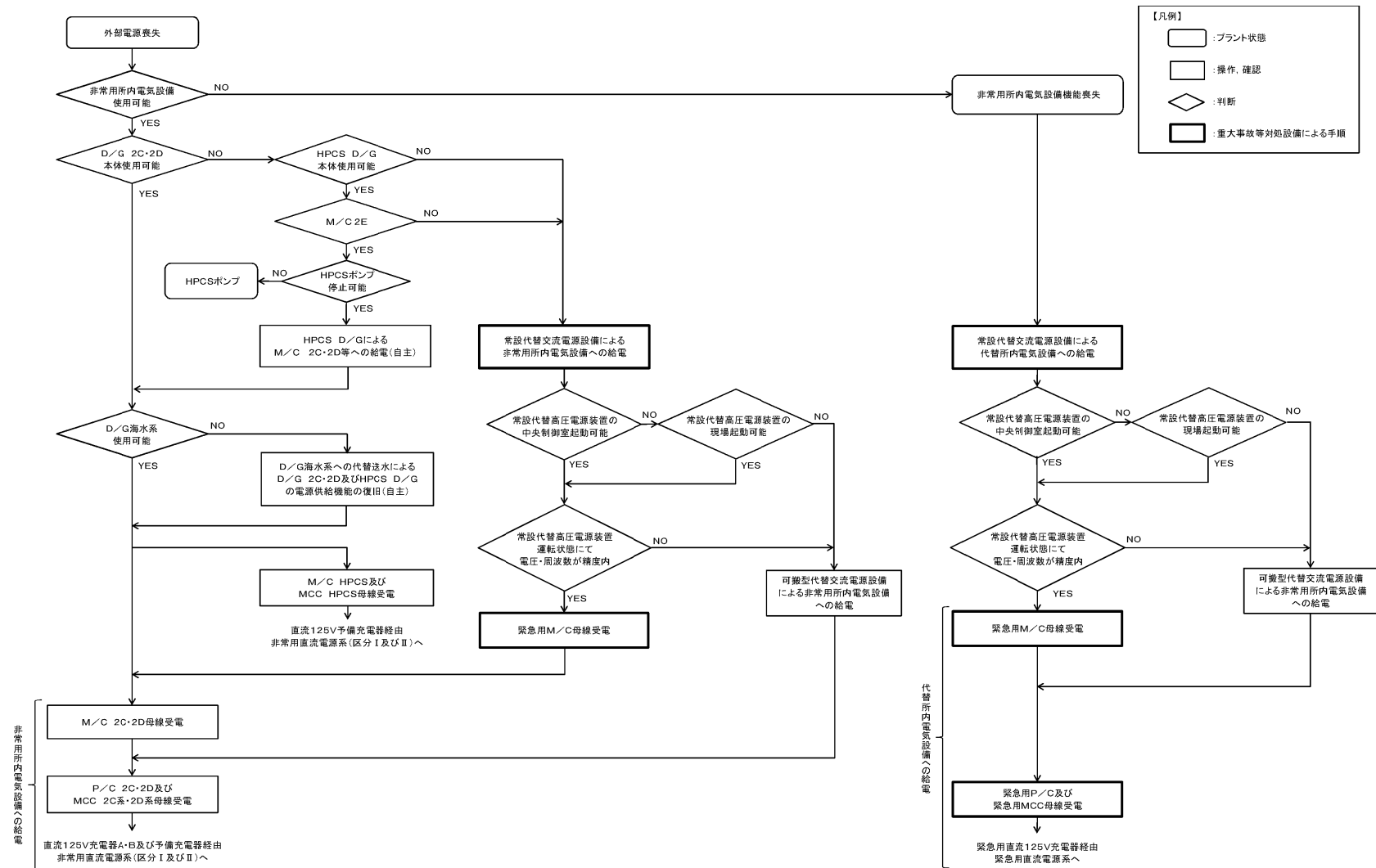
第 1.14.2.4-6 図 燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油 概略系統図

			経過時間(分)																		備 考		
			<div><div>10</div><div>20</div><div>30</div><div>40</div><div>50</div><div>60</div><div>70</div><div>80</div><div>90</div><div></div><div></div><div></div><div></div><div></div><div></div><div></div></div>																				
手順の項目	実施箇所・必要人員数		▽ 燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油15分																				
燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油	重大事故等 対応要員	2			移動																		
					燃料補給設備による自動給油状態確認																		



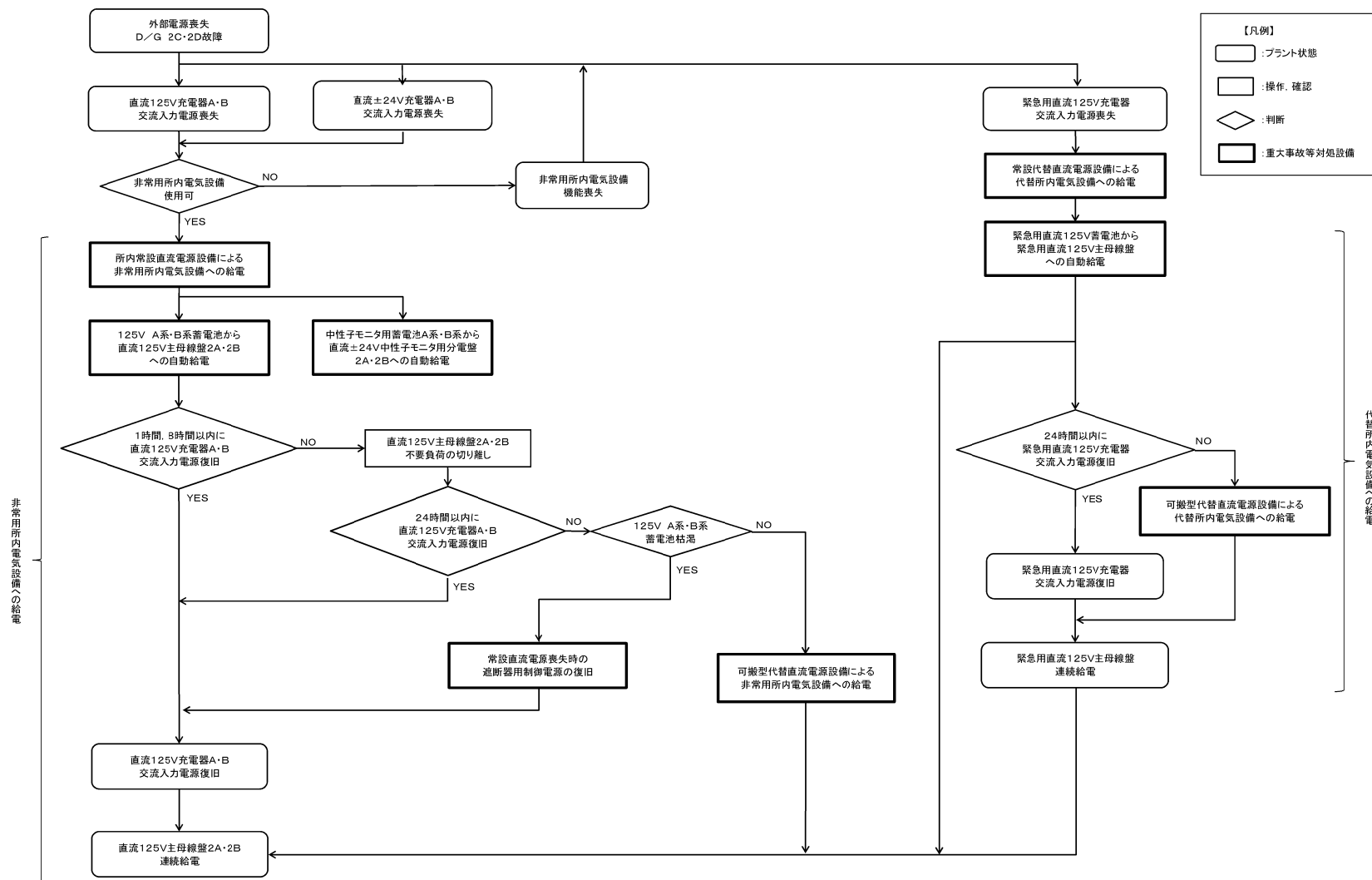
第 1.14.2.4-7 図 燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油 タイムチャート

(1) 交流動力電源喪失時



第 1. 14. 2. 5-1 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート(1/2)

(2) 直流動力電源喪失時



第 1.14.2.5-1 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート (2/2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/3)

技術的能力審査基準 (1. 14)	番号	設置許可基準規則 (57 条)	技術基準規則 (72 条)	番号
<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉設置者において，電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体（以下，「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等が適切に整備されているか，又は整備される方針が適切に示されること。</p>	①	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には，第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体（以下，「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には，第四十五条第一項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を施設しなければならない。</p>	⑤
<p>【解釈】</p> <p>1 「電力を確保するために必要な手順等」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) 炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保</p> <p>a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において，代替電源により，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 代替電源設備を設けること。</p> <p>i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p> <p>ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。</p> <p>iii) 設計基準事故対処設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図ること。</p>	<p>a) 代替電源設備を設けること。</p> <p>i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p> <p>ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。</p> <p>iii) 設計基準事故対処設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図ること。</p>	⑥ ⑦ ⑧
<p>b) 所内直流電源設備から給電されている24時間以内に，十分な余裕を持って可搬型代替電源設備に繋ぎ込み，給電を開始できること。</p>	③	<p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は，負荷切り離しを行わずに8時間，電気の供給が可能であること。ただし，「負荷切り離しを行わずに」には，原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後，必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり，電気の供給を行うことが可能であること。</p>	<p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は，負荷切り離しを行わずに8時間，電気の供給が可能であること。ただし，「負荷切り離しを行わずに」には，原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後，必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり，電気の供給を行うことが可能であること。</p>	⑨
<p>c) 複数号機設置されている工場等では，号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また，常設したケーブル等が利用できない状況に備え，予備のケーブル等を用意すること。</p>	—	<p>c) 24時間にわたり，重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p>	<p>c) 24時間にわたり，重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p>	⑩
<p>d) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)，パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等）は，共通要因で機能を失うことなく，少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>	④	<p>d) 複数号機設置されている工場等では，号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し，手動で接続できること。</p>	<p>d) 複数号機設置されている工場等では，号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し，手動で接続できること。</p>	—
		<p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)，パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等）は，代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく，少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>	<p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)，パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等）は，代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく，少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>	⑪
		<p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは，以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。</p> <p>a) 更なる信頼性を向上するため，負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間，その後，必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり，重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。</p>	<p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは，以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。</p> <p>a) 更なる信頼性を向上するため，負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間，その後，必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり，重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。</p>	—

審査基準、基準規則と対処設備との対応表 (2/3)

：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
常設代替交流電源設備による 非常用所内電気設備への給電	常設代替高圧電源装置	新設	① ② ⑤ ⑦	—	—	—	—	—	—
	軽油貯蔵タンク	新設							
	常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	新設							
	緊急用M/C	既設							
可搬型代替交流電源設備による 非常用所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車	新設	① ② ③ ⑤ ⑥	—	—	—	—	—	—
	可搬型設備用軽油タンク	新設							
	タンクローリ	新設							
M/C (M/C 2E経由)による HPCS D/G への給電	—	—	—	M/C (M/C 2E経由)による HPCS D/G への給電	HPCS D/G	常設	90 分	4 人	自主対策 とする理 由は本文 参照
					M/C HPCS	常設			
					M/C 2E	常設			
D/G D/G 2C 2D及びHPCS の電源供給機能の復旧 D/G	—	—	—	D/G D/G 2C 2D及びHPCS の電源供給機能の復旧 D/G	D/G 2C	可搬	180 分	12 人	自主対策 とする理 由は本文 参照
					D/G 2D	可搬			
					HPCS D/G	常設			
					D/G 2C海水系配管・弁	常設			
					D/G 2D海水系配管・弁	常設			
					HPCS D/G海水系配管・弁	常設			
					可搬型代替注水大型ポンプ	常設			
					ホース	常設			
所内常設直流電源設備による 非常用所内電気設備への 給電	直流 125V A系蓄電池	既設	① ② ⑤ ⑨	—	—	—	—	—	—
	直流 125V B系蓄電池	既設							
	中性子モニター用蓄電池A系	既設							
	中性子モニター用蓄電池B系	既設							
可搬型代替直流電源設備 による非常用所内電気設備 への給電	可搬型代替低圧電源車	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑩	—	—	—	—	—	—
	可搬型設備用軽油タンク	新設							
	タンクローリ	新設							
	可搬型整流器	新設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3/3)

：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
常設直流電源喪失時の 遮断器用制御電源の復旧	常設代替高圧電源装置	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑪	－	－	－	－	－	－
	軽油貯蔵タンク	新設							
	常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	新設							
	緊急用M/C	新設							
	可搬型代替低圧電源車	新設							
	可搬型設備用軽油タンク	新設							
	タンクローリ	新設							
常設代替交流電源設備による 代替所内電気設備への給電	常設代替高圧電源装置	新設	① ② ④ ⑤ ⑦ ⑧ ⑪	－	－	－	－	－	－
	軽油貯蔵タンク	新設							
	常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	新設							
	緊急用M/C	新設							
可搬型代替交流電源設備による 代替所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑧ ⑪	－	－	－	－	－	－
	可搬型設備用軽油タンク	新設							
	タンクローリ	新設							
	緊急用P/C	新設							
常設代替直流電源設備による 代替所内電気設備への給電	緊急用直流 125V 蓄電池	新設	① ② ④ ⑤ ⑧ ⑨ ⑪	－	－	－	－	－	－
可搬型代替交流電源設備による 代替所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑧ ⑩ ⑪	－	－	－	－	－	－
	可搬型設備用軽油タンク	新設							
	タンクローリ	新設							
	可搬型整流器	新設							
燃料補給設備	可搬型設備用軽油タンク	新設	① ② ⑤	－	－	－	－	－	－
	タンクローリ	新設							
	軽油貯蔵タンク	新設							
	常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	新設							

基準規則に対する適合方針(1/2)

設置許可基準規則(57 条)	技術基準規則(72 条)	適合方針
<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体（以下、「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、第四十五条第一項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を施設しなければならない。</p>	
<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>a) 代替電源設備を設けること。</p> <p>i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p>	<p>a) 代替電源設備を設けること。</p> <p>i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p>	<p>可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備を配備し、非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する設計とする。</p>
<p>ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。</p>	<p>ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。</p>	<p>常設代替交流電源設備を設置し、非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する設計とする。</p>
<p>iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>設計基準事故対処設備である非常交流電源設備及び非常用直流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図った重大事故等対処設備である代替交流電源設備及び代替直流設備を設置又は配備（保管）する設計とする。</p>
<p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p>	<p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p>	<p>所内常設直流電源設備である 125V A 系・B 系蓄電池は、自動給電開始から 1 時間以内に中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要なではない直流負荷を切り離すことにより 8 時間、その後、中央制御室外において不要な負荷を切り離すことで最大 24 時間にわたり、直流 125V 主母線盤 2 A・2 B への給電が可能設計とする。</p> <p>常設代替直流電源設備である緊急用直流 125V 蓄電池は、負荷切り離しを行わずに最大 24 時間にわたり、緊急用直流 125V 主母線盤への給電が可能設計とする。</p>

基準規則に対する適合方針(2/2)

設置許可基準規則(57条)	技術基準規則(72条)	適合方針
c) 24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気(直流)の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。	c) 24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気(直流)の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。	可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備を配備し、可搬型代替低圧電源車の燃料が枯渇しないように給油を継続することで、24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に直流電源の供給を行うことが可能な設計とする。
d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。	d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。	東海第二発電所は単機プラントのため対象外
e) 所内電気設備(モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。	e) 所内電気設備(モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。	設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備に対して独立性を有し、位置的分散を図った重大事故等対処設備である代替所内電気設備を設置し、重大事故等が発生した場合において、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性を確保する設計とする。
2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。 a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し(原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。)を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備(3系統目)を整備すること。	2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。 a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し(原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。)を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備(3系統目)を整備すること。	対象外

重大事故対策の成立性

1. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

a. 操作概要

外部電源及びD/Gの電源供給機能の喪失により非常用所内電気設備であるM/C 2C・2Dの母線電圧が喪失した場合は、常設代替高圧電源装置によりM/C 2C（又は2D）に給電し、原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却、格納容器冷却及び除熱に必要なとなる設備の電源を復旧する。

b. 作業場所

原子炉建屋付属棟 1階，地下1階，地下2階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

常設代替高圧電源装置によるM/C 2C系（又は2D）への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動】

必要要員数：4名（中央制御室運転員2名，現場運転員2名）

所要時間目安：作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（2台）の起動完了までの所要時間を4分以内，その後常設代替高圧電源装置（3台）の追加起動完了までの所要時間を82分以内と想定する。（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

【常設代替高圧電源装置の現場からの起動】

必要要員数：6名（中央制御室運転員2名，現場運転員2名，重大事故等対応要員2名）

所要時間目安：作業開始を判断してから常設代替高圧電源装置（2台）の起動完了までの所要時間を74分以内、その後常設代替高圧電源装置（3台）の追加起動完了までの所要時間を95分以内と想定する。（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

【緊急用M／C及びM／C 2 C（又は2 D）受電】

必要要員数：4名（中央制御室運転員2名、現場運転員2名）

所要時間目安：作業開始を判断してから緊急用M／C及びM／C 2 C（又は2 D）受電完了までの所要時間を常設代替高圧電源装置の中央制御室からの起動の場合87分以内、常設代替高圧電源装置の現場からの起動の場合100分以内と想定する。（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

d．操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・LEDライトを携行しており接近可能である。

操作性：設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備より、中央制御室との連絡が可能である。

2. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

(1) 非常用所内電気設備への給電

a. 操作概要

常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電が見込めない場合、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車により非常用所内電気設備である P/C 2 C・2 D に給電し、可搬型代替低圧電源車の定格電圧（440V）及び定格容量（1台あたり500kVA）の範囲内で、原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却、格納容器冷却及び除熱に必要なとなる設備の電源を復旧する。

b. 作業場所

原子炉建屋付属棟 1階，2階，地下1階，地下2階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備への給電に必要な要員数（10名）及び所要時間（210分）のうち、可搬型代替低圧電源車の起動完了までに必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（中央制御室運転員2名，現場運転員2名）

所要時間目安：170分以内（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手

袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：衛星電話設備(固定型，携帯型)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，PHS端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。

(2) 電源ケーブル布設及び可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

a. 操作概要

可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備（２Ｃ系及び２Ｄ系）への給電の際、可搬型代替低圧電源車より可搬型代替低圧電源車接続盤に電源ケーブルを布設・接続後、可搬型代替低圧電源車を起動し、非常用所内電気設備（２Ｃ系及び２Ｄ系）への給電を実施する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋近傍）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備への給電に必要な要員数（10名）及び所要時間（210分）のうち、電源ケーブル布設・接続、可搬型代替低圧電源車起動及び非常用所内電気設備（２Ｃ系及び２Ｄ系）への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：6名（重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：170分以内（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アク

セスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

連絡手段 : 衛星電話設備(固定型, 携帯型), 無線連絡設備(固定型, 携帯型), 電力保安通信用電話設備(固定電話機, P H S 端末), 送受話器のうち, 使用可能な設備により, 災害対策本部との連絡が可能である。

3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C 2 C・2 Dへの給電

a. 操作概要

外部電源喪失及びD/G 2 C・2 Dの故障により、M/C 2 C・2 Dの母線電圧が喪失している状態で、HPCS D/G、M/C HPCS及びM/C 2 Eの使用が可能であって、さらにHPCSポンプの停止が可能な場合に、HPCS D/GからM/C HPCS及びM/C 2 Eを介してM/C 2 C（又は2 D）へ給電し、HPCS D/Gの仕様（3, 500kVA）の範囲内で、原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却、格納容器冷却及び除熱に必要なとなる設備の電源を復旧する。

b. 作業場所

原子炉建屋付属棟 地下1階、地下2階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

HPCS D/GによるM/C 2 C（又は2 D）への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（中央制御室運転員2名、現場運転員2名）

所要時間目安：90分以内（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・LEDライトを携行しており接近可能であ

る。

操作性 : 設置未完のため, 設置工事完了後, 操作性について検証する。

連絡手段 : 携行型有線通話装置, 電力保安通信用電話設備 (固定電話機, P H S 端末), 送受話器のうち, 使用可能な設備より, 中央制御室との連絡が可能である。

4. 非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却系海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧

a. 操作概要

D/G海水系のポンプ等の故障によりD/G 2C・2D及びHPCS D/Gの電源供給機能が復旧できない状態で、D/G 2C・2D及びHPCS D/Gの使用が可能な場合に、D/G海水系の冷却機能の代替手段として、可搬型代替注水大型ポンプによりD/G海水系に海水又は淡水を送水し、各ディーゼル機関を冷却することで、D/G 2C、2D及びHPCS D/Gの電源供給機能を復旧し、原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却、格納容器冷却及び除熱に必要となる設備の電源を確保する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋近傍）

原子炉建屋付属棟 1階、地下1階、地下2階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

D/G海水系への代替送水によるD/G 2C・2D及びHPCS D/Gの電源供給機能の復旧に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：10名（中央制御室運転員2名、重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：300分以内（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。

また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他、ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

5. 所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

a. 操作概要

125V A系・B系蓄電池は、自動給電開始から1時間以内に中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要なではない直流負荷を切り離すことにより8時間、その後、中央制御室外において不要な負荷の切り離しを行う。

なお、125V A系・B系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池A系・B系による直流125V主母線盤2A・2B及び直流±24V中性子モニタ用分電盤2A・2Bへの給電については、運転員の操作は不要である。

b. 作業場所

原子炉建屋附属棟 1階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電のうち、不要直流負荷の切り離しに必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

所要時間目安：60分以内

d. 操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・LEDライトを携行しており接近可能である。

操作性 : 設置未完のため, 設置工事完了後, 操作性について検証する。

連絡手段 : 携行型有線通話装置, 電力保安通信用電話設備 (固定電話機, P H S 端末), 送受話器のうち, 使用可能な設備より, 中央制御室との連絡が可能である。

6. 可搬型直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

a. 操作概要

125V A系・B系蓄電池による直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの自動給電開始から24時間以内に、常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による直流125V充電器 A・Bの交流入力電源の復旧が見込めず125V A系・B系蓄電池が枯渇する恐れがある場合に、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により非常用所内電気設備である直流125V主母線盤 2 A・2 Bに給電する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋近傍）

原子炉建屋附属棟 1階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替直流電源設備による直流125V主母線盤 2 A・2 Bへの給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（現場運転員2名、重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：190分以内（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

7. 常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧

a. 操作概要

外部電源喪失及びD／Gの故障により直流125V充電器A・Bの交流入力電源が喪失し、125V A系・B系蓄電池による直流125V主母線盤2 A・2 Bへの自動給電開始から24時間以上経過により125V A系・B系蓄電池が枯渇（電圧指示値105V以下を確認）した場合は、制御電源が喪失しているM／C 2 C（又は2 D）及びP／C 2 C・2 Dの遮断器を手動にて投入し電路を構成した後、常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）から非常用所内電気設備であるM／C 2 C（又は2 D）、P／C 2 C・2 D、MCC 2 C系・2 D系、直流125V充電器A・B及び直流125V主母線盤2 A・2 Bに給電することで、M／C 2 C（又は2 D）及びP／C 2 C・2 Dの遮断器用制御電源を復旧する。

b. 作業場所

原子炉建屋附属棟 1階、2階、地下1階、地下2階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

常設代替高圧電源装置による遮断器用制御電源の復旧に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（中央制御室運転員2名、現場運転員2名）

所要時間目安：200分以内

可搬型代替交流電源設備による遮断器用制御電源の復旧に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：10名（中央制御室運転員2名、現場運転員2名、重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：265分以内

d. 操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・LEDライトを携行しており接近可能である。

操作性：直流125V蓄電池2A・2Bの遮断器の手動開放は，通常の遮断器操作であり，操作性に支障はない。

M/C 2C・2D及びP/C 2C・2Dの遮断器の手動投入は，専用ハンドルによる簡易な操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。

8. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

a. 操作概要

非常用所内電気設備の機能が喪失した場合に、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置により代替所内電気設備である緊急用M／C，緊急用P／C，緊急用M C C，緊急用直流125V充電器及び緊急用直流125V主母線盤へ給電することにより、原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの冷却、格納容器の冷却及び除熱に必要な設備の電源を復旧する。

b. 作業場所

原子炉建屋付属棟 2階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

常設代替高圧電源装置による代替所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（中央制御室運転員2名，現場運転員2名）

所要時間目安：110分以内（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・LEDライトを携行しており接近可能である。

操作性 : 設置未完のため, 設置工事完了後, 操作性について検証する。

連絡手段 : 携行型有線通話装置, 電力保安通信用電話設備 (固定電話機, P H S 端末), 送受話器のうち, 使用可能な設備より, 中央制御室との連絡が可能である。

9. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

a. 操作概要

非常用所内電気設備の機能喪失時に常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電が見込めない場合に、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車により代替所内電気設備である緊急用P／C、緊急用M C C、緊急用直流125V充電器及び緊急用直流125V主母線盤へ給電する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋近傍）

原子炉建屋付属棟 2階，地下1階，地下2階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替低圧電源車による代替所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：10名（中央制御室運転員2名，現場運転員2名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：190分（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：衛星電話設備(固定型，携帯型)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，PHS端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

10. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

a. 操作概要

外部電源，D／G及び非常用所内電気設備の電源供給機能が喪失し，代替所内電気設備である緊急用直流125V充電器の交流入力電源が喪失した場合に，常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）による給電を開始するまで最大24時間にわたり，常設代替直流電源設備である緊急用直流125V蓄電池から代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤へ自動で給電されることを確認する。

また，非常用所内電気設備である直流125V主母線盤 2 A・2 B の遮断器用制御電源，計装設備等直流負荷の復旧が可能な場合に，代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤により直流125V主母線盤 2 A・2 B へ給電することができる。

b. 作業場所

原子炉建屋附属棟 1階，2階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

緊急用直流125V蓄電池による緊急用直流125V主母線盤への給電については，運転員の操作は不要である。

緊急用直流125V主母線盤から直流125V主母線盤 2 A・2 B への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（中央制御室運転員2名，現場運転員2名）

所要時間目安：180分以内（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性

作業環境：常用照明消灯時においても，ヘッドライト又はＬＥＤライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト・ＬＥＤライトを携行しており接近可能である。

操作性：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末），送受話器のうち，使用可能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。

11. 可搬型直流電源設備による代替所内電気設備への給電

a. 操作概要

非常用所内電気設備が喪失し、緊急用直流125V蓄電池から緊急用直流125V主母線盤への自動給電開始から24時間以内に、常設代替高圧電源装置（又は可搬型代替低圧電源車）により緊急用直流125V充電器の交流入力電源の復旧が見込めず緊急用直流125V蓄電池が枯渇する恐れがある場合に、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により代替所内電気設備である緊急用直流125V主母線盤に給電する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋近傍）

原子炉建屋附属棟 1階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（現場運転員2名、重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：190分以内（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手

袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：衛星電話設備(固定型，携帯型)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，PHS端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部及び中央制御室との連絡が可能である。

12. 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給

a. 操作概要

重大事故等の対処に必要な可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプに燃料を補給するため、可搬型設備用軽油タンクからホースによりタンクローリへ軽油を補給する。

b. 作業場所

屋外（可搬型設備用軽油タンク近傍）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給（初回）に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

所要時間目安：90分以内（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証す

る。

連絡手段：衛星電話設備(固定型，携帯型)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，PHS端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。

13. タンクローリから各機器への給油

a. 操作概要

重大事故等の対処に必要な可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水大型ポンプに対して，タンクローリを用いて燃料の給油を行う。

b. 作業場所

屋外（可搬型重大事故対策設備近傍）

c. 必要要員数及び操作時間

タンクローリから各機器への給油に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

所要時間目安：24分以内（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：衛星電話設備(固定型，携帯型)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，PHS端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。

14. 燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油

a. 操作概要

外部電源及びD／Gの機能喪失時に、**炉心の著しい損傷等を防止**するために使用する常設代替高圧電源装置に対して、軽油貯蔵タンクから燃料補給設備により自動で燃料の給油を行う。

b. 作業場所

屋外（常設代替高圧電源装置近傍）

c. 必要要員数及び操作時間

燃料補給設備により常設代替高圧電源装置へ自動給油されていることの確認に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

所要時間目安：15分**以内**（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証す

る。

連絡手段：衛星電話設備(固定型，携帯型)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，PHS端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。

不要直流負荷 切離しリスト

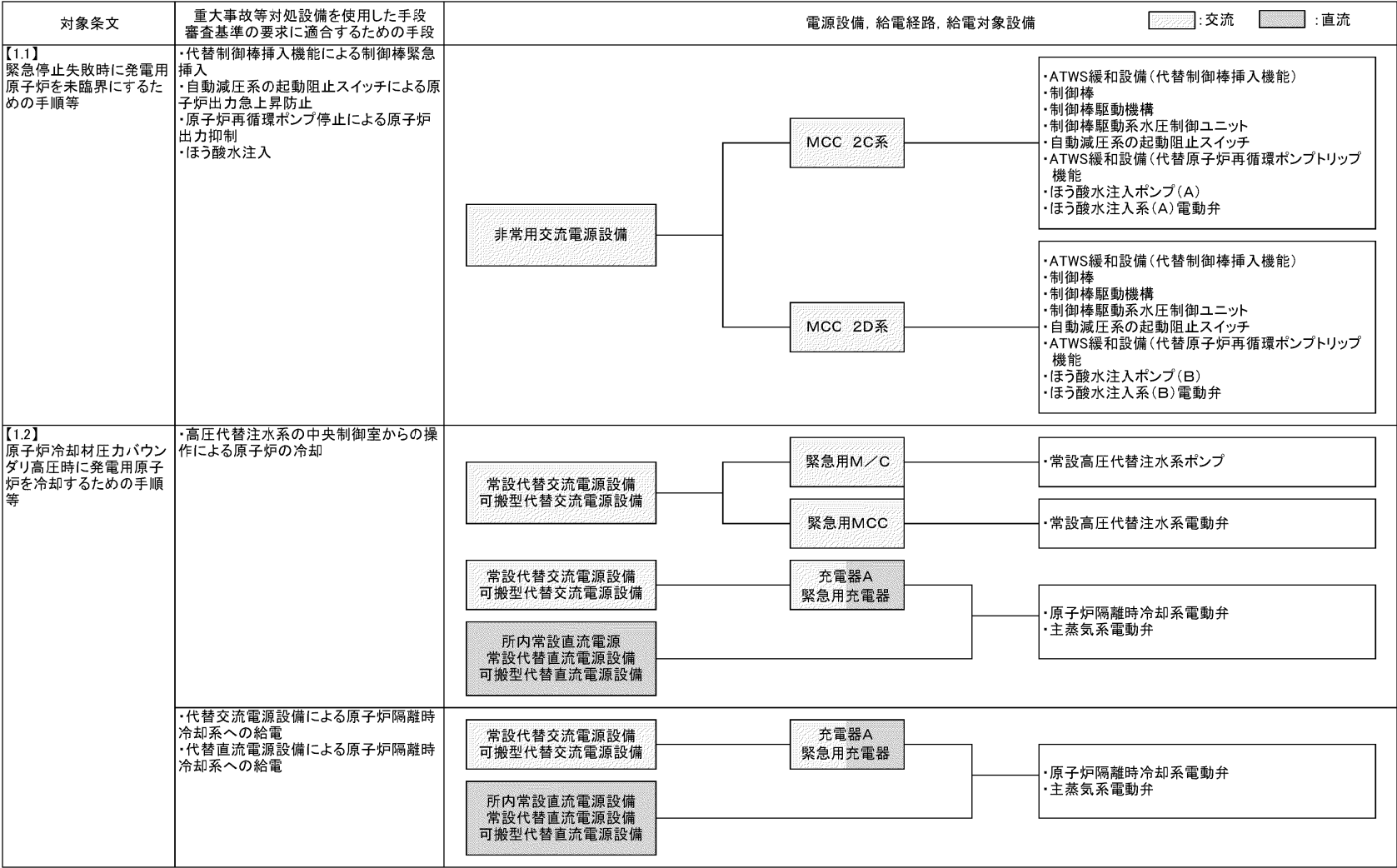
直流125V 2 A系

操作場所	CKT	用途名称	使用時間
原子炉建屋付属棟3階 中央制御室	—	平均出力領域計装 (A P R M) c h . A	1h
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤 2 A	3C	直流125V分電盤 2 A - 2	8h
	5A-1	M / C 2 A - 1 制御電源	
	5A-2	M / C 2 A - 2 制御電源	
	5B-1	P / C 2 A - 1 制御電源	
	5B-2	P / C 2 A - 2 制御電源	
	5C-1	P / C 2 A - 3 制御電源	
	5C-2	中央制御室外原子炉停止装置盤 (C61-P001)	
	6B-2	原子炉再循環ポンプ低周波MGセットA	
	6C-1	D / G 2 C 初期励磁電源	
原子炉建屋付属棟1階 直流125V分電盤 2 A - 1	3	安全保護系論理回路 C H . A (H13-P609)	8h
	4	オフガス系制御盤 (CP-31)	
	5	炉心スプレイ系制御盤 C H . A (H13-P629)	
	6	復水器出口水室制御盤 (LCP-028)	
	8	安全保護系MGセットA制御盤	
	10	サービス建屋非常用照明	
	13	T D - R F P A E H C 制御盤 (CP-34)	
	14	屋外電気設備故障表示 (CP-41)	
	17	残留熱除去系 (S P A R E) 制御盤 (H13-P601)	
	22	LOSS OF POWER SEQUENCE A系 (CP-9)	

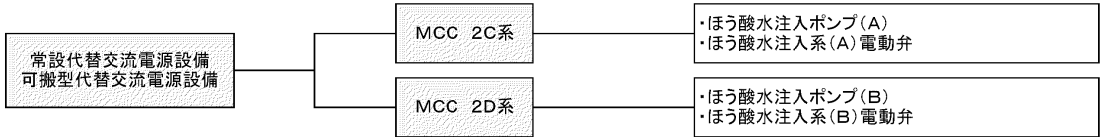
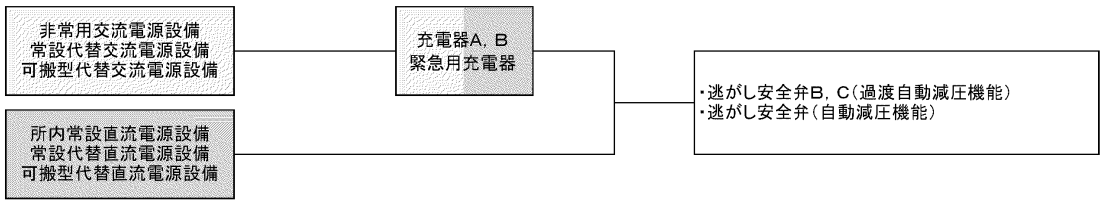
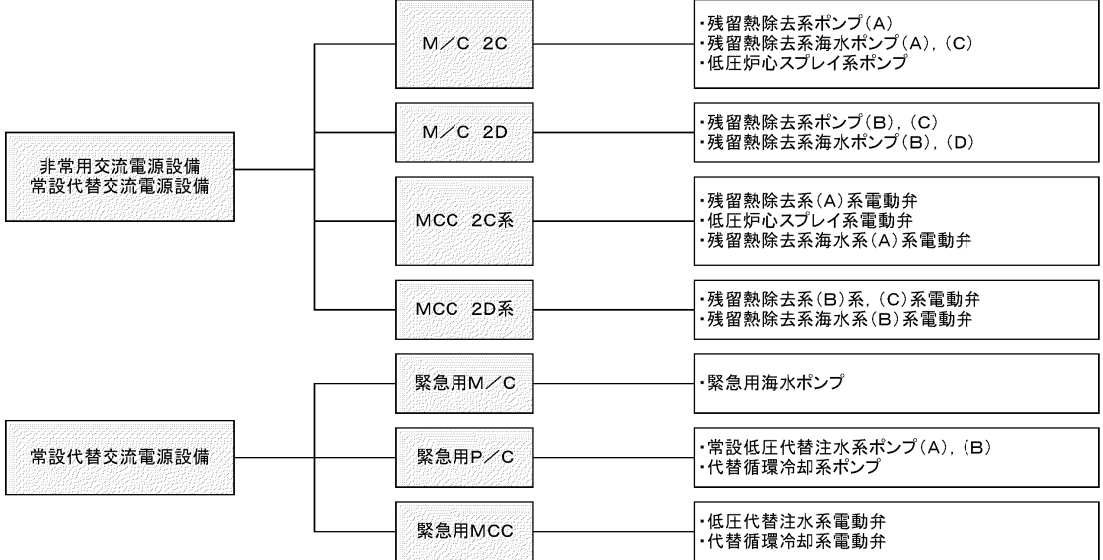
直流125V 2 B系

操作場所	CKT	用途名称	使用時間
原子炉建屋付属棟3階 中央制御室	—	平均出力領域 (A P R M) c h. B	1h
原子炉建屋付属棟1階 直流125V主母線盤 2 B	3C	直流125V分電盤 2 B - 2	8h
	4A-1	M / C 2 B - 1 制御電源	
	4A-2	M / C 2 B - 2 制御電源	
	4B-1	P / C 2 B - 1 制御電源	
	4B-2	P / C 2 B - 2 制御電源	
	4C-1	P / C 2 B - 3 制御電源	
	4C-2	P / C 2 B - 5 制御電源	
	5A-2	M / C 2 E 制御電源	
	5B-2	原子炉再循環ポンプ低周波MGセットB	
	5C-1	D / G 2 D 初期励磁電源	
	6B-1	電気室地下1階遮断器試験用電源箱	
原子炉建屋付属棟1階 直流125V分電盤 2 B - 1	1	原子炉再循環ポンプ低周波MGセットB (B35-P001B)	8h
	2	T I P S H E A R (H13-P607)	
	3	安全保護系論理回路C H. B (H13-P611)	
	4	120/240V計装用交流配電盤	
	7	サービス建屋直流フィーダー	
	10	復水器電気防食装置盤	
	14	主発電機ロックアウト継電器G 2 (CP-10B)	
	15	廃棄物処理設備監視盤 (NR91-P052)	
	17	残留熱除去系 (S P A R E) 制御盤 (H13-P601)	
	19	T D - R F P 封水制御故障表示	
	20	安全保護系制御盤 (CP-9)	
	21	ドライウェル空調故障表示 (LCP-132)	
	22	LOSS OF POWER SEQUENCE B系 (CP-9)	

審査基準における要求事項の給電対象設備(1/11)



審査基準における要求事項の給電対象設備 (2/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備、給電経路、給電対象設備 □ : 交流 ■ : 直流
【1.2】 原子炉冷却材圧力バウン ダリ高圧時に発電用原子 炉を冷却するための手順 等	・ほう酸注入系による進展抑制[ほう酸水 注入]	
【1.3】 原子炉冷却材圧力バウン ダリを減圧するための手 順等	・原子炉減圧の自動化(過渡時自動減圧 機能による減圧) ・手動による原子炉減圧(逃がし安全弁に よる減圧) ・常設代替直流電源設備による逃がし安 全弁機能回復 ・可搬型代替直流電源設備による逃がし 安全弁機能回復 ・代替直流電源設備による復旧 ・代替交流電源設備による復旧	
【1.4】 原子炉冷却材圧力バウン ダリ低圧時に発電用原子 炉を冷却するための手順 等	・残留熱除去系(低圧注水系)による原子 炉注水 ・低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 ・残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)に よる原子炉除熱 ・低圧代替注水系(常設)による原子炉注 水 ・低圧代替注水系(常設)による残存熔融 炉心の冷却 ・代替循環冷却系による残存熔融炉心の 冷却	

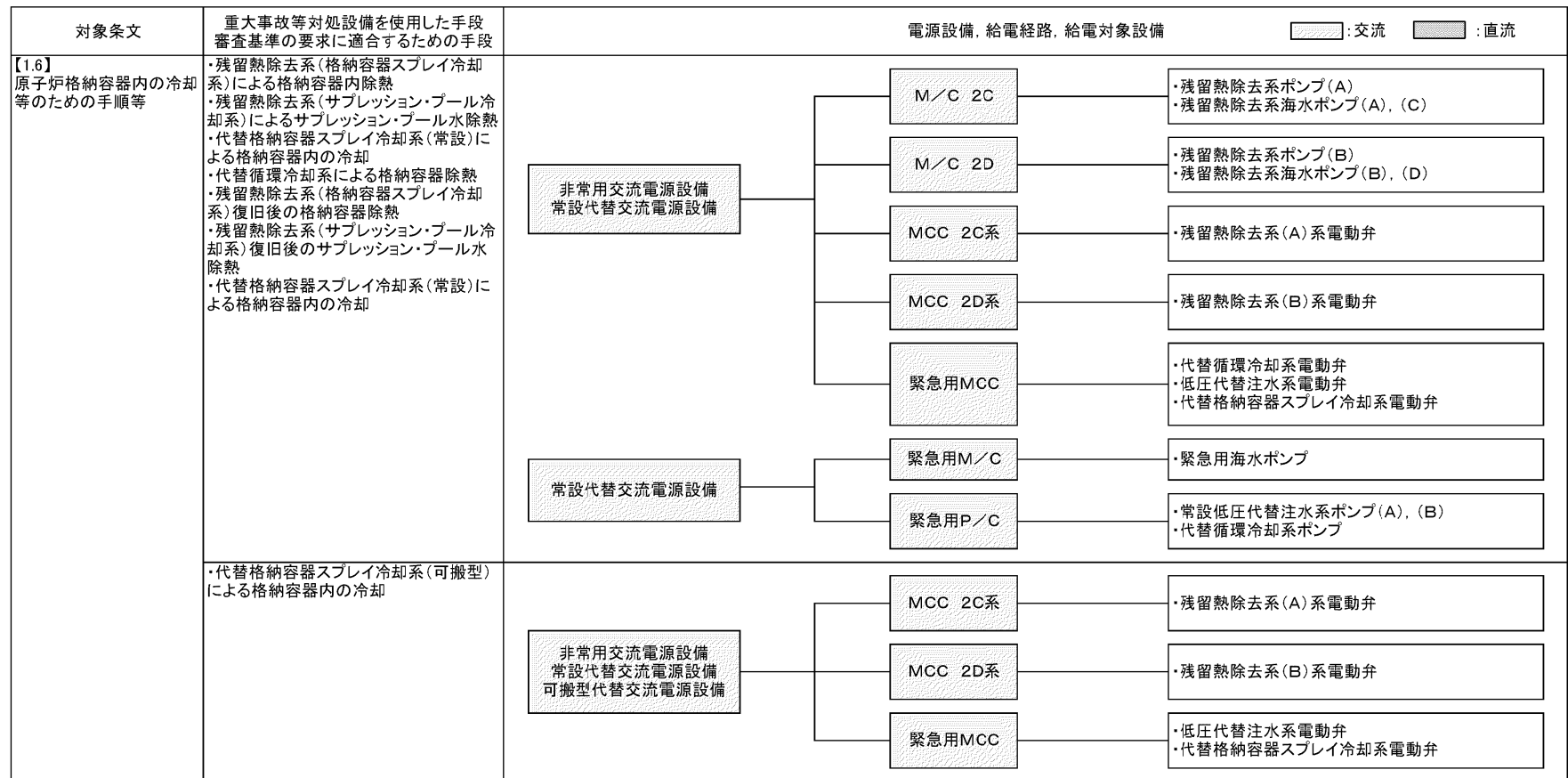
審査基準における要求事項の給電対象設備(3/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 <div>交流</div> <div>直流</div>
【1.4】 原子炉冷却材圧力バウン ダリ低圧時に発電用原子 炉を冷却するための手順 等	・低圧代替注水系(可搬型)による原子炉 注水 ・低圧代替注水系(可搬型)による残存溶 融炉心の冷却	<div>非常用交流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</div> <div>MCC 2C系</div> <div>MCC 2D系</div> <div>緊急用MCC</div> <div>・残留熱除去系(A)系電動弁 ・低圧炉心スプレイ系電動弁</div> <div>・残留熱除去系(B)系, (C)系電動弁</div> <div>・低圧代替注水系電動弁 ・代替燃料プール注水系電動弁 ・代替循環冷却系電動弁</div>
	・残留熱除去系(低圧注水系)の復旧後の 原子炉注水 ・残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の 復旧後の原子炉除熱	<div>常設代替交流電源設備</div> <div>M/C 2C</div> <div>M/C 2D</div> <div>MCC 2C系</div> <div>MCC 2D系</div> <div>緊急用M/C</div> <div>・残留熱除去系ポンプ(A) ・残留熱除去系海水ポンプ(A), (C)</div> <div>・残留熱除去系ポンプ(B), (C) ・残留熱除去系海水ポンプ(B), (D)</div> <div>・残留熱除去系(A)系電動弁</div> <div>・残留熱除去系(B)系, (C)系電動弁</div> <div>・緊急用海水ポンプ</div>

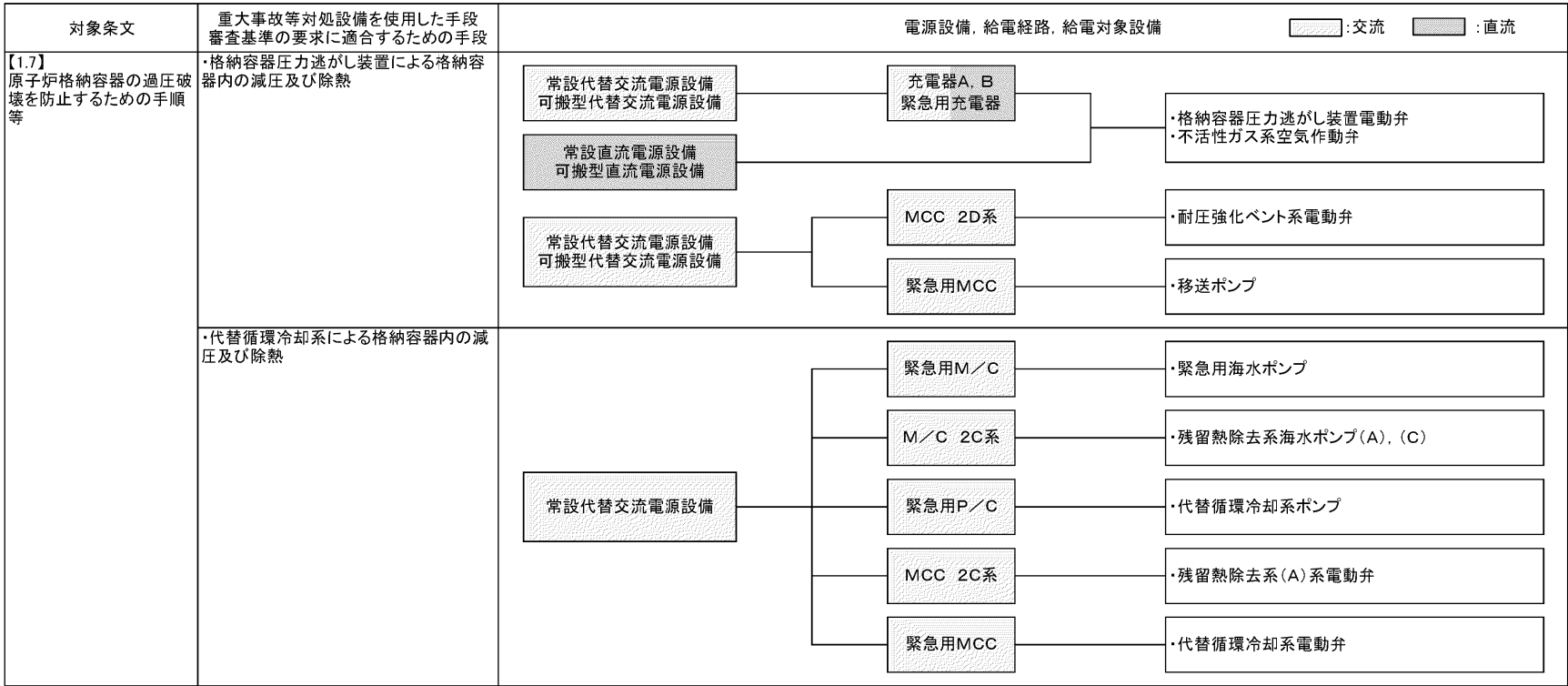
審査基準における要求事項の給電対象設備(4/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備、給電経路、給電対象設備 □ : 交流 ■ : 直流
【1.5】 最終ヒートシンクへ熱を輸 送するための手順等	・残留熱除去系海水による除熱	<ul style="list-style-type: none">M/C 2C → ・残留熱除去系ポンプ(A) ・残留熱除去系海水ポンプ(A), (C)M/C 2D → ・残留熱除去系ポンプ(B), (C) ・残留熱除去系海水ポンプ(B), (D)MCC 2C系 → ・残留熱除去系(A)系電動弁MCC 2D系 → ・残留熱除去系(B)系, (C)系電動弁
	・耐圧強化バント系による格納容器内の 減圧及び除熱 ・緊急用海水系による除熱	<ul style="list-style-type: none">常設代替交流電源設備 → MCC 2C系 → ・残留熱除去系(A)系電動弁 → MCC 2D系 → ・残留熱除去系(B)系電動弁 ・耐圧強化バント系電動弁 → 緊急用M/C → ・緊急用海水ポンプ → 緊急用MCC → ・緊急用海水系電動弁常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → 緊急用充電器 → ・格納容器圧力逃がし装置電動弁 ・格納容器バント弁常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 → 緊急用充電器 → ・格納容器圧力逃がし装置電動弁 ・格納容器バント弁常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → 充電器A, B → ・不活性ガス系空気作動弁 ・非常用ガス処理系空気作動弁 ・格納容器バント弁所内常設直流電源設備 → 充電器A, B → ・不活性ガス系空気作動弁 ・非常用ガス処理系空気作動弁 ・格納容器バント弁

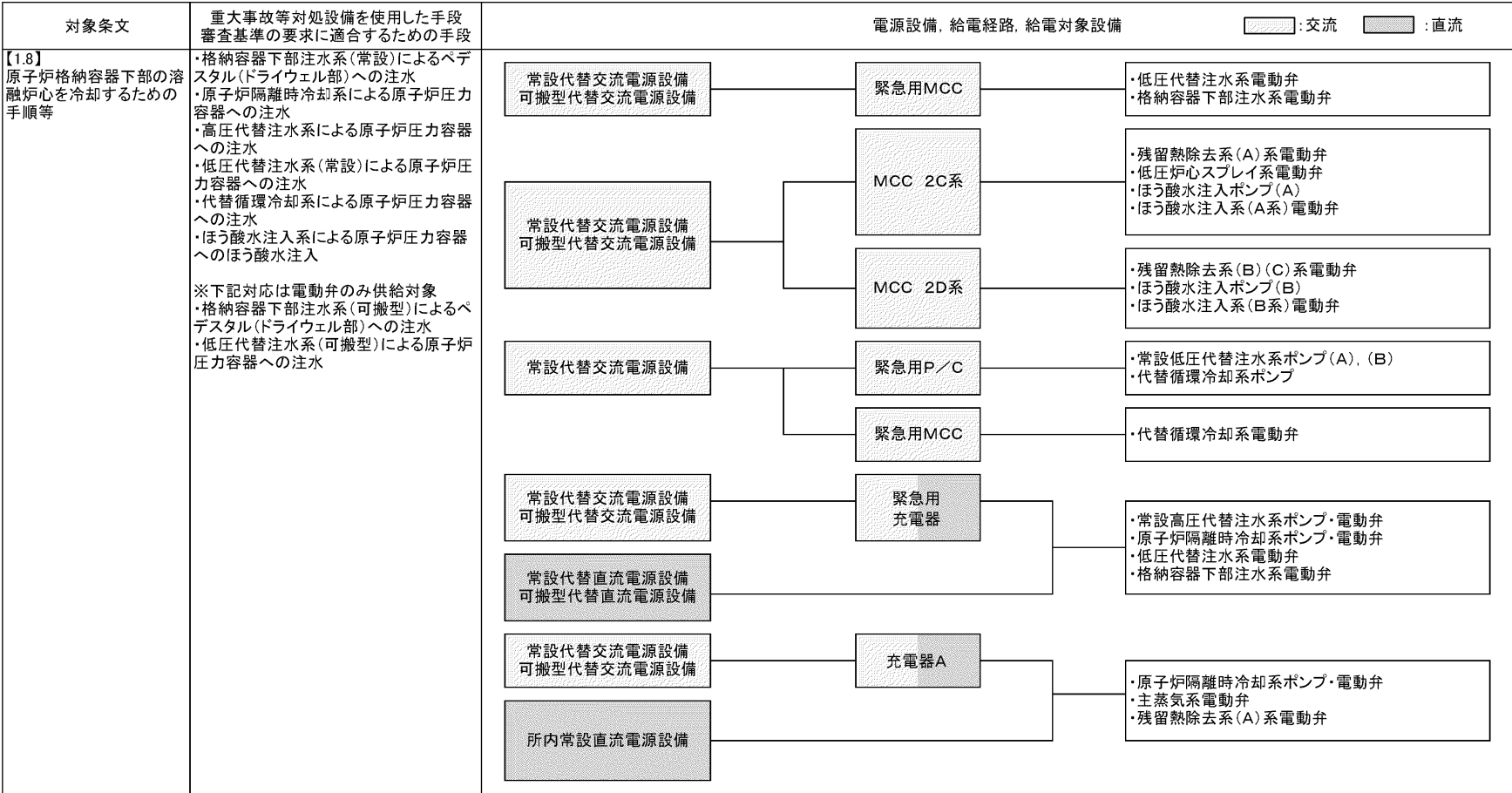
審査基準における要求事項の給電対象設備(5/11)



審査基準における要求事項の給電対象設備(6/11)



審査基準における要求事項の給電対象設備(7/11)



審査基準における要求事項の給電対象設備 (8/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備		交流	直流
【1.9】 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	・格納容器内不活性化による格納容器水素爆発防止 ・格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素ガス及び酸素の排出	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備	充電器A, B	・不活性ガス系空気作動弁	
	・格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備	緊急用MCC	・フィルタ装置入口水素濃度 ・フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	
【1.10】 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	・静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制 ・原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備	緊急用充電器	・静的触媒式水素再結合器動作監視装置	
		常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備	緊急用MCC	・原子炉建屋水素濃度	
【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手動等	・常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水 ・可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水	常設代替交流電源設備	緊急用P/C	・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替燃料プール冷却系ポンプ	
	・常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールのスプレイ ・可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールのスプレイ ・代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの冷却	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備	緊急用MCC	・低圧代替注水系電動弁 ・代替燃料プール注水系電動弁	

審査基準における要求事項の給電対象設備 (9/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 □ : 交流 □ : 直流
【1.12】 工場等外への放射性物質 の拡散を抑制するための 手順等	—	—
【1.13】 重大事故等の収束に必要 となる水の供給手順等	—	—
【1.15】 事故時の計装に関する手 順等	・重要監視パラメータへの給電	<pre> graph LR subgraph "Emergency DC Power" A1[常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備] --- E1[緊急用充電器] A2[常設直流電源設備 可搬型直流電源設備] --- E1 E1 --- D1[・緊急用直流電源 ※1] end subgraph "Zone I DC Power" B1[常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備] --- C1[充電器A] B2[常設直流電源設備 可搬型直流電源設備] --- C1 C1 --- D2[・区分Ⅰ 直流電源 ※2] end subgraph "Zone II DC Power" C2[常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備] --- C2[充電器B] C3[常設直流電源設備 可搬型直流電源設備] --- C2 C2 --- D3[・区分Ⅱ 直流電源 ※3] end subgraph "AC Power Distribution" D4[常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備] --- E2[緊急用MCC] D4 --- E3[MCC 2C系] D4 --- E4[MCC 2D系] D4 --- E5[MCC HPCS系] E2 --- D5[・緊急用交流電源 ※4] E3 --- D6[・区分Ⅰ 交流電源 ※5] E4 --- D7[・区分Ⅱ 交流電源 ※6] E5 --- D8[・区分Ⅱ 交流電源 ※7] end </pre>

審査基準における要求事項の給電対象設備(10/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備、給電経路、給電対象設備 ■ 直流 □ 交流
【1.15】 事故時の計装に関する手順等	・重要監視パラメータへの給電	<div>※1（緊急用直流電源）</div> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力（SA） ・原子炉水位（SA広帯域／燃料域） ・高圧代替注水系系統流量 ・低圧代替注水系原子炉注水流量 ・代替循環冷却系原子炉注水流量 ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ・低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ・代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ・ドライウエル雰囲気温度 ・サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・サブプレッション・プール水温度 ・ドライウエル圧力 ・サブプレッション・チェンバ圧力 ・サブプレッション・プール水位 ・格納容器下部水位 ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・フィルタ装置スクラビング水温度 ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高／低レンジ） ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・代替循環冷却系ポンプ入口温度 ・代替淡水貯蔵槽水位 ・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ・使用済燃料貯蔵プール温度（SA） ・使用済燃料プール水位・温度（SA広域） ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高／低レンジ） ・原子炉建屋水素濃度 ・使用済燃料プール監視カメラ ・安全パラメータ表示システム ・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器 ・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） <div>※2（区分Ⅰ直流電源）</div> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系系統流量 ・格納容器雰囲気放射線レベルA（D／W） ・格納容器雰囲気放射線レベルA（S／C） ・原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ・主蒸気逃がし安全弁A <div>※2（区分Ⅰ直流電源）</div> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力A、C（ATWS） ・原子炉水位A、C（ATWS） ・津波監視カメラ ・構内監視カメラ ・潮位計 ・取水ビット水位計 ・起動領域計装chA <div>※5（区分Ⅰ交流電源）</div> <ul style="list-style-type: none"> ・平均出力領域計装chA <div>※3（区分Ⅱ直流電源）</div> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器雰囲気放射線レベルB（D／W） ・格納容器雰囲気放射線レベルB（S／C） ・安全パラメータ表示システム入出力制御盤 <div>※3（区分Ⅱ直流電源）</div> <ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気逃がし安全弁B ・原子炉圧力B、D（ATWS） ・原子炉水位B、D（ATWS） ・起動領域計装chB <div>※6（区分Ⅱ交流電源）</div> <ul style="list-style-type: none"> ・平均出力領域計装chB <div>※5（区分Ⅰ交流電源）</div> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系熱交換器入口／出口温度 ・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系海水系系統流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・低圧炉心スプレイ系系統流量 ・低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 <div>※6（区分Ⅱ交流電源）</div> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系熱交換器入口／出口温度 ・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系海水系系統流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 <div>※7（区分Ⅲ交流電源）</div> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系系統流量 ・高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 <div>※4（緊急用交流電源）</div> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内水素濃度（SA） ・フィルタ装置入口水素濃度 ・フィルタ装置スクラビング水pH ・原子炉建屋水素濃度 ・格納容器内酸素濃度（SA） ・使用済燃料プール監視カメラ空冷装置

審査基準における要求事項の給電対象設備 (11/11)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備、給電経路、給電対象設備	□ : 交流 □ : 直流
【1.16】 原子炉制御室の居住性等 に関する手順等	・居住性の確保		<ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室換気系空調和機ファン(A) ・中央制御室換気系フィルタ系ファン(A) ・中央制御室換気系給排気隔離弁(A) ・非常用ガス処理系排風機(A) ・非常用ガス処理系フィルタトレイン(A) ・非常用ガス再循環系排風機(A) ・非常用ガス再循環系フィルタトレイン(A) <ul style="list-style-type: none"> ・中央制御室換気系空調和機ファン(B) ・中央制御室換気系フィルタ系ファン(B) ・中央制御室換気系給排気隔離弁(B) ・非常用ガス処理系排風機(B) ・非常用ガス処理系フィルタトレイン(B) ・非常用ガス再循環系排風機(B) ・非常用ガス再循環系フィルタトレイン(B) <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型照明(SA) ・無線連絡設備(固定電話) ・衛星電話設備(固定型) ・携行型有線通話装置
【1.17】 監視測定等に関する手順 等	・モニタリング・ポストの代替電源設備からの 給電		・モニタリング・ポスト
【1.18】 緊急時対策所の居住性等 に関する手順等	※緊急時対策所用発電機による給電に 関しては【1.18】にて整理	—	
【1.19】 通信連絡に関する手順等	・発電所内の通信連絡 ※緊急時対策所ガスタービン発電機による 給電に関しては【1.18】にて整理 ※今後の検討結果により変更となる可能性 がある		<ul style="list-style-type: none"> ・衛星電話設備(固定型) ・無線連絡設備(固定型) ・携行型有線通話装置 ・必要な情報を把握できる設備(安全パラメータ表示システム(SPDS))

解 釈 一 覧

判断基準の解釈一覧 (1/2)

手 順		判断基準記載内容	解 釈
1.14.2.1 交流電源喪失 時の対応手順	(1) 代替交流電源設備による非常 用所内電気設備への給電	a. 常設代替交流電源設備による非 常用所内電気設備への給電	275kV 母線電圧計：0V 154kV 母線電圧計：0V M/C 2C母線電圧計 EI-45：0V M/C 2D母線電圧計 EI-48：0V
		b. 可搬型代替交流電源設備による 非常用所内電気設備への給電	常設代替交流電源設備による非常 用所内電気設備への給電が見込め ない
	(2) HPCS D/G (常用M/ C 2E経由) によるM/C 2C・2Dへの給電	HPCSポンプの停止が可能	HPCSポンプ (電動機定格出力：2,280kW) 運転中はM/C 2C・2Dへの給電不可
	(3) D/G海水系への代替送水に よるD/G 2C・2D及び HPCS D/Gの電源供給 機能の復旧	D/G海水系のポンプ等の故障	D/G海水系ポンプ用電動機、配管、ケーブ ル等の故障を含む
1.14.2.2 交流電源及び 直流電源喪失 時の対応手順	(1) 代替直流電源設備による非常 用所内電気設備への給電	a. 所内常設直流電源設備による非 常用所内電気設備への給電	P/C 2C母線電圧計 EI-47：0V P/C 2D母線電圧計 EI-50：0V

判断基準の解釈一覧(2/2)

手 順		判断基準記載内容	解 釈
1. 14. 2. 2 交流電源及び 直流電源喪失 時の対応手順	(1) 代替直流電源設備による非常 用所内電気設備への給電	b. 可搬型代替直流電源設備による非 常用所内電気設備への給電	直流 125V 主母線盤 2 A・2 Bの母線電圧が 125V から徐々に低下している状態
	(2) 常設直流電源喪失時の遮断器 用制御電源の復旧	—	P / C 2 C 母線電圧計 EI-47 : 0V P / C 2 D 母線電圧計 EI-50 : 0V 中央制御室制御盤 CP-1「125V DC BATT CHARGER 2A, 2B OR ST-BY TROUBLE」警報発報 直流 125V 充電器 A・B「AC FAILURE」警報発報
1. 14. 2. 3 非常用所内電 気設備機能喪 失時の対応手 順	(1) 代替交流電源設備による代替 所内電気設備への給電	a. 常設代替交流電源設備による代替 所内電気設備への給電	M / C 2 C・2 Dの故障
	(2) 代替直流電源設備による代替 所内電気設備への給電	a. 常設代替直流電源設備による代替 所内電気設備への給電	*緊急用 P / C 母線電圧計 : 0V *中央制御室制御盤 CP-1「SA 125V BATT CHARGER TROUBLE」警報 *緊急用直流 125V 充電器「AC FAILURE」警報
1. 14. 2. 4 燃料の補給手 順	(3) 燃料補給設備による常設代 替高压電源装置への給油	b. 可搬型代替直流電源設備による代 替所内電気設備への給電	緊急用直流 125V 主母線盤の母線電圧が 125V から徐々に低下している状態
		—	*燃料サービスタシク液位約 87%

*今後の検討結果により変更となる可能性がある

操作手順の解釈一覧

手順		操作手順記載内容	解釈
1. 14. 2. 2 交流電源及び直 流電源喪失時の 対応手順	(1) 代替直流電源設備による非常 用所内電気設備への給電	a. 所内常設直流電源設備による非常用所内 電気設備への給電	直流 125V 充電器 A・B の蓄電池電圧指示値 (規定電圧 105V～130V)
			直流±24V 充電器 A・B の蓄電池電圧指示値 (規定電圧 22V～30V)
			表示灯，警報表示の点灯状況
1. 14. 2. 3 非常用所内電気 設備機能喪失時 の対応手順	(2) 代替直流電源設備による代 替所内電気設備への給電	緊急代替直流 125V 充電器の蓄電池電圧指示 値 (規定電圧 105V～130V)	*緊急用直流 125V 充電器付属の電 圧計

*今後の検討結果により変更となる可能性がある

操作の成立性の解釈一覧

手順		操作の成立性記載内容	解釈
1.14.2.2 交流電源及び直 流電源喪失時の 対応手順	(1) 代替直流電源設備によ る非常用所内電気設備 への給電	a. 所内常設直流電源設備によ る非常用所内電気設備への 給電	125V A系・B系蓄電池による直流 125V 主母線盤 2 A・2 Bへの自動給電開始から 1 時間以内に中央制御室において 簡易な操作でプラントの状態監視に必要ではない直流負荷 を切り離し、8 時間以降中央制御室外において不要な負荷を 切り離すまで

1.15 事故時の計装に関する手順等

< 目 次 >

1.15.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

- a. パラメータを計測する計器の故障時に原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備
- b. 原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備
- c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の対応手段及び設備
- d. 重大事故等時のパラメータを記録する対応手段及び設備
- e. 手順等

1.15.2 重大事故等時の手順

1.15.2.1 監視機能喪失時の手順

- (1) 計器故障時の手順
- (2) 計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合の手順

1.15.2.2 計測に必要な電源が喪失した場合の手順

- (1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失
 - a. 所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電
 - b. 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電
 - c. 可搬型代替直流電源設備からの給電

d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

e. 重大事故等時の対応手段の選択

1.15.2.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

1.15.2.4 その他の手順項目にて考慮する手順

添付資料 1.15.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.15.2 重大事故等の対処に必要なパラメータの選定

添付資料 1.15.3 重大事故等対処に係る監視事項

添付資料 1.15.4 重大事故等対策の成立性

添付資料 1.15.5 可搬型計測器の必要個数整理

添付資料 1.15.6 代替パラメータにて重大事故等対処時の判断基準
を判断した場合の影響について

1.15 事故時の計装に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。
 - a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）
 - b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。
 - i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。
 - ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。

- iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。
- c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。
- d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータの推定に有効な情報を把握するため、計器の故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。

1.15.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等時において、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を実施するため、発電用原子炉施設（以下、「原子炉施設」という。）の状態を把握することが重要である。当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを技術的能力に係る審査基準 1.1～1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータを抽出する。

なお、技術的能力に係る審査基準 1.16～1.19 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータについては、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるための手順ではないため、別に整理した各々の手順において整理する。

（添付資料 1.15.3）

抽出されたパラメータ（以下、「抽出パラメータ」という。）のうち、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を直接監視するパラメータ※¹（以下、「主要パラメータ」という。）及び主要パラメータを計測するための重大事故等対処設備を選定する。

※1：原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率、未臨界の維持又は確認、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保、原子炉建屋内の水素濃度、原子炉格納容器内

の酸素濃度，使用済燃料プールの監視。

また，計器の故障，計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合及び計器電源喪失により，主要パラメータを計測することが困難となった場合において，主要パラメータの推定に必要なパラメータ（以下，「代替パラメータ」という。）を用いて対応する手段を整備し，重大事故等対処設備を選定する（第 1.15-1 図，第 1.15-2 図）。（以下，「機能喪失原因対策分析」という。）

さらに，原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要なパラメータの記録手順及びそのために必要となる重大事故等対処設備を選定する。

抽出パラメータのうち，原子炉施設の状態を直接監視することはできないが，電源設備の受電状態，重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータ（以下，「補助パラメータ」という。）に分類し，第 1.15-4 表に整理した。なお，重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については，各条文の設置許可基準規則第 43 条への適合状況のうち，(2)操作の确实性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）にて，適合性を整理する。

重大事故等対処設備の他に，設計基準事故対処設備による対応手段及び柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備※²を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力に係る審査基準（以下、「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十八条及び技術基準規則第七十三条（以下、「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

（添付資料 1.15.1）

主要パラメータは以下のとおり分類する。

- ・重要監視パラメータ

主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器（少なくとも1つ以上保有）により計測するパラメータをいう。

- ・有効監視パラメータ

主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。

代替パラメータは以下のとおり分類する。

- ・重要代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータのうち、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器（少なくとも 1 つ以上保有）により計測するパラメータをいう。

- ・有効監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。

また、主要パラメータ及び代替パラメータを計測する設備を以下のとおり分類する。

主要パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要計器

重要監視パラメータを計測する計器のうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器をいう。

- ・常用計器

主要パラメータを計測する計器のうち、重要計器以外の自主対策設備の計器をいう。

代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要代替計器

重要代替監視パラメータを計測する計器のうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器をいう。

- ・常用代替計器

代替パラメータを計測する計器のうち、重要代替計器以外

の自主対策設備の計器をいう。

なお、主要パラメータが重大事故等対処設備で計測できず、かつその代替パラメータも重大事故等対処設備で計測できない場合は、**重大事故等時**に原子炉施設の状況を把握するため、主要パラメータを計測する計器の1つを重大事故等対処設備としての要求を満たした計器へ変更する。

(添付資料 1.15.2)

以上の分類により抽出した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを第 1.15-2 表に示す。あわせて、設計基準を超える状態における原子炉施設の状況を把握する能力を明確化するために、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲、個数、耐震性及び電源**設備**からの給電**元**についても**第 1.15-2 表**に整理した。

整理した結果を踏まえ、原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計測範囲を超えた場合、原子炉施設の状況を推定するための手段を整備する。

重大事故等の対処に必要なパラメータを計測又は監視し、記録する手順等を整備する。

(添付資料 1.15.2)

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、監視機能の喪失として計器故障

及び計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合を想定する。また、全交流動力電源喪失及び直流電源喪失による計器電源の喪失を想定する。

a. パラメータを計測する計器の故障時に原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に主要パラメータを計測する計器が故障した場合は、原子炉施設の状態を把握するため、多重化された同一計器の他チャンネル^{※3}の計器により計測する手段及び代替パラメータを計測する計器により当該パラメータを推定する手段がある。

※3 チャンネル：単一故障を想定しても、パラメータの監視機能が喪失しないように、1つのパラメータを測定原理が同じである複数の計器で監視しており、多重化された監視機能のうち、検出器から指示部までの最小単位をチャンネルと呼ぶ。

他チャンネルによる計測に使用する計器は以下のとおり。

- ・ 主要パラメータの他チャンネルの重要計器
- ・ 主要パラメータの他チャンネルの常用計器

代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・ 重要代替計器
- ・ 常用代替計器

主要パラメータのうち、重要監視パラメータ及び有効監視パラメータを計測する計器が故障した場合に使用する代替パラメータを第 1.15-3 表に示す。

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した主要パラメータを計測する計器の故障時に、原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、当該パラメータの他チャンネルの重要計器は重大事故等対処設備として位置づける。

代替パラメータによる推定に使用する設備のうち、重要代替計器は重大事故等対処設備として位置づける。

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

以上の重大事故等対処設備により、主要パラメータを把握することができる。

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

- ・ 主要パラメータの他チャンネルの常用計器及び常用代替計器

耐震性又は耐環境性はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能なことから、重要計器及び重要代替計器により計測の代替手段として有効である。

- b. 原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に当該パラメータが計測範囲（把握能力）を超えた場合は，原子炉施設の状態を把握するため，代替パラメータを計測する計器により必要とするパラメータの値を推定する手段がある。

代替パラメータによる推定に使用する設備は以下のとおり。

- ・重要代替計器
- ・常用代替計器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した主要パラメータの値が計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合に，原子炉施設の状態を把握するための設備のうち，重要代替計器は重大事故等対処設備として位置づける。

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

以上の重大事故等対処設備により，当該パラメータを把握することができる。

また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備として位置づける。あわ

せて，その理由を示す。

- ・ 常用代替計器

耐震性等又は耐環境性はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能なことから，重要代替計器により計測の代替手段として有効である。

c．計測に必要な計器電源が喪失した場合の対応手段及び設備

(a) 対応手段

監視する計器に供給する電源が喪失し，監視機能が喪失した場合に，蓄電池又は代替電源（交流，直流）から給電し，当該パラメータの計器により計測又は監視する手段がある。

また，計器電源が喪失した場合に，電源（乾電池）を内蔵した可搬型計器を用いて計測又は監視する手段がある。計器の電源構成図を第 1.15-4 図に示す。

代替電源（交流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備

蓄電池又は代替電源（直流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 所内常設直流電源設備
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 可搬型代替直流電源設備

可搬型の計測器による計測又は監視に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び可搬型計測器は、重大事故等対処設備として位置づける。

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

以上の重大事故等対処設備により、主要パラメータを把握することができる。

d. 重大事故等時のパラメータを記録する対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等時において、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する手段がある。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・データ伝送装置
- ・緊急時対策支援システム伝送装置
- ・SPDS データ表示装置

また、重大事故等時の有効監視パラメータについても使用できる場合は、パラメータを記録する手段がある。

有効監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・ プロセス計算機
- ・ 記録計

なお、その他の記録として、運転日誌、警報状態及びプラントトリップ状態を記録する手段がある。

その他のパラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・ プロセス計算機

重要監視パラメータは、原則、データ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置へ記録するが、可搬型計測器によるパラメータの測定値、複数の計測結果を使用し計算により推定するパラメータの値は、記録用紙に記録する手順を整備する。

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する設備であるデータ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置は、重大事故等対処設備として位置づける。

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

以上の重大事故等対処設備により、重要な監視パラメータを記録することができる。

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

- ・プロセス計算機

- ・記録計

耐震性を有していないが、設備が健全である場合は重大事故等の対処に必要なパラメータの記録が可能なことから、データ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置により記録する代替手段として有効である。

e. 手順等

上記の「a. パラメータを計測する計器の故障時に原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備」、「b. 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備」、「c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の対応手段及び設備」及び「d. 重大事故等時のパラメータを記録する対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び重大事故等対応要員の対応として「非常時運転手順書（事象ベース）」及び重大事故等対策要領に定める（第 1.15-1 表）。

1.15.2 重大事故等時の手順

1.15.2.1 監視機能喪失時の手順

(1) 計器故障時の手順

主要パラメータを計測する計器が、故障により計測することが困難となった場合、当該パラメータを推定する手段を整備する。なお、代替パラメータによる主要パラメータの推定方法を第1.15-3表に示す。

a. 他チャンネルによる計測

主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、チャンネル故障により計測することが困難となった場合に、主要パラメータの他チャンネルの重要計器による計測を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

主要パラメータを計測する多重化された重要計器のチャンネル故障が発生した場合。

(b) 操作手順

主要パラメータの他チャンネルの重要計器による計測手順の概要は以下のとおり。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に主要パラメータの他チャンネルの重要計器による計測を指示する。

②運転員は、主要パラメータの他チャンネルの重要計器の指示値を読み取る。

なお、当該パラメータの他の常用計器で監視可能であれば確認に使用する。

③運転員は、読み取った指示値が正常であることを、計測レンジ範囲内にあること及びプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことより確認する。

(c) 操作の成立性

上記の計測は、中央制御室運転員 1 名で対応が可能である。

計測手順を整備するため、速やかに作業ができる。

b. 代替パラメータによる推定方法

主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータによる推定を行う。

計器が故障するまでの原子炉施設の状態及び事象進展状況を踏まえ、関連するパラメータを複数確認し、得られた情報の中から有効な情報を評価することで、原子炉施設の状態を把握する。

推定に当たっては、推定に使用する計器が複数ある場合、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類及び使用環境条件等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。

(a) 手順着手の判断基準

主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合。

(b) 操作手順

主要パラメータの重要代替計器による推定手順の概要は以下のとおり。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に主要パラメータの重要代替計器による推定を指示する。

②運転員は、あらかじめ選定した主要パラメータの重要代替計器の指示値を読み取る。

なお、常用代替計器で使用可能であれば推定に使用する。

③運転員は、読み取った指示値により、主要パラメータを推定する。

(c) 操作の成立性

上記の推定は、中央制御室運転員 1 名で対応が可能である。

推定手順を整備するため、速やかに作業ができる。

なお、代替パラメータによる主要パラメータの推定ケースは以下のとおり。具体的な推定方法については、第 1.15-3 表に整理する。

- ・ 同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）から推定するケース
- ・ 水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力から推定するケース
- ・ 流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定するケース
- ・ 除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定するケース
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定するケース
- ・ 圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定するケース

- ・ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉格納容器内の水位を推定するケース
- ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定するケース
- ・あらかじめ評価したパラメータの相関関係により酸素濃度を推定するケース
- ・装置の作動状況（差温度）により水素濃度を推定するケース
- ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（温度）、あらかじめ評価した水位と放射線量の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮へいが確保されていることを推定するケース

（添付資料 1.15.6）

また、推定に当たっては、以下に示す事項及び計測される値の不確かさを考慮する。

- ・基準配管に水を満たした構造の計器で計測するパラメータについては、急激な原子炉減圧等により基準配管の水が蒸発し、不確かな指示を示すことがある。そのような状態が想定される場合は、関連するパラメータを複数確認し、パラメータを推定する。なお、原子炉水位及び原子炉圧力を除き、基準配管の水位変動に起因する不確かさを考慮する必要はない。

- ・ 常用代替計器が監視機能を維持している場合，重大事故等の対処に有効な情報を得ることができる。ただし，常用代替計器で計測されるパラメータの値は，環境条件や不確かさを考慮し，重要計器又は重要代替計器で測定されるパラメータの値との差異を評価し，信頼性を考慮した上で使用する。
- ・ 重大事故等時に最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは，炉心損傷及び原子炉圧力容器が破損した状況であるため，原子炉格納容器内の圧力，温度，放射線量率等が厳しい環境下においても，その監視機能を維持できる重要代替計器を優先して使用する。また，事故等発生時と校正時の状態変化による影響を考慮する。
- ・ 圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は，水が飽和状態でないと不確かさが生じるため，計器が故障するまでの原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ，複数の関連パラメータを確認し，有効な情報を得た上で推定する。
- ・ 推定に当たっては，代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

(添付資料 1.15.6)

c. 重大事故等時の対応手段の選択

主要パラメータを計測する計器が故障した場合の、対応手段の優先順位を以下に示す。

主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合に、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、他チャンネルの重要計器により主要パラメータを計測する。

他チャンネルの重要計器の故障により、計測することが困難となった場合は、当該パラメータの常用計器により主要パラメータを計測する。

主要パラメータを計測する計器の故障により、主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、第 1.15-3 表にて定める優先順位にて重要代替計器又は常用代替計器により代替パラメータを計測し、主要パラメータを推定する。

(2) 計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合の手順

計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合に、原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を代替パラメータにより推定する。また、推定するために必要な代替パラメータについては、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、第 1.15-3 表に優先順位を定める。

これらのパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉压力容器内の温度と水位であり、その他のパラメータは計測範囲を超えない。

原子炉压力容器内の温度及び水位の値が計器の計測範囲を超え

た場合、原子炉施設の状態を推定するための手段は以下のとおり。

- ・ 原子炉圧力容器内の温度

原子炉圧力容器内の温度を計測する原子炉圧力容器温度の計測範囲は、0～500℃である。

重大事故等時において原子炉の冷却機能が喪失し、原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部以下になった場合、原子炉圧力容器温度は計測範囲を超える場合があるが、その場合、重大事故等時における炉心損傷の判断基準は300℃であり、原子炉圧力容器温度が300℃以上の場合は炉心損傷状態と推定するため、対応は可能である。また、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定することが可能である。

- ・ 原子炉圧力容器内の圧力

原子炉圧力容器内の圧力を計測する原子炉圧力、原子炉圧力（SA）の計測範囲は、0～10.5MPa[gage]である。重大事故等時の原子炉圧力容器内の圧力は8.62MPa[gage]以下（原子炉圧力容器の最高使用圧力）であり、重大事故等時において原子炉圧力容器内の圧力は、計器の計測範囲内で計測が可能である。

- ・ 原子炉圧力容器内の水位

原子炉圧力容器内の水位を計測する原子炉水位（広帯域）

及び原子炉水位（SA 広帯域）の計測範囲は、 $-3,800\text{ mm} \sim 1,500\text{ mm}$ （基準点は蒸気乾燥器スカート下端）である。また、原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（SA 燃料域）の計測範囲は、 $-3,800\text{ mm} \sim 1,300\text{ mm}$ （基準点は燃料有効長頂部）である。

炉心の冷却状態を把握する上で、原子炉水位制御範囲レベル 3～8（ $300 \sim 1,400\text{ mm}$ ；基準点は蒸気乾燥器スカート下端）及び燃料有効長底部付近まで監視可能であり、原子炉压力容器内の水位は、計器の計測範囲内で計測が可能である。

重大事故等時において原子炉の冷却機能が喪失し、原子炉容器内の水位が燃料有効長頂部以下になった場合、原子炉水位の計測範囲を超える場合があるが、その場合、高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量、低圧炉心スプレイ系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉压力容器内の水位を推定することが可能である。

- ・ 原子炉压力容器への注水量

原子炉压力容器への注水量を監視するパラメータは、高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量、低圧

炉心スプレイ系系統流量である。

高压代替注水系系統流量の計測範囲は、 $0\sim 50\text{ L/s}$ としており、計測対象である常設高压代替注水系ポンプの最大流量は 38 L/s であるため、**重大事故等時**において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低压代替注水系（常設）による低压代替注水系原子炉注水流量の計測範囲は、 $0\sim 500\text{ m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である低压代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水時の最大流量は $411\text{ m}^3/\text{h}$ であるため、**重大事故等時において**計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低压代替注水系（可搬）による低压代替注水系原子炉注水流量の計測範囲は、 $0\sim 150\text{ m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である低压代替注水系（可搬）による原子炉压力容器への注水時の最大流量は $95\text{ m}^3/\text{h}$ であるため、**重大事故等時において**計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

代替循環冷却系原子炉注水流量の計測範囲は、 $0\sim 200\text{ m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水時の最大流量は $100\text{ m}^3/\text{h}$ であるため、**重大事故等時において**計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

原子炉隔離時冷却系系統流量の計測範囲は、 $0\sim 50\text{ L/s}$ としており、計測対象である原子炉隔離時冷却系ポンプの最大流量は 40 L/s であるため、**重大事故等時において**計器の計測範囲での流量測定が可能である。

高压炉心スプレイ系系統流量の計測範囲は、 $0\sim 500\text{ L/s}$ としており、計測対象である高压炉心スプレイ系ポンプの最大

流量は 438 L /s であるため、**重大事故等時**において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

残留熱除去系系統流量の計測範囲は 0～600 L /s としており、計測対象である残留熱除去系ポンプの最大流量は 470 L /s であるため、**重大事故等時**において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低圧炉心スプレイ系系統流量の計測範囲は 0～600 L /s としており、計測対象である低圧炉心スプレイ系ポンプの最大流量は 456 L /s であるため、**重大事故等時**において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

- ・ 原子炉格納容器への注水量

原子炉格納容器の注水量を監視するパラメータは、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量である。

低圧代替注水系（常設）による低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の計測範囲は、0～500m³/h としており、計測対象である低圧代替注水系（常設）による、原子炉格納容器への注水時における最大流量は 447m³/h であるため、**重大事故等時において**計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低圧代替注水系（可搬）による低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の計測範囲は、0～500m³/h としており、計測対象である低圧代替注水系（可搬）による、原子炉格納容器への注水時における最大流量は 300m³/h であるため、**重大事故等時において**計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

格納容器下部注水による低圧代替注水系格納容器下部注水流量の計測範囲は、 $0\sim 200\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である低圧代替注水系格納容器下部注水による、原子炉格納容器への注水時における最大流量は $153\text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の計測範囲は、 $0\sim 400\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である代替循環冷却系による原子炉格納容器への注水時の最大流量は $200\text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

a. 代替パラメータによる推定

重大事故等時において、原子炉圧力容器内の水位が計器の計測範囲を超えた場合に、重要代替計器を用いた代替パラメータによる推定を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時に、原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータが計器の計測範囲を超えて、指示値が確認できない場合。

(b) 操作手順

計器の計測範囲を超えたかどうかの判断及び対応手順は以下のとおり。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に主要パラメータの重要代替計器による推定を指示する。

②運転員は、原子炉水位の計測範囲を超えた場合、高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量、残留熱除去系系統流量、低圧炉心スプレイ系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。

(c) 操作の成立性

上記の推定は、中央制御室運転員 1 名で対応が可能である。

推定手順を整備するため、速やかに作業ができる。

1.15.2.2 計測に必要な電源が喪失した場合の手順

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

全交流動力電源喪失又は直流電源喪失により計器電源が喪失した場合に、蓄電池又は代替電源（交流、直流）から計器へ給電する手順及び可搬型計測器により、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。

a. 所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電

全交流動力電源喪失が発生した場合に、所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

なお、所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備によ

り計測可能な計器について第 1.15-2 表に示す。

b. 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電

全交流動力電源喪失が発生した場合に，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電に関する手順は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

c. 可搬型代替直流電源設備からの給電

全交流動力電源喪失が発生し直流電源が枯渇するおそれがある場合に，可搬型代替直流電源設備からの給電に関する手順は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

蓄電池及び代替電源（交流，直流）からの給電が困難となり，中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち，手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器で計測又は監視を行う手順を整備する。

可搬型計測器による計測対象の選定を行う際，同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は，いずれか 1 つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は，いずれか 1 つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。

なお，可搬型計測器により計測可能なパラメータについて第 1.15-2 表に示す。

(a) 手順着手の判断基準

計器電源が喪失するおそれがある場合に，中央制御室でパラメータが監視できなくなるおそれが発生した場合。

(b) 操作手順

可搬型計測器によるパラメータ計測の概要は以下のとおり。
また，タイムチャートを第 1.15-5 図に示す。

- ①災害対策本部長は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対応要員に可搬型計測器によるパラメータの計測開始を指示する。
- ②重大事故等対応要員は，可搬型計測器を使用する前に電池容量を確認し，残量が少ない場合は予備乾電池と交換する。
- ③重大事故等対応要員は，中央制御室にて，測定対象パラメータの信号出力端子と可搬型計測器を接続し，測定を開始する。また，測定を開始した旨を発電長及び災害対策本部に連絡する。
- ④重大事故等対応要員は，可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り，換算表により工学値に換算し，換算結果を記録用紙に記録する。

(c) 操作の成立性

上記の操作対応は 1 測定点当たり，重大事故等対応要員 2

名にて実施し，所要時間は約 54 分を想定している。

重大事故等対応要員が中央制御室までの移動に要する時間を 44 分とし，可搬型計測器 1 個の接続に要する時間を 10 分としている。2 測定点以降，連続で接続する場合は追加測定点あたり 10 分が追加時間となる。

円滑に作業ができるように，移動経路を確保し，放射線防護服，照明及び通信連絡設備等を整備する。

(添付資料 1.15.4)

e. 重大事故等時の対応手段の選択

全交流動力電源喪失，直流電源喪失により計器電源が喪失した場合に，計器に給電する対応手段の優先順位を以下に示す。

全交流動力電源喪失が発生した場合には，所内常設直流電源設備又は常設代替直流電源設備から計測可能な計器に給電する。

所内常設直流電源から給電されている間に，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から計器に給電する。なお，常設代替交流電源設備を優先し，計器へ給電する。

常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が困難となった場合で直流電源が枯渇するおそれがある場合は，可搬型代替直流電源設備から計器に給電する。

上述の蓄電池及び代替電源（交流，直流）からの給電が困難となった場合は，可搬型計測器により重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。

1.15.2.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS データ表示装置により，計測結果を記録する。

ただし，複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む）の値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は，記録用紙に記録する。

主要パラメータのうち記録可能なものについて，自主対策設備であるプロセス計算機及び記録計により計測結果を記録する。有効監視パラメータの計測結果の記録について整理し，第 1.15-5 表に示す。

(1) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合。

(2) 操作手順

重大事故等が発生し，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果を記録する手順の概要は以下のとおり。

- a. データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS データ表示装置による記録

データ伝送装置は，非常用電源又は代替電源（常設代替交流電源設備）から給電可能で，また，緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS データ表示装置は，非常用電源又は代替電源（緊急時対策所用代替交流電源設備）から給電可能で，14 日間の記録容量を持っている。重大事故等時のパラメータの値を継続し

て確認できるよう，記録された計測結果が記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。

b. 可搬型計測器の記録

重大事故等対応要員は，1.15.2.2(1) d. で得られた可搬型計測器で計測されたパラメータの値を記録用紙に記録する。

c. プロセス計算機の記録

(a) 運転記録

プロセス計算機が稼動状態にあれば，定められたプロセスの計測結果を定時ごとに自動で記録し，中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

(b) 警報記録

プロセス計算機が稼動状態にあれば，プロセス値の異常な状態による中央制御盤の警報発生時，警報の状態を記録し，中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

また，プラントの過渡変化による重要警報のファーストヒット警報発生時，その発生順序(シーケンス)，トリップ状態，工学的安全施設作動信号及び工学的安全施設の作動状況を記録し，中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

(3) 操作の成立性

緊急時対策支援システム伝送装置による記録は，緊急時対策支援システム伝送装置の記録容量（14日間）を超える前に，緊急時対策所にて重大事故等対応要員1名で行う。室内での端末操作で

あるため、対応が可能である。

可搬型計測器の記録は記録用紙への記録であり、重大事故等対応要員 2 名にて対応が可能である。

1.15.2.4 その他の手順項目にて考慮する手順

技術的能力に係る審査基準 1.9, 1.10, 1.11, 1.14 については、技術的能力に係る審査基準において要求事項があるため、以下のとおり各々の手順において整備する。

原子炉格納容器内の水素濃度監視に関する手順は「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」にて整備する。

原子炉建屋内の水素濃度監視に関する手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。

使用済燃料プールの監視に関する手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

全交流動力電源喪失時の代替電源確保に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.15-1 表 事故時に必要な計装に関する手順

分類	機能喪失を想定する 重大事故等対処設備	対応 手段	対応設備		手順書
監視機能喪失時	計器の故障	他チャンネル による計測	主要パラメータの他チャンネル の重要計器※1	重大事故等 対処設備	重大事故等対策 要領
			主要パラメータの他チャンネル の常用計器※1	自主対策 設備	
		代替パラメータ による推定	重要代替計器	重大事故等 対処設備	
			常用代替計器	自主対策 設備	
	計器の計測範囲を 超えた場合	代替パラメータ による推定	重要代替計器	重大事故等 対処設備	
			常用代替計器	自主対策 設備	
計器電源喪失時	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	蓄電池からの給電	所内常設直流電源設備 ※2 常設代替直流電源設備 ※2	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書（事象ベース） 「全交流電源喪失」 「全直流電源喪失」 重大事故等対策 要領
		代替電源（交流）からの給電	常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2		
		代替電源（直流）からの給電	可搬型代替直流電源設備 ※2		
		可搬型計測器による計測	可搬型計測器		
—	—	パラメータ記録	データ伝送装置 緊急時対策支援システム伝送装置 SPDS データ表示装置	重大事故等 対処設備	重大事故等対策 要領
			プロセス計算機（運転記録、警報記録） 記録計	自主対策 設備	—

※1：他チャンネルの計器がある場合。

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1/10）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	個数	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図 No.
① 原子炉圧力容器内の 温度	原子炉圧力容器温度	0～500℃	302℃※3	重大事故等時において、炉心損傷の判断基準である 300℃を監視可能。	4	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	熱電対	可	※38
	原子炉圧力			「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉圧力（SA）									
	原子炉水位（広帯域）									
	原子炉水位（燃料域）			「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位（SA 広帯域）									
	原子炉水位（SA 燃料域）									
② 原子炉圧力容器内の 圧力	残留熱除去系熱交換器入口温度			「⑫最終ヒートシンクの確保<残留熱除去系>」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉圧力	0～10.5MPa [gage]	8.23MPa [gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa [gage]）の 1.2 倍（事故時の判断基準）である 10.34MPa [gage] を監視可能。	2	S	区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源	弾性圧力 検出器	可	※39
	原子炉圧力（SA）	0～10.5MPa [gage]	8.23MPa [gage]		2	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	※40
	原子炉水位（広帯域）			「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位（燃料域）									
	原子炉水位（SA 広帯域）									
	原子炉水位（SA 燃料域）									
③ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器温度			「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位（広帯域）	－3,800～1,500 mm ※4	－3,800～1,400 mm ※4	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲（レベル 3～8）（300～1,400mm ※4）及び燃料有効長下端付近まで監視可能。	2	Ss 機能維持	区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源	差圧式水位 検出器	可	※41
	原子炉水位（燃料域）	－3,800～1,300 mm ※5	448～1,300 mm ※5		2	S	区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源	差圧式水位 検出器	可	※42
	原子炉水位（SA 広帯域）	－3,800～1,500 mm ※4	－3,800～1,400 mm ※4		1	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※17	差圧式水位 検出器	可	※43
	原子炉水位（SA 燃料域）	－3,800～1,300 mm ※5	448～1,300 mm ※5		1	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ※17	差圧式水位 検出器	可	※44
	高压代替注水系系統流量			「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	低压代替注水系原子炉注水流量									
	代替循環冷却系原子炉注水流量									
	原子炉隔離時冷却系系統流量									
	高压炉心スブレイ系系統流量									
	残留熱除去系系統流量									
	低压炉心スブレイ系系統流量									

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（2/10）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	個数	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図 No.
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系統流量	0～50L/s	－＊6	常設高圧代替注水系ポンプの最大流量（38L/s）を監視可能。	1	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	②
	低圧代替注水系原子炉注水流量	0～500m ³ /h＊7	－＊6	低圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水時における最大流量（411m ³ /h）を監視可能。	1	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ＊17	差圧式流量 検出器	可	③
		0～60m ³ /h＊8	－＊6	低圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大流量（50m ³ /h）を監視可能。	1	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ＊17	差圧式流量 検出器	可	
		0～150m ³ /h＊9	－＊6	低圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水時における可搬型代替注水大型ポンプによる最大流量（95m ³ /h）を監視可能。	1	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ＊17	差圧式流量 検出器	可	
		0～200m ³ /h	－＊6	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水時における最大流量（100m ³ /h）を監視可能。	1	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ＊17	差圧式流量 検出器	可	
	原子炉隔離時冷却系統流量	0～50L/s	40L/s	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大流量（40L/s）を監視可能。	1	Ss 機能維持	区分Ⅰ 直流電源 緊急用 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑤
	高圧炉心スプレイ系系統流量	0～500L/s	438L/s	高圧炉心スプレイ系ポンプの最大流量（438L/s）を監視可能。	1	Ss 機能維持	区分Ⅲ 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器	可	⑥
	残留熱除去系系統流量	0～600L/s	470L/s	残留熱除去系ポンプの最大流量（470L/s）を監視可能。	3	S	区分Ⅰ、Ⅱ 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器	可	⑦
	低圧炉心スプレイ系系統流量	0～600L/s	456L/s	低圧炉心スプレイ系ポンプの最大流量（456L/s）を監視可能。	1	S	区分Ⅰ 計測用 交流電源	差圧式流量 検出器	可	⑧
	代替淡水貯槽水位	＊2	「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。							
	サブレーション・プール水位	＊2	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。							
	原子炉水位（広帯域）	＊2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。							
	原子炉水位（燃料域）	＊2								
	原子炉水位（SA 広帯域）	＊2								
	原子炉水位（SA 燃料域）	＊2								

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（3／10）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	個数	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図 No.
⑤ 原子炉格納 注水量容器への	低圧代替注水系格納容器スプレ イ流量	0～500m ³ /h*10	—*6	低圧代替注水系による格納容器スプレ イ時における最大流量（447m ³ /h）を監視可能。	1	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *17	差圧式 流量検 出器	可	⑨
		0～500m ³ /h*11	—*6	低圧代替注水系による格納容器スプレ イ時における可搬型代替注水大型ポン プによる最大流量（300m ³ /h）を監視可能。	1	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *17	差圧式 流量検 出器	可	
	低圧代替注水系格納容器下部注水 流量	0～200m ³ /h	—*6	低圧代替注水系による格納容器下部への注 水時における最大流量（153m ³ /h）を監視可 能。	1	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *18	差圧式 流量検 出器	可	⑩
	代替淡水貯槽水位*2			「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。						
⑥ 原子炉格納 温度容器内の	サブレーション・プール水位*2			「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器下部水位*2									
	ドライウエル雰囲気温度	0～300℃	136℃	格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	8	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *17, *18	熱電対	可	⑪
	サブレーション・チェンバ雰囲気 温度*1	0～200℃	136℃		2	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *17	熱電対	可	⑫
	サブレーション・プール水温度*1	0～200℃	88℃	格納容器の限界圧力（620kPa[gage]）にお けるサブレーション・プールの飽和温度（約 167℃）を監視可能。	3	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	測温抵抗体	可	⑬
	ドライウエル圧力*2			「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
⑦ 原子炉格納 圧力容器内の	サブレーション・チェンバ圧力*2									
	ドライウエル圧力*1	0～1MPa [abs]	250kPa[gage]	格納容器の限界圧力（620kPa[gage]）を監視 可能。	1	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *17	弾性圧力 検出器	可	⑭
	サブレーション・チェンバ圧力*1	0～1MPa [abs]	196kPa[gage]		1	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 *17	弾性圧力 検出器	可	⑮
	ドライウエル雰囲気温度*2			「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	サブレーション・チェンバ雰囲気 温度*2									
	サブレーション・プール水温度*2									

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（4/10）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	個数	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図 No.
④ 原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	－4～＋16m (EL.－970～ ＋19,030mm)	－0.5～0m (EL.2,530～ 3,030mm)	ウェットウェルベント操作可否判断（ベント ライン高さ－1.64m：＋6.5m）を把握できる 範囲を監視可能。	1	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ＊17	差圧式水位 検出器	可	⑤⑩
	格納容器下部水位	＋0.1m,＋1.0m, ＋1.5m,＋2.0m, ＋2.2m (EL.12,156mm, 12,656mm,13,156mm, 13,656mm,13,856mm)	－＊6	重大事故等時（圧力容器破損前）において、 格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水 量（底部から＋2.2m）があることを監視可能。	5	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ＊18	電極式水位 検出器	可	⑤⑪
	低圧代替注水系格納容器スブレイ 流量	＊2		「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	低圧代替注水系格納容器下部注水 流量	＊2		「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。						
	代替淡水貯槽水位	＊2		「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	ドライウェル圧力	＊2		「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	サブプレッション・チェンバ圧力	＊2		「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内水素濃度（SA）	＊1	0～100vol%	重大事故等時に於いて、格納容器内の水素燃 焼の可能性を把握する上で、水素濃度の可燃 限界（4vol%）を監視可能。	1	Ss 機能 維持	緊急用 交流電源	熱伝導式 水素検出器	＊19	⑥⑫
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	＊2	「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。							
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	＊2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。							
④ 原子炉格納容器内の水素濃度	ドライウェル圧力	＊2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。							
	サブプレッション・チェンバ圧力	＊2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。							

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（5／10）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	個数	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図 No.
⑩ 原子炉格納 放射線量率 容器内の	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	*1 $10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満 *12	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値及び推定値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	2	Ss 機能 維持	区分 I, II 直流電源 緊急用 直流電源	イオン チェンバ	*19	69
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	*1 $10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満 *12	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値及び推定値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	2	Ss 機能 維持	区分 I, II 直流電源 緊急用 直流電源	イオン チェンバ	*19	65
	起動領域計装	*1 $10^{-1} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ nv}$) 0～40%又は 0～125% ($1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ nv}$)		原子炉停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。	8	S	区分 I, II 中性子 モニタ用 直流電源	核分裂 電離箱	*19	66
	平均出力領域計装	*1 $0 \sim 125\%$ ($1.0 \times 10^{12} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の 約 19 倍	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。設計基準事故時、一時的に計測範囲を超えるが、短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから、125%を一時的に超える計測範囲を計測する必要はない。また、重大事故等時においても原子炉再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	2 *13	S	区分 I, II 原子炉 保護系 交流電源 区分 I, II 直流電源	核分裂 電離箱	*19	67
⑪ 未臨界の	維持又は確認									

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（6／10）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ ＜格納容器圧力逃がし装置＞	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	個数	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図 No.
⑫ 最終ヒートシンクの確保（1／2）	フィルタ装置水位	180～5,500mm	－＊6		2	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ＊17	差圧式水位 検出器	可	⑫
	フィルタ装置圧力	0～1MPa [gage]	－＊6	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力（0.62MPa [gage]）が監視可能。	1	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ＊17	弾性圧力 検出器	可	⑬
	フィルタ装置スクラビング水温度	0～300℃	－＊6	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用温度（200℃）が監視可能。	1	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ＊17	熱電対	可	⑭
	フィルタ装置出口放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）	$10^{-2} \sim 10^{-5}$ Sv/h	－＊6	格納容器ベント実施時（炉心損傷している場合）に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率（約 5×10^1 Sv/h）を監視可能。	2	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ＊17	イオン チェンバ	－＊19	⑮
		$10^{-3} \sim 10^{-4}$ mSv/h	－＊6	格納容器ベント実施時（炉心損傷していない場合）に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率（約 7×10^0 mSv/h）を監視可能。	1	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ＊17		－＊19	
	フィルタ装置入口水素濃度	0～100vol%	－＊6	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度（4vol%）以下であることを監視可能。	2	Ss 機能 維持	緊急用 交流電源 ＊17	熱伝導式 水素検出器	－＊19	⑯
	＜耐圧強化ベント系＞									
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-3} \sim 10^{-4}$ mSv/h	－＊6	耐圧強化ベント実施時に、想定される排気ラインの最大線量当量率（約 4×10^3 mSv/h）を監視可能。	1	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ＊17	イオン チェンバ	－＊19	⑰
	＜代替循環冷却系＞									
	サブレーション・プール水温度 ＊1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	0～200℃	－＊6	代替循環冷却時における代替循環冷却系ポンプ入口の最高使用温度（77℃）を監視可能。	1	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源	熱電対	可	⑱
	代替循環冷却系原子炉注水流量	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0～400m ³ /h	－＊6	代替循環冷却系による格納容器スプレイ時における最大流量（200m ³ /h）を監視可能。	1	Ss 機能 維持	緊急用 直流電源 ＊17	差圧式流量 検出器	可	⑲

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（7/10）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	個数	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図 No.
⑫ 最終ヒートシンクの確保（2/2）	< 残留熱除去系 >									
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	249℃	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系熱交換器入口温度の変動範囲（249℃）を監視可能。	2	Ss 機能維持	区分Ⅰ，Ⅱ計測用交流電源	熱電対	可	①
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300℃	249℃	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系熱交換器出口温度の変動範囲（249℃）を監視可能。	2	Ss 機能維持	区分Ⅰ，Ⅱ計測用交流電源	熱電対	可	③
	残留熱除去系系統流量	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	残留熱除去系海水系系統流量	0～550L/s	493L/s	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系海水系ポンプの最大流量（493L/S）を監視可能。	1	Ss 機能維持	区分Ⅰ計測用交流電源	差圧式流量検出器	可	⑭
	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	0～800m ³ /h	－＊6	緊急用海水系の運転時における，緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の最大流量（660m ³ /h）を監視可能。	1	S	区分Ⅱ計測用交流電源	差圧式流量検出器	可	⑭
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	0～50m ³ /h	－＊6	緊急用海水系の運転時における，緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の最大流量（40m ³ /h）を監視可能。	1	Ss 機能維持	緊急用直流電源＊17	差圧式流量検出器	可	⑳
	ドライウエル雰囲気温度	＊2		「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	＊2		「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	ドライウエル圧力	＊2		「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
⑬ 格納容器監視バイパスの	原子炉圧力容器温度	＊2		「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位（広帯域）	＊1		「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位（燃料域）	＊1		「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位（SA 広帯域）	＊1		「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位（SA 燃料域）	＊1								
	原子炉圧力	＊1								
	原子炉圧力（SA）	＊1								
	ドライウエル雰囲気温度	＊1								
	ドライウエル圧力	＊1								

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（8/10）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	個数	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図 No.
⑭ 水 源 の 確 保	サブレシジョン・プール水位			「⑤原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	代替淡水貯槽水位	0～20m	－＊6	代替淡水貯槽の底部より上の水位計検出点からポンプテストライン配管下端（0～19m）を監視可能。	1	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ＊17	差圧式水位 検出器	可	⑮
	高压代替注水系統流量	＊2		「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	代替循環冷却系原子炉注水流量	＊2								
	原子炉隔離時冷却系系統流量	＊2								
	高压炉心スプレイ系系統流量	＊2								
	残留熱除去系系統流量	＊2								
	低压炉心スプレイ系系統流量	＊2								
	常設高压代替注水系ポンプ吐出 圧力	＊2	0～10MPa [gage]	－＊6	高压代替注水系ポンプ吐出圧力（6.9MPa [gage]）を監視可能。	1	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	可	⑯
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	＊2	0～5MPa [gage]	－＊6	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力（1.87MPa [gage]）を監視可能。	1	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	可	⑰
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出 圧力	＊2	0～10MPa [gage]	5.98MPa [gage]	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力（5.98MPa [gage]）を監視可能。	1	Ss 機能維持	区分Ⅰ 直流電源 緊急用 直流電源	可	⑱
	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出 圧力	＊2	0～10MPa [gage]	7.24MPa [gage]	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力（7.24MPa [gage]）を監視可能。	1	Ss 機能維持	区分Ⅲ 計測用 交流電源	可	⑲
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	＊2	0～4MPa [gage]	2.30MPa [gage]	残留熱除去系ポンプ吐出圧力（2.30MPa [gage]）を監視可能。	3	Ss 機能維持	区分Ⅰ,Ⅱ 計測用 交流電源	可	⑳
	低压炉心スプレイ系ポンプ吐出 圧力	＊2	0～4MPa [gage]	2.53MPa [gage]	低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力（2.53MPa [gage]）を監視可能。	1	Ss 機能維持	区分Ⅰ 計測用 交流電源	可	㉑
	低压代替注水系原子炉注水流量	＊2		「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	低压代替注水系統格納容器スプレイ 流量	＊2								
	低压代替注水系統格納容器下部注水 流量	＊2								
	常設低压代替注水系ポンプ吐出 圧力	＊2	0～5MPa [gage]	－＊6	常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力（1.87MPa [gage]）を監視可能。	2	Ss 機能維持	緊急用 直流電源 ＊18	可	㉒

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（9／10）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	個数	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図 No.
⑮ 原子炉 建屋内 の酸素濃度	原子炉建屋酸素濃度	0～10vol%	－＊6	重大事故等時ににおいて，可燃限界（4vol%）を監視可能。	2	Ss 機能維持	緊急用 交流電源	触媒式 酸素検出器	－＊19	㊸
		0～20vol%			3	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	熱伝導式 酸素検出器	－＊19	
	静的触媒式酸素再結合器 動作監視装置	0～300℃	－＊6	重大事故等時ににおいて，静的触媒式酸素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能。	4 ＊14	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	熱電対	可	㊸
	格納容器内酸素濃度（SA）	0～25vol%	4.4vol%	重大事故時ににおいて，格納容器内の酸素燃焼の可能性を把握する上で，酸素濃度の可燃限界（5vol%）を監視可能。	1	Ss 機能維持	緊急用 交流電源	磁気力式 酸素検出器	－＊19	㊸
⑯ 原子炉格納 容器内 の酸素濃度	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）									
	ドライウエル圧力	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	サブプレッション・チェンバ圧力									

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（10／10）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	個数	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図 No.
⑪ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）	-4,300～+7,200mm (EL. 35,077～46,577mm)	+6,818mm EL. 46,195mm	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料ラック下端（EL. 35,097mm）までの範囲にわたり水位を監視可能。	1	Ss 機能維持	区分Ⅱ 直流電源 緊急用 直流電源	ガイドパルス式水位検出器	－＊19	㉔
				重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度（100℃）を監視可能。	1					
	使用済燃料プール温度（SA）	0～120℃	66℃	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度（100℃）を監視可能。	＊15	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	测温 抵抗体	可	㉔
	使用済燃料プールエア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	0～120℃	66℃	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度（100℃）を監視可能。	＊16					
	使用済燃料プール監視カメラ	10 ⁻² ～10 ⁻⁵ Sv/h	－＊6	重大事故等時に変動する可能性がある放射線量率（3.0mSv/h 以下）の範囲にわたり監視可能。	1	Ss 機能維持	緊急用 直流電源	イオン チェンバ	－＊19	㉔
		10 ⁻³ ～10 ⁻⁴ mSv/h		重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	1					
	使用済燃料プール監視カメラ	－	－＊6	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	1	Ss 機能維持	カメラ：緊急用直流電源 空冷装置：緊急用交流電源	赤外線 カメラ	－＊19	㉔ ㉔

＊1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ， ＊2：重要代替監視パラメータ

＊3：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

＊4：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（ベッセルゼロレベルより 1,340cm）， ＊5：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより 915cm）

＊6：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。

＊7：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用， ＊8：狭帯域流量，

＊9：可搬型設備による対応時に使用， ＊10：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用

＊11：可搬型設備による対応時に使用

＊12：炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

＊13：平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。

＊14：2 個の静的触煤式水素再結合器に対して，出入口に 1 個ずつ設置

＊15：検出点 2 箇所， ＊16：検出点 8 箇所

＊17：設置許可基準規則第 47 条，48 条及び 49 条で抽出された計装設備は設計基準事故対処設備に設計基準設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）の補足説明資料 57-9」参照。なお，各条文に対するパラメータの選定結果は，補足説明資料 58-11 に整理している。

＊18：設置許可基準規則第 51 条で抽出された計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有しており，低圧代替注水系格納容器下部注水流量及び格納容器下部水位に対して，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力及びドライウエル雰囲気温度はそれぞれ独立性を有する設計としている。電源については，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電源設備を経由して電源を受電できる設計とするとともに，可搬型計測器による計測が可能な設計としており，多様性を有している。詳細については，「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）の補足説明資料 57-9」参照。なお，各条文に対するパラメータの選定結果は，補足説明資料 58-11 に整理している。

＊19：全交流動力電源喪失時は，水素・酸素濃度監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置及び使用済燃料プール監視装置（水位・温度（SA 広域），監視カメラ）に対して代替電源設備により電源供給された場合には，監視計器は使用可能である。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1／15)

【推定ケース】

- ケース 1 : 同一物理量 (温度, 圧力, 水位, 放射線量率, 水素濃度及び中性子束) から推定する。
- ケース 2 : 水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力から推定する。
- ケース 3 : 流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定する。
- ケース 4 : 除熱状態を温度, 圧力等の傾向監視により推定する。
- ケース 5 : 原子炉冷却材圧力バウナダリからの漏えいを水位, 圧力等の傾向監視により推定する。
- ケース 6 : 圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定する。
- ケース 7 : ドライウェル圧力とサブレッション・チェンバ圧力の差圧から格納容器内の水位を推定する。
- ケース 8 : 未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定する。
- ケース 9 : あらかじめ評価したパラメータの相関関係により酸素濃度を推定する。
- ケース 10 : 装置の作動状況 (差温度) により水素濃度を推定する。
- ケース 11 : 使用済燃料プールの状態を同一物理量 (温度), あらかじめ評価した水位と放射線量の相関関係及びカメラによる監視により, 使用済燃料プールの水位又は必要な水遮へいが確保されていることを推定する。

なお、代替パラメータによる推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ *1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①原子炉圧力容器温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②原子炉圧力	ケース 6	②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合には、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。
		②原子炉圧力 (SA)		また、スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定する。
		②原子炉水位 (広帯域)		③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。
		②原子炉水位 (燃料域)		
		②原子炉水位 (SA 広帯域)		
原子炉圧力容器内の温度	③残留熱除去系熱交換器入口温度		ケース 1	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ *1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	① 主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	① 原子炉圧力の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		② 原子炉圧力 (SA)		② 原子炉圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力 (SA) により推定する。
		③ 原子炉水位 (広帯域)	ケース 6	③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。
		③ 原子炉水位 (燃料域)		推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③ 原子炉水位 (SA 広帯域)		
		③ 原子炉水位 (SA 燃料域)		
		③ 原子炉圧力容器温度		
	原子炉圧力 (SA)	① 主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	① 原子炉圧力 (SA) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		② 原子炉圧力		② 原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力により推定する。
		③ 原子炉水位 (広帯域)	ケース 6	③ 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。
		③ 原子炉水位 (燃料域)		推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		③ 原子炉水位 (SA 広帯域)		
		③ 原子炉水位 (SA 燃料域)		
		③ 原子炉圧力容器温度		

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	① 主要パラメータの他チャネル	ケース 1	① 原子炉水位 (広帯域・燃料域) の 1 チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。
	原子炉水位 (燃料域)	② 原子炉水位 (SA 広帯域)		① 原子炉水位 (広帯域・燃料域) の監視が不可能となった場合には、原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域) により推定する。
		② 原子炉水位 (SA 燃料域)	ケース 2	② 高圧代替注水系系統流量, 低圧代替注水系原子炉注水流量, 代替循環冷却系原子炉注水流量, 原子炉隔離時冷却系系統流量, 高圧炉心スプレイス系統流量, 残留熱除去系系統流量, 低圧炉心スプレイス系統流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉圧力容器内の水位を推定する。
		③ 高圧代替注水系系統流量		推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
		③ 低圧代替注水系原子炉注水流量		
		③ 代替循環冷却系原子炉注水流量		
		③ 原子炉隔離時冷却系系統流量		
		③ 高圧炉心スプレイス系統流量		
		③ 残留熱除去系系統流量		
		③ 低圧炉心スプレイス系統流量		
	原子炉水位 (SA 広帯域)	① 原子炉水位 (広帯域)	ケース 1	① 原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域) の監視が不可能となった場合には、原子炉水位 (広帯域・燃料域) により推定する。
	原子炉水位 (SA 燃料域)	① 原子炉水位 (燃料域)	ケース 2	② 高圧代替注水系系統流量, 低圧代替注水系原子炉注水流量, 代替循環冷却系原子炉注水流量, 原子炉隔離時冷却系系統流量, 高圧炉心スプレイス系統流量, 残留熱除去系系統流量, 低圧炉心スプレイス系統流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉圧力容器内の水位を推定する。
		② 高圧代替注水系系統流量		推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位 (広帯域・燃料域) を優先する。

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ *1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量 (1/2)	高圧代替注水系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)	ケース 3	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さいサブプレッション・プール水位を優先する。
	低圧代替注水系原子炉注水流量	①代替淡水貯槽水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)	ケース 3	①低圧代替注水系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合には、水源である代替淡水貯槽水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧代替注水系原子炉注水流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい代替淡水貯槽水位を優先する。
	代替循環冷却系原子炉注水流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)	ケース 3	①代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さいサブプレッション・プール水位を優先する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)	ケース 3	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さいサブプレッション・プール水位を優先する。
	高圧炉心スプレイ系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)	ケース 3	①高圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。 推定は、環境悪化の影響を受けることが小さいサブプレッション・プール水位を優先する。

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ※1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量 (2 / 2)	残留熱除去系系統流量	① 主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	① 残留熱除去系系統流量の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。(他系統が運転状態の場合)
		② サプレッション・プール水位	ケース 3	② 残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブレーション・プール水位の変化により注水量を推定する。
	③ 原子炉水位 (広帯域)	③ 注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。		
	③ 原子炉水位 (燃料域)	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。		
	③ 原子炉水位 (SA 広帯域)	③ 注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。		
原子炉格納容器への注水量	低圧炉心スプレイ系系統流量	③ 原子炉水位 (SA 燃料域)	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。	
		① サプレッション・プール水位	ケース 3	① 低圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサブレーション・プール水位の変化により注水量を推定する。
		② 原子炉水位 (広帯域)		② 注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。
		② 原子炉水位 (燃料域)		推定は、環境悪化の影響を受けることが小さいサブレーション・プール水位を優先する。
		② 原子炉水位 (SA 広帯域)		推定は、環境悪化の影響を受けることが小さいサブレーション・プール水位を優先する。
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	① 代替淡水貯槽水位	ケース 3	① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合には、水源である代替淡水貯槽水位の変化により注水量を推定する。
		② サプレッション・プール水位		② 注水先のサブレーション・プール水位の変化により低圧代替注水系格納容器スプレイ流量を推定する。
	低圧代替注水系格納容器下部注水量	① 代替淡水貯槽水位 ② 格納容器下部水位	ケース 3	推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい代替淡水貯槽水位を優先する。
				① 低圧代替注水系格納容器下部注水量の監視が不可能となった場合には、水源である代替淡水貯槽水位の変化により注水量を推定する。
				② 注水先の格納容器下部水位の変化により低圧代替注水系格納容器下部注水量を推定する。
推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい代替淡水貯槽水位を優先する。				

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ *1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	① 主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	① ドライウエル雰囲気温度の 1 チャンネルは故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		② ドライウエル圧力	ケース 6	② ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合には、飽和温度／圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル雰囲気温度を推定する。
		③ サプレッション・チェンバ圧力		③ サプレッション・チェンバ圧力により、上記①と同様にドライウエル雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サブレーション・チェンバ雰囲気温度	① 主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	① サプレッション・チェンバ雰囲気温度の 1 チャンネルは故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		② サプレッション・プール水温度	ケース 6	② サプレッション・チェンバ雰囲気温度の監視が不可能となった場合には、サブレーション・プール水温度によりサブレーション・チェンバ雰囲気温度を推定する。
		③ サプレッション・チェンバ圧力		③ 飽和温度／圧力の関係を利用してサブレーション・チェンバ圧力によりサブレーション・チェンバ雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サブレーション・プール水温度	① 主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	① サプレッション・プール水温度の 1 チャンネルは故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		② サプレッション・チェンバ雰囲気温度	ケース 6	② サプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合には、サブレーション・チェンバ雰囲気温度によりサブレーション・プール水温度を推定する。
		③ サプレッション・チェンバ圧力		③ 飽和温度／圧力の関係を利用してサブレーション・チェンバ圧力によりサブレーション・プール水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ *1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	①サブプレッション・チェンバ圧力	ケース 1	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合には、サブプレッション・チェンバ圧力により推定する。
		②ドライウエル雰囲気温度	ケース 6	②飽和温度／圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度によりドライウエル圧力を推定する。
		③ [ドライウエル圧力] *2	ケース 1	③監視可能であればドライウエル圧力 (常用計器) により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるサブプレッション・チェンバ圧力を優先する。
	サブプレッション・チェンバ圧力	①ドライウエル圧力	ケース 1	①サブプレッション・チェンバ圧力の監視が不可能となった場合には、ドライウエル圧力により推定する。
		②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ②サブプレッション・プール水温度 ③ [サブプレッション・チェンバ圧力] *2	ケース 6 ケース 1	②飽和温度／圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プール水温度によりサブプレッション・チェンバ圧力を推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力 (常用計器) により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるドライウエル圧力を優先する。

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ		推定ケース	代替パラメータ推定方法	
		① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	*1		ケース 2	① サプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合には、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の注水量により、サプレッション・プール水位を推定する。
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	② 代替淡水貯槽水位		ケース 7		② 水源である代替淡水貯槽水位の変化により、サプレッション・プール水位を推定する。
		③ ドライウエル圧力				
		③ サプレッション・チェンバ圧力				
		④ [サプレッション・プール水位] *2		ケース 1		(上記①, ②)の推定方法は、注水流量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサプレッション・プールへ移行する場合を想定しており、サプレッション・プール水位の計測目的 (ウェットウェルベントの操作可否判断 (ベントライン高さ -1.64m; +6.5m) を把握すること) から考えると保守的な評価となることから問題ない。) ③ ドライウエル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧によりサプレッション・プール水位を推定する。 ④ 監視可能であればサプレッション・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、注水先に近い低圧代替注水系格納容器スプレイ流量を優先する。
	格納容器下部水位	① 主要パラメータの他チャンネル		ケース 1		① 格納容器下部水位の 1 チャンネルは故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		② 低圧代替注水系格納容器下部注水流量		ケース 2		② 格納容器下部水位の監視が不可能となった場合には、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により、格納容器下部水位を推定する。
		③ 代替淡水貯槽水位		ケース 2		③ 水源である代替淡水貯槽水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。
						推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	① 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)		ケース 9		① 格納容器内水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合には、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。
		① 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)				① ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認すること、事故後の格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。
		① ドライウエル圧力				
		① サプレッション・チェンバ圧力				
		② [格納容器内水素濃度] *2		ケース 1		② 監視可能であれば格納容器内水素濃度 (常用計器) により、水素濃度を推定する。
						推定は、重要代替計器を優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ *1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納放射線量率内	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	ケース 1	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の 1 チャンネルは故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の監視が不可能となった場合には、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	ケース 1	①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の 1 チャンネルは故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合には、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	起動領域計装	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①起動領域計装の 1 チャンネルは故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		②平均出力領域計装 ③ [制御棒操作監視系] *2	ケース 8	②起動領域計装の監視が不可能となった場合には、平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
未臨界の維持又は確認	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域計装	ケース 1	①平均出力領域計装の 1 チャンネルは故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
		③ [制御棒操作監視系] *2	ケース 8	②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合には、起動領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		①起動領域計装 ②平均出力領域計装	ケース 8	①制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）の監視が不可能となった場合には、起動領域計装により推定する。 ②平均出力領域計装により推定する。 推定は、低出力領域を監視する起動領域計装を優先する。
	[制御棒操作監視系]			

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ *1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保 (1/2)	＜格納容器圧力逃がし装置＞ フィルタ装置水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温	① 主要パラメータ (フィルタ装置水位, フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ), フィルタ装置入口水素濃度) の他チャネル	ケース 1	① 主要パラメータのうち, フィルタ装置水位, フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ), フィルタ装置入口水素濃度の1チャネルは故障した場合は, 他チャネルにより推定する。 ② 格納容器圧力逃がし装置による冷却において, フィルタ装置水位, フィルタ装置圧力, フィルタ装置スクラビング水温, フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ), フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合には, ドライウエル雰囲気温度 [ドライウエル圧力又はサブレーション・チェンバ雰囲気温度, サブレーション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) フィルタ装置入口水素濃度	② ドライウエル雰囲気温度 ② サブレーション・チェンバ雰囲気温度 ② ドライウエル圧力 ② サブレーション・チェンバ圧力	ケース 4	なお, フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合には, フィルタ容器内は飽和状態であるため, スクラビング水温からフィルタ装置圧力を推定する。 フィルタ装置スクラビング水温の監視が不可能となった場合には, 優先して予備側検出素子により計測する。予備側の監視が不可能な場合には, フィルタ容器内は飽和状態であるため, フィルタ装置圧力からスクラビング水温を推定する。
	＜耐圧強化ベント系＞ 耐圧強化ベント系放射線モニタ	① ドライウエル雰囲気温度 ① サブレーション・チェンバ雰囲気温度 ① ドライウエル圧力 ① サブレーション・チェンバ圧力	ケース 4	推定は, 主要パラメータ (フィルタ装置水位, フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ), フィルタ装置入口水素濃度) の他チャネルを優先する。 ① 耐圧強化ベント系による冷却において, 耐圧強化ベント系放射線モニタの監視が不可能となった場合には, ドライウエル雰囲気温度, サブレーション・チェンバ雰囲気温度, ドライウエル圧力, サブレーション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	＜代替循環冷却系＞ サブレーション・プール水温度 代替循環冷却系ポンプ入口温度 代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	① 主要パラメータ (サブレーション・プール水温度) の他チャネル ② ドライウエル雰囲気温度 ② サブレーション・チェンバ雰囲気温度	ケース 1 ケース 4	推定は, ドライウエル又はウェットウエルのベントに使用した方を優先する。 ① 主要パラメータのうち, サブレーション・プール水温度の1チャネルは故障した場合は, 他チャネルにより推定する。 ② 代替循環冷却系による冷却において, サブレーション・プール水温度, 代替循環冷却系ポンプ入口温度, 代替循環冷却系原子炉注水流量, 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合には, ドライウエル雰囲気温度, サブレーション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
				推定は, 主要パラメータ (サブレーション・プール水温度) の他チャネルを優先する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11／15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ *1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保 (2／2)	＜残留熱除去系＞ 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	① 主要パラメータ（残留熱除去系熱交換器入口温度，残留熱除去系熱交換器出口温度，残留熱除去系系統流量，残留熱除去系海水系系統流量）の他チャンネル ② 原子炉圧力容器温度 ② ドライウエル雰囲気温度 ② サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ② サプレッション・プール水温度	ケース 1 ケース 4	① 主要パラメータのうち，残留熱除去系熱交換器入口温度，残留熱除去系熱交換器出口温度，残留熱除去系系統流量，残留熱除去系海水系系統流量の1チャンネルは故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ② 残留熱除去系による冷却において，残留熱除去系熱交換器入口温度，残留熱除去系熱交換器出口温度，残留熱除去系系統流量，残留熱除去系海水系系統流量（残留熱除去系熱交換器），緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の監視が不可能となった場合には，原子炉圧力容器温度，ドライウエル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度，サプレッション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。 推定は，主要パラメータ（残留熱除去系熱交換器入口温度，残留熱除去系熱交換器出口温度，残留熱除去系系統流量，残留熱除去系海水系系統流量）の他チャンネルを優先する。

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ *1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域)	① 主要パラメータ (原子炉水位 (広帯域・燃料域), 原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域), 原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)) の他チャネル	ケース 1	① 主要パラメータのうち, 原子炉水位 (広帯域・燃料域), 原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の 1 チャネルは故障した場合は, 他チャネルにより推定する。
	原子炉水位 (SA 広帯域)	② ドライウエル雰囲気温度	ケース 5	② 原子炉水位 (広帯域・燃料域), 原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合には, ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
	原子炉圧力	② ドライウエル圧力		推定は, 主要パラメータ (原子炉水位 (広帯域・燃料域), 原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)) の他チャネルを優先する。
	原子炉圧力 (SA)	② [エリア放射線モニタ] *2		
	ドライウエル雰囲気温度	① 主要パラメータ (ドライウエル雰囲気温度) の他チャネル	ケース 1	① 主要パラメータのうち, ドライウエル雰囲気温度の 1 チャネルは故障した場合, 他チャネルにより推定する。
	ドライウエル圧力	② 原子炉水位 (広帯域)	ケース 5	② ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合には, 原子炉水位 (広帯域・燃料域), 原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA), エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
		② 原子炉水位 (燃料域)		推定は, 主要パラメータ (ドライウエル雰囲気温度) の他チャネルを優先する。
		② 原子炉水位 (SA 広帯域)		
		② 原子炉水位 (SA 燃料域)		
		② 原子炉圧力		
		② 原子炉圧力 (SA)	ケース 5	推定は, 主要パラメータ (ドライウエル雰囲気温度) の他チャネルを優先する。
		② [エリア放射線モニタ] *2		
		① 原子炉水位 (広帯域)		
		① 原子炉水位 (燃料域)		
		① 原子炉水位 (SA 広帯域)	ケース 5	① エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合には, 原子炉水位 (広帯域・燃料域), 原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA), ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力により格納容器バイパスの発生を推定する。
		① 原子炉水位 (SA 燃料域)		
		① 原子炉圧力		
		① 原子炉圧力 (SA)		
		① ドライウエル雰囲気温度	ケース 5	
		① ドライウエル圧力		
		① ドライウエル圧力		
		① ドライウエル圧力		

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ *1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保	サブレーション・プール水位	① 高压代替注水系系統流量 ① 代替循環冷却系原子炉注水流量 ① 原子炉隔離時冷却系系統流量 ① 高压炉心スプレイス系統流量 ① 残留熱除去系系統流量 ① 低压炉心スプレイス系統流量 ② 常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力 ② 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ② 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ② 高压炉心スプレイスポンプ吐出圧力 ② 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ② 低压炉心スプレイスポンプ吐出圧力	ケース 2	① サブレーション・プール水位の監視が不可能となった場合には、サブレーション・プールを水源とする高压代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高压炉心スプレイス系、残留熱除去系、低压炉心スプレイス系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブレーション・プールの水位が確保されていることを推定する。 ② サブレーション・プールを水源とする常設高压代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高压炉心スプレイスポンプ、残留熱除去系ポンプ、低压炉心スプレイスポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブレーション・プール水位が確保されていることを推定する。 ③ 監視可能であればサブレーション・プール水位（常用計器）により、水位を推定する。 推定は、サブレーション・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。
		③ [サブレーション・プール水位] *2	ケース 1	
	代替淡水貯槽水位	① 低压代替注水系原子炉注水流量 ① 低压代替注水系格納容器スプレイス流量 ① 低压代替注水系格納容器下部注水流量 ② 常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力	ケース 2	① 代替淡水貯槽水位の監視が不可能となった場合には、代替淡水貯槽水位を水源とする常設低压代替注水系ポンプによる各注水先への流量から、代替淡水貯槽水位を推定する。 ② 常設低压代替注水系ポンプの吐出圧力から、ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定する。 推定は、代替淡水貯槽を水源とするポンプの注水量を優先する。

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1. 15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ *1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉建屋水素濃度		①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	①原子炉建屋水素濃度の1チャンネルは故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合には、静的触媒式水素再結合器 動作監視装置(静的触媒式水素再結合器入口／出口の差温度から水素濃度を推定)により推定する。
		②静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	ケース10	
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	ケース9	①格納容器内酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合には、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)により推定する。
		①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)		
		①ドライウエル圧力		
		①サブプレッション・チェンバ圧力	ケース1	①ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認すること、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。
		②「格納容器内酸素濃度」*2		②監視可能であれば格納容器内酸素濃度(常用計器)により、酸素濃度を推定する。
				推定は、重要代替計器を優先する。

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (15/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ *1	推定ケース	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	①使用済燃料プール温度 (SA) ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料プール監視カメラ	ケース 1 1	①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) の監視が不可能となった場合には、使用済燃料プール温度 (SA) により使用済燃料プールの温度を推定する。 また、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて放射線量を計測した後、水位と放射線量率の関係から水位を推定する。 ②使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、温度の場合は同じ仕様である使用済燃料プール温度 (SA) を、水位の場合は使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) を優先する。
	使用済燃料プール温度 (SA)	①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料プール監視カメラ	ケース 1 1	①使用済燃料プール温度 (SA) の監視が不可能となった場合には、使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) により温度を推定する。 推定は、同じ仕様である使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) を優先する。
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料プール温度 (SA) ②使用済燃料プール監視カメラ	ケース 1 1	①使用済燃料プールエリア放射線モニタの監視が不可能となった場合には、使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係から放射線量を推定する。 ②使用済燃料プール温度 (SA) 及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) を優先する。
	使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料プール温度 (SA) ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	ケース 1 1	①使用済燃料プール監視カメラの監視が不可能となった場合には、使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料プール温度 (SA)、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて、使用済燃料プールの状態を推定する。

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 1. 15-4 表 補助パラメータ (1/3)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
電源関係	275kV 東海原子力線 1L, 2L 電圧	東海原子力線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ
	154kV 原子力 1 号線電圧	原子力 1 号線の受電状態を確認するパラメータ
	M/C 2 C 電圧	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ
	M/C 2 D 電圧	
	M/C 2 E 電圧	
	M/C HPCS 電圧	
	P/C 2 C 電圧	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ
	P/C 2 D 電圧	
	緊急用 M/C 電圧	緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ
	緊急用 P/C 電圧	緊急用 P/C の受電状態を確認するパラメータ
	直流 125V 主母線盤 A 電圧	直流電源の受電状態を確認するパラメータ
	直流 125V 主母線盤 B 電圧	
	直流 125V 充電器 A・B 蓄電池電圧	
	直流±24V 充電器 A・B 蓄電池電圧	
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧	
	緊急用 125V 充電器蓄電池電圧	
	HPCS D/G 電圧	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ
	HPCS D/G 周波数	
	D/G 2 C・2 D 海水系入口圧力	
	HPCS D/G 海水系入口圧力	
	常設代替高圧電源装置発電機電圧	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ
	常設代替高圧電源装置発電機周波数	
	常設代替高圧電源装置エンジン回転数	
	常設代替高圧電源装置潤滑油入口温度	
	常設代替高圧電源装置潤滑油入口圧力	
	可搬型代替低圧電源車発電機電圧	
	可搬型代替低圧電源車発電機周波数	
	可搬型整流器電圧	
	常設代替高圧電源装置燃料タンクレベル	燃料の確保状態を確認するパラメータ
	可搬型設備用軽油タンク油面	
	各機器油タンクレベル	

第 1. 15-4 表 補助パラメータ (2/3)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
補機関係	高压代替注水系ポンプ入口圧力	高压代替注水系の運転状態を確認するパラメータ (現場)
	高压代替注水系タービン入口圧力	
	常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力	
	高压代替注水系タービン排気圧力	
	格納容器頂部注水系 (可搬型) 注水流量	低压代替注水系の運転状態を確認するパラメータ
	格納容器頂部注水系 (常設) 注水流量	
	低压代替注水系系統流量 (使用済燃料プール)	
	緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器)	緊急用海水系の運転状態を確認するパラメータ
その他	スクラム警報	原子炉スクラム発生の有無を確認するパラメータ
	制御棒駆動水圧系駆動水圧力	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ
	制御棒駆動水圧系系統流量	
	制御棒駆動系冷却水ライン流量	
	ほう酸水貯蔵タンク液位	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ
	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	
	ほう酸水注入系系統圧力	
	原子炉水位 (狭帯域)	原子炉の水位を確認するパラメータ
	高压窒素ガス供給系供給圧力	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ
	窒素ガスボンベ出口圧力	
	代替逃がし安全弁駆動装置窒素ガスボンベ出口圧力	
	主蒸気流量	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ
	給水流量	給復水系の運転状態を確認するパラメータ
	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力	
	復水器真空度	
	タービン駆動給水ポンプ吐出圧力	
	電動駆動給水ポンプ吐出圧力	消火系の運転状態を確認するパラメータ
	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	
	補給水系系統圧力	補給水系の運転状態を確認するパラメータ
	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	
	純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	

第 1. 15-4 表 補助パラメータ (3/3)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
その他	二次隔離弁操作室差圧	二次隔離弁操作室の陽圧化を確認するパラメータ
	空気ボンベユニット流量	
	薬液タンク圧力	サブプレション・プール水 pH 制御設備の状態を確認するパラメータ
	薬液タンク水位	
	制御棒位置指示	溶融炉心の徴候を検知するパラメータ
	可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ
	可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量	
	可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力	
	可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度	
	可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度	
	可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度	
	可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度	
	可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度	
	非常用ガス再循環系空気流量	原子炉建屋ガス処理系の運転状態を確認するパラメータ
	非常用ガス処理系空気流量	
	使用済燃料プール温度	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ
	スキマサージタンク水位	
	燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	
	原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	
	原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	
	原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力	原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ
	モニタリング・ポスト	原子炉建屋周辺の放射線量率を確認するパラメータ
	可搬型モニタリング・ポスト	
	淡水貯水池 A	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ
	淡水貯水池 B	
	復水貯蔵タンク水位	
	ろ過水貯蔵タンク水位	
	純水貯蔵タンク水位	
	多目的タンク水位	
	原水タンク水位	

第 1.15-5 表 重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
(自主対策設備) の監視・記録について (1/5)

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応			記録	
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	可	要	—	SPDS	—
	原子炉圧力 *2	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉圧力 (SA) *2					
	原子炉水位 (広帯域) *2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (燃料域) *2					
	原子炉水位 (SA 広帯域) *2					
	原子炉水位 (SA 燃料域) *2					
	残留熱除去系熱交換器入口温度 *2	最終ヒートシンクの確保<残留熱除去系>を監視するパラメータと同じ。				
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 *1	可	要	—	SPDS	—
	原子炉圧力 (SA) *1	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (広帯域) *2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (燃料域) *2					
	原子炉水位 (SA 広帯域) *2					
	原子炉水位 (SA 燃料域) *2					
	原子炉圧力容器温度 *2	最終ヒートシンクの確保<残留熱除去系>を監視するパラメータと同じ。				
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) *1	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (燃料域) *1	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (SA 広帯域) *1	可	要	—	SPDS	—
	原子炉水位 (SA 燃料域) *1	可	要	—	SPDS	—
	高压代替注水系系統流量 *1	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	低压代替注水系原子炉注水流量 *2					
	代替循環冷却系原子炉注水流量 *2					
	原子炉隔離時冷却系系統流量 *2					
	高压炉心スプレイ系系統流量 *2					
	残留熱除去系系統流量 *2					
	低压炉心スプレイ系系統流量 *2					
原子炉圧力容器への注水量 (1/2)	高压代替注水系系統流量	可	要	—	SPDS	—
	低压代替注水系原子炉注水流量	可	要	—	SPDS	—
	代替循環冷却系原子炉注水流量	可	要	—	SPDS	—
	原子炉隔離時冷却系系統流量	可	要	—	SPDS	—
	高压炉心スプレイ系系統流量	可	要	—	SPDS	—
	残留熱除去系系統流量	可	要	—	SPDS	—
	低压炉心スプレイ系系統流量	可	要	—	SPDS	—
	残留熱除去系系統流量	可	要	—	SPDS	—
	低压炉心スプレイ系系統流量	可	要	—	SPDS	—

*1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ， *2：重要代替監視パラメータ
[]：有効監視パラメータ

第 1.15-5 表 重要監視パラメータ，重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
(自主対策設備) の監視・記録について (2/5)

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応			記録	
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
原子炉圧力容器 への注水量 (2/2)	サブプレッション・プール水位	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	代替淡水貯槽水位 *2	水源の確保を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（広帯域） *2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（燃料域） *2					
	原子炉水位（SA 広帯域） *2					
	原子炉水位（SA 燃料域） *2					
原子炉格納容器 への注水量	低圧代替注水系格納容器 スプレイ流量	可	要	—	SPDS	—
	低圧代替注水系格納容器 下部注水流量	可	要	—	SPDS	—
	代替淡水貯槽水位 *2	水源の確保を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・プール水 位 *2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器下部水位 *2					
原子炉格納容器 内の温度	ドライウエル雰囲気温度	可	要	—	SPDS	—
	サブプレッション・チェンバ 雰囲気温度 *1	可	要	—	SPDS	—
	サブプレッション・プール水 温度 *1	可	要	—	SPDS	—
	ドライウエル圧力 *2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ 圧力 *2					
原子炉格納容器 内の圧力	ドライウエル圧力 *1	可	要	—	SPDS	—
	サブプレッション・チェンバ 圧力 *1	可	要	—	SPDS	—
	ドライウエル雰囲気温度 *2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ 雰囲気温度 *2					
	サブプレッション・プール水 温度 *2					
原子炉格納容器 内の水位	サブプレッション・プール水 位	可	要	—	SPDS	—
	格納容器下部水位	可	要	—	SPDS	—
	低圧代替注水系格納容器 スプレイ流量 *2	原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	低圧代替注水系格納容器 下部注水流量 *2					
	代替淡水貯槽水位 *2	水源の確保を監視するパラメータと同じ。				
	ドライウエル圧力 *2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ 圧力 *2					

*1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ， *2：重要代替監視パラメータ

[]：有効監視パラメータ

第 1.15-5 表 重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
(自主対策設備)の監視・記録について (3/5)

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応			記録	
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) *1	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) *2	原子炉格納容器内の放射線量率を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) *2					
	ドライウェル圧力 *2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ圧力 *2					
	[格納容器内水素濃度]	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機記録計	—
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) *1	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) *1	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—
未臨界の維持又は確認	起動領域計装 *1	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	SPDS	—
	平均出力領域計装 *1	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	SPDS	—
	[制御棒操作監視系]	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機	—
最終ヒートシンクの確保 (1/2)	フィルタ装置水位	可	要	—	SPDS	—
	フィルタ装置圧力	可	要	—	SPDS	—
	フィルタ装置スクラビング水温度	可	要	—	SPDS	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—
	フィルタ装置入口水素濃度	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	否	—	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電源を供給可能であるため、計器の使用が可能。	SPDS	—
	サブプレッション・プール水温度 *1	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	可	要	—	SPDS	—
	代替循環冷却系原子炉注水流量	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	可	要	—	SPDS	—
	残留熱除去系熱交換器入口温度	可	要	—	SPDS	—
	残留熱除去系熱交換器出口温度	可	要	—	SPDS	—
	残留熱除去系系統流量	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	残留熱除去系海水系統流量	可	要	—	SPDS	—

*1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ、 *2：重要代替監視パラメータ
[]：有効監視パラメータ

第 1.15-5 表 重要監視パラメータ，重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
(自主対策設備) の監視・記録について (4/5)

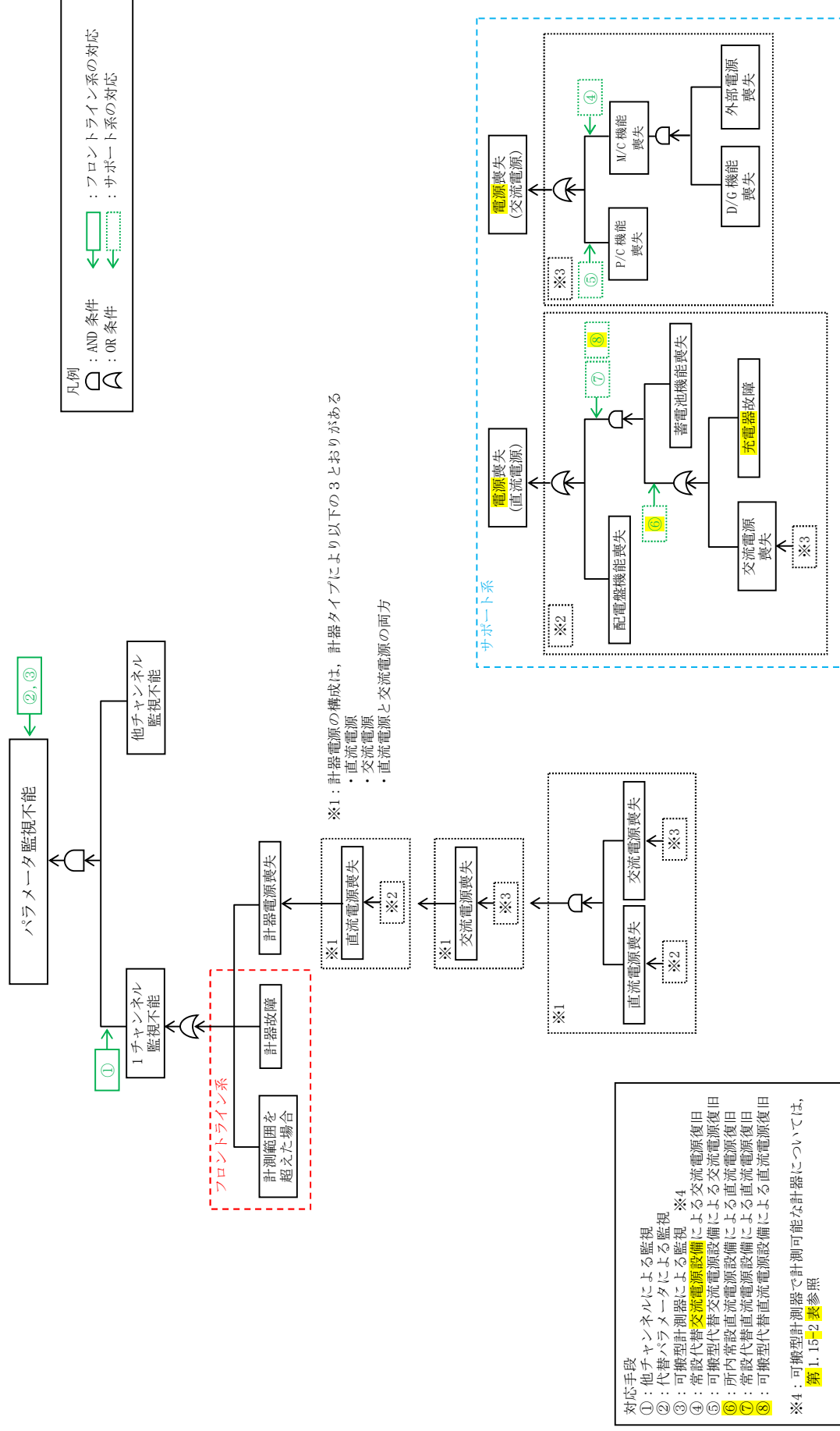
分類	パラメータ	可搬型計測器での対応			記録	
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
最終ヒートシンクの確保 (2/2)	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	可	要	—	SPDS	—
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	可	要	—	SPDS	—
	ドライウェル雰囲気温度 *2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 *2					
	ドライウェル圧力 *2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ圧力 *2					
	原子炉圧力容器温度 *2	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
格納容器パイプスの監視	原子炉水位 (広帯域) *1	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (燃料域) *1					
	原子炉水位 (SA 広帯域) *1					
	原子炉水位 (SA 燃料域) *1					
	原子炉圧力 *1	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉圧力 (SA) *1					
	ドライウェル雰囲気温度 *1	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ。				
	ドライウェル圧力 *1	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	[エリア放射線モニタ]	否	—	可搬型計測器での計測対象外	記録計	—
水源の確保	サブプレッション・プール水位	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ。				
	代替淡水貯槽水位	可	要	—	SPDS	—
	高圧代替注水系系統流量 *2	原子炉圧力容器への注水量及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	代替循環冷却系原子炉注水流量 *2					
	原子炉隔離時冷却系系統流量 *2					
	高圧炉心スプレイ系系統流量 *2					
	残留熱除去系系統流量 *2					
	低圧炉心スプレイ系系統流量 *2					
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 *2	可	要	—	SPDS	—
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 *2	可	要	—	SPDS	—
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 *2	可	要	—	SPDS	—
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 *2	可	要	—	SPDS	—
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 *2	可	要	—	SPDS	—
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 *2	可	要	—	SPDS	—
	低圧代替注水系原子炉注水流量 *2	原子炉圧力容器への注水量及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ。				
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 *2					
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量 *2					
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 *2	可	要	—	SPDS	—

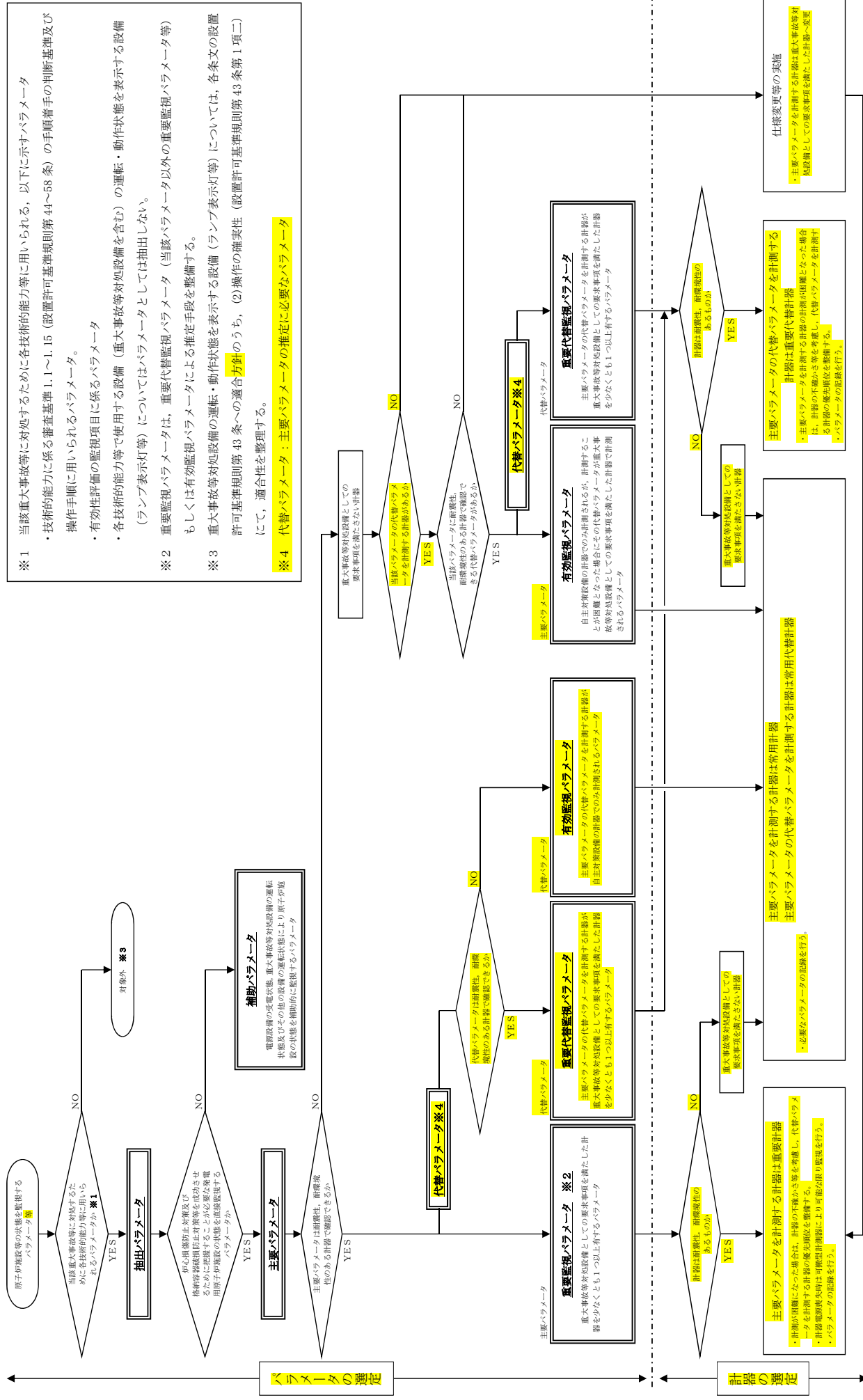
*1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ， *2：重要代替監視パラメータ
[]：有効監視パラメータ

第 1.15-5 表 重要監視パラメータ，重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ
(自主対策設備)の監視・記録について (5/5)

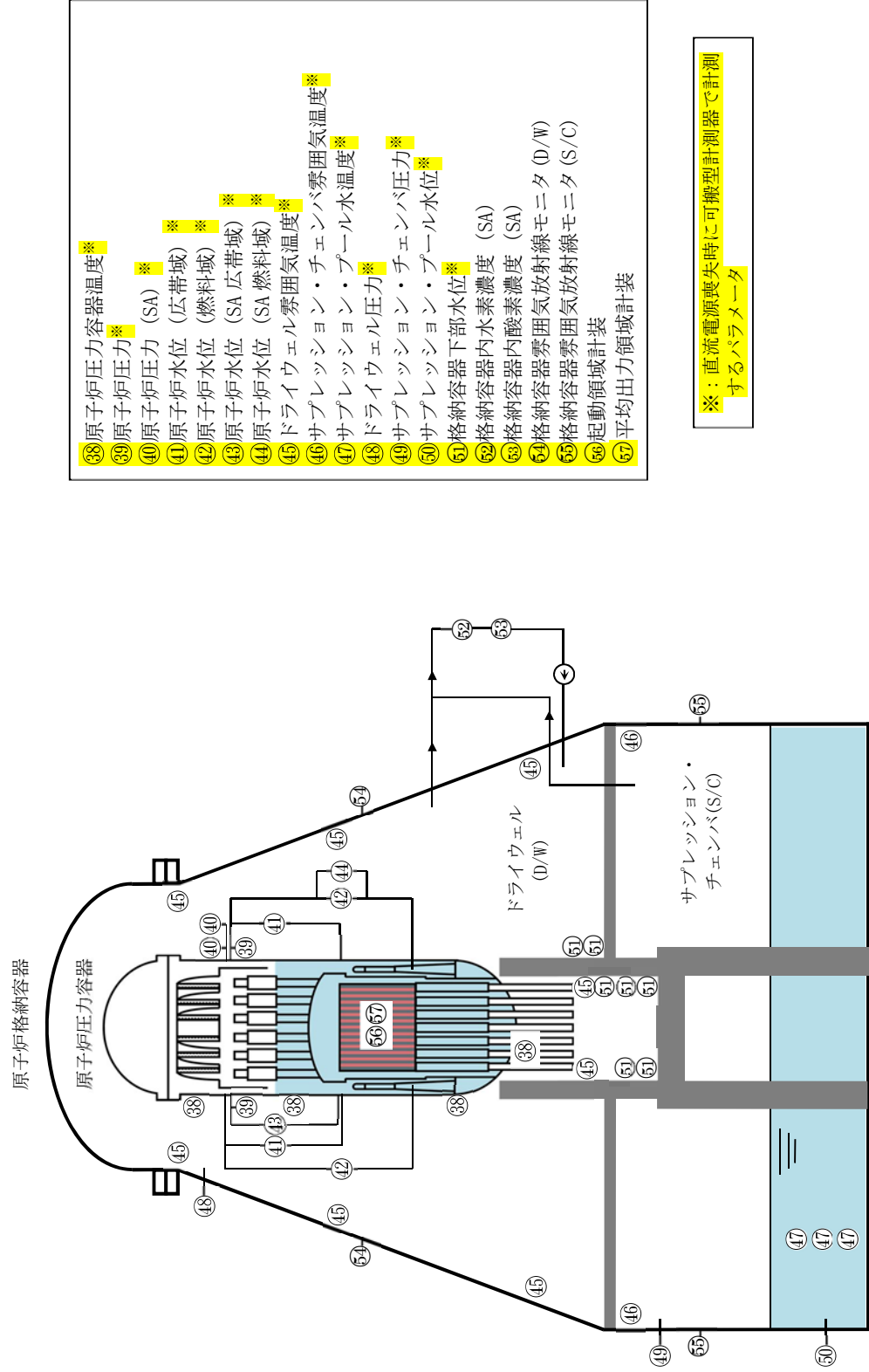
分類	パラメータ	可搬型計測器での対応			記録	
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
原子炉建屋内の 水素濃度	原子炉建屋水素濃度	否	—	全交流動力電源喪失時は，代替電源設備により電源を供給可能であるため，計器の使用が可能。	SPDS	—
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置 *2	可	—	—	SPDS	—
原子炉格納容器 内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	否	—	全交流動力電源喪失時は，代替電源設備により電源を供給可能であるため，計器の使用が可能。	SPDS	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) *2	原子炉格納容器内の放射線量率を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) *2					
	ドライウェル圧力 *2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッション・チェンバ圧力 *2					
	[格納容器内酸素濃度]	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プロセス計算機 記録計	—
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位 (SA 広域) *1	否	—	全交流動力電源喪失時は，代替電源設備により電源を供給可能であるため，計器の使用が可能。	SPDS	—
	使用済燃料プール温度 (SA 広域) *1	可	要	—	SPDS	—
	使用済燃料プール温度 (SA) *1	可	要	—	SPDS	—
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) *1	否	—	全交流動力電源喪失時は，代替電源設備により電源を供給可能であるため，計器の使用が可能。	SPDS	—
	使用済燃料プール監視カメラ *1	否	—	全交流動力電源喪失時は，代替電源設備により電源を供給可能であるため，計器の使用が可能。	監視モニタ 表示端末	—

*1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ， *2：重要代替監視パラメータ
[]：有効監視パラメータ

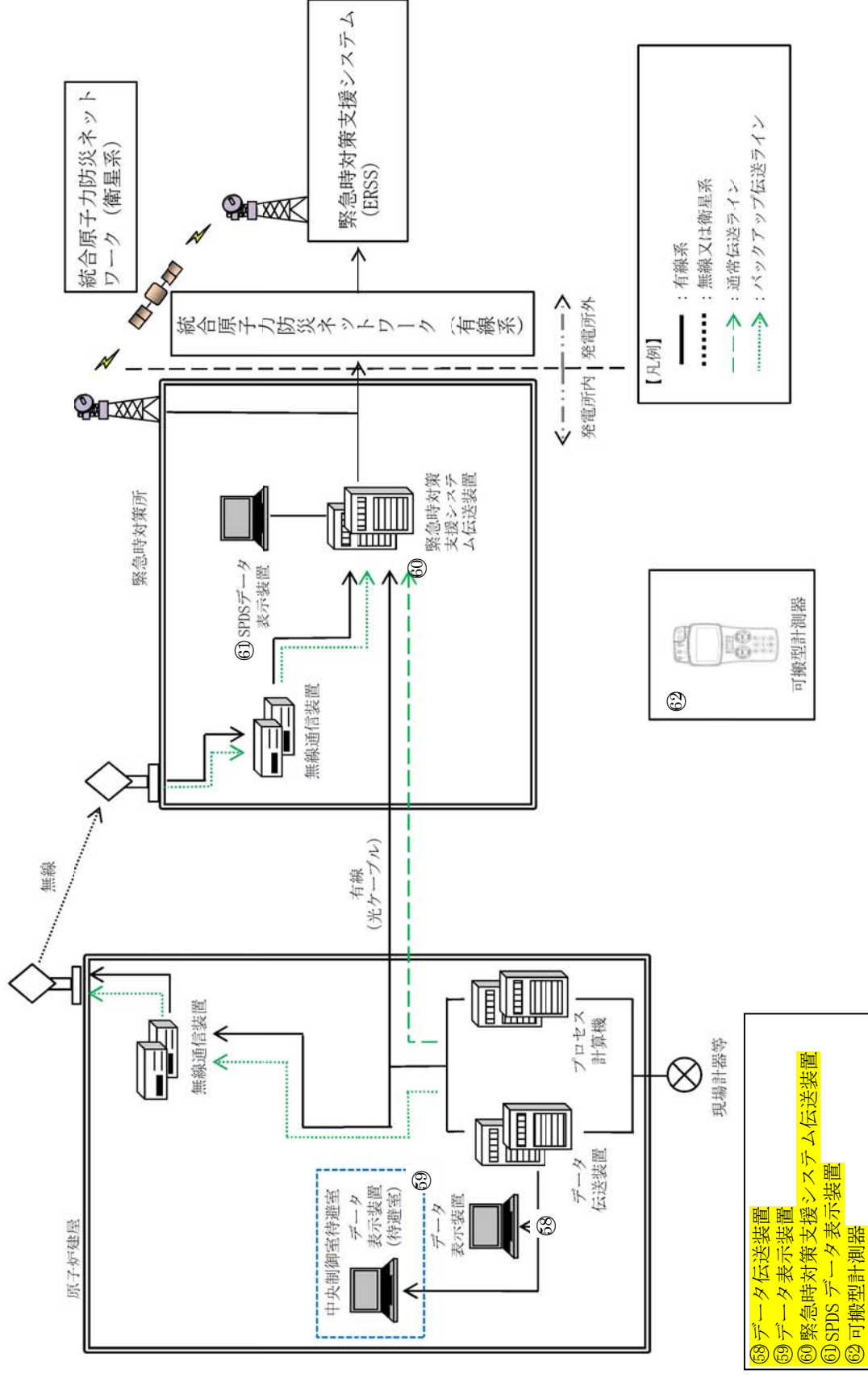




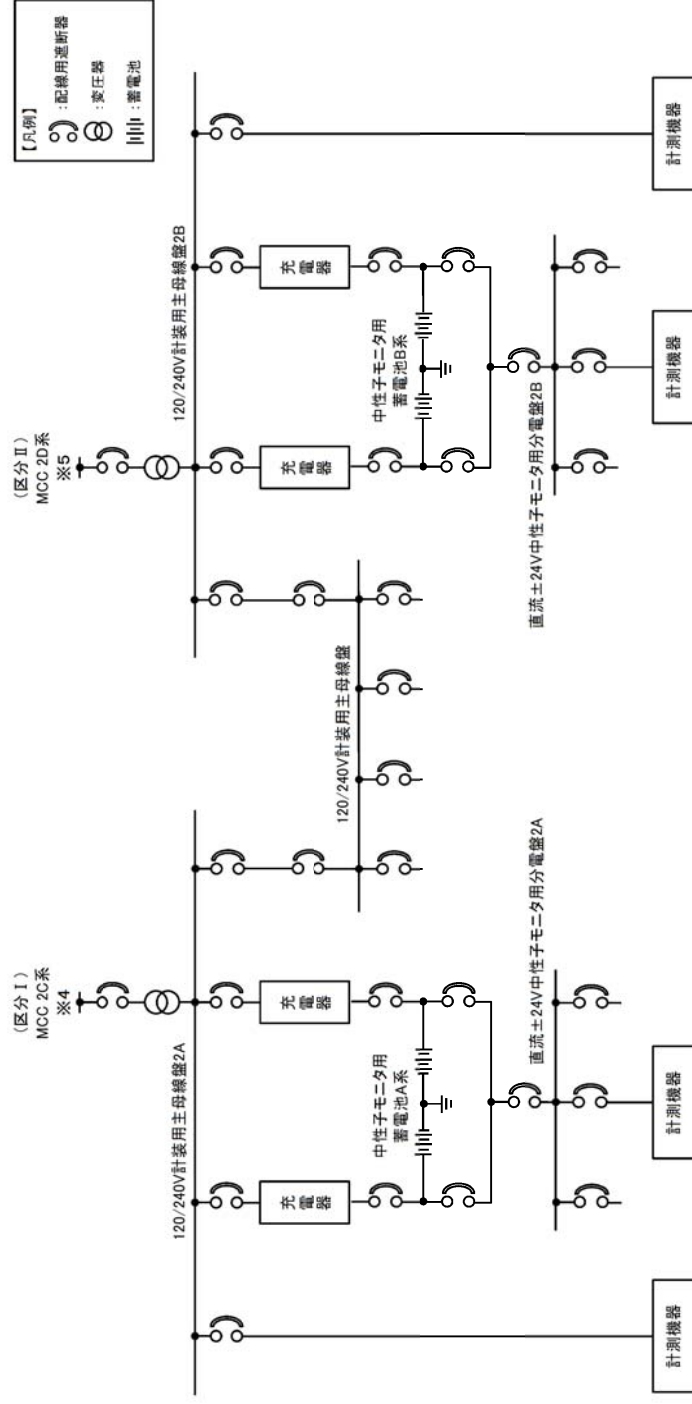
第 1.15-2 図 重大事故等時に必要なパラメータ及び計器の選定フロー



第 1.15-3 図 各計器の概要 (2/3)



第 1.15-3 図 各計器の概要 (3/3)



第 1.15-4 図 計器の電源構成図 (直流) (2/3)

		経過時間（分）										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員（数）	▽44分 接続開始										
		▽54分 接続完了, 計測開始										
可搬型計測器による パラメータ確認	重大事故等 対応要員	2					移動					
			1 測定点あたり, 10分（接続, 計測のみ）									


中央制御室での可搬型計測器接続

第 1.15-5 図 可搬型計測器による監視パラメータ計測 タイムチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/3)

技術的能力審査基準 (1.15)	番号	設置許可基準規則 (58 条)	技術基準規則 (73 条)	番号
<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（設置許可基準規則第十六条第三項第二号に規定するパラメータをいう。以下同じ。）を計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を施設しなければならない。</p>	⑦
<p>【解釈】</p> <p>1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	—	<p>【解釈】</p> <p>1 第 58 条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 第 73 条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	—
<p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）</p>	②	<p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）</p>	<p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）</p>	⑧
<p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。</p> <p>i) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。</p> <p>ii) 原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。</p>	③	<p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。</p> <p>i) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</p> <p>ii) 原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p>	<p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。</p> <p>i) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</p> <p>ii) 原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p>	⑨
<p>iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p>	④	<p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p>	<p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p>	⑩
<p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	⑤	<p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	<p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	⑪
<p>d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。</p>	⑥			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/3)

 : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
他チャンネル による計測	主要パラメータの 他チャンネルの重 要計器	既設 新設	① ② ⑦ ⑧	他チャンネル による計測	主要パラメータの 他チャンネルの常 用計器	常設	—	—	
	—	—			—	—			
代替パラメータ による推定	重要代替計器	既設 新設	① ② ③ ④ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩	代替パラメータ による推定	常用代替計器	常設	—	—	
	—	—			—	—			
可搬型計測器 による計測	可搬型計測器	新設	① ⑥ ⑦	—	—	—	—	—	
	—	—			—	—			
蓄電池からの 給電	所内常設直流電源 設備	既設	① ⑥ ⑦	—	—	—	—	—	1.14 にて整理
	常設代替直流電源 設備	新設			—	—			
	—	—			—	—			
代替電源（交流） からの給電	常設代替交流電源 設備	新設	① ⑥ ⑦	—	—	—	—	—	1.14 にて整理
	可搬型代替交流電 源設備	新設			—	—			
	—	—			—	—			
代替電源（直流） からの給電	可搬型代替直流電 源設備	新設	① ⑥ ⑦	—	—	—	—	—	1.14 にて整理
	—	—			—	—			
パラメータ記録	データ伝送装置，緊 急時対策支援シス テム伝送装置，SPDS データ表示装置	新設	① ⑤ ⑦ ⑩	パラメータ記録	プロセス計算機	常設	—	—	自主対策とす る理由は本文 参照
	—	—			記録計	常設			
	—	—			—	—			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／3）

技術的能力審査基準（1.15）	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させる手段として、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】</p> <p>1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p>	<p>—</p>
<p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）</p>	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握するための能力を明確にする。</p>
<p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p>	<p>原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合においても、原子炉施設の状態を推定するための手段を整備する。また、推定するために必要なパラメータの中から確からしさを考慮し優先順位を整備する。</p>
<p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録できること。</p>	<p>原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視及び記録できる手段を整備する。</p>
<p>d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。</p>	<p>計器電源喪失時においても、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測するための手段を整備する。</p>

重大事故等の対処に必要なパラメータの選定

1. 選定の考え方

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは、技術的能力に係る審査基準 1. 1～1. 15（設置許可基準規則第 44～58 条）の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ及び有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータより選定する。

選定した主要パラメータ（パラメータの分類：原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率、未臨界の維持又は確認、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保、原子炉建屋内の水素濃度、原子炉格納容器内の酸素濃度、使用済燃料プールの監視）は、以下の通り分類する（図 1 参照）。

なお、重大事故等の対処に必要なパラメータのうち、原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを次の 2 項で選定する。また、全ての監視対象パラメータについては添付資料 1. 15. 3 で整理する。

重要監視パラメータ

主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を、少なくとも 1 つ以上を有するパラメータをいう。

有効監視パラメータ

主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難になった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。

重要代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を、少なくとも 1 つ以上有するパラメータをいう。

有効監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器でのみ計測されるパラメータをいう。

補助パラメータ

抽出パラメータのうち、主要パラメータ以外の電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により、原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータをいう。

なお、主要パラメータが重大事故等対処設備の計器で計測できず、かつその代替パラメータも重大事故等対処設備の計器で計測できない場合は、重大事故等時に原子炉施設の状況を把握するため、主要パラメータを計測する計器の1つを、重大事故等対処設備としての要求を満たした計器へ変更する。

2. 選定の結果

重大事故等の対処に必要なパラメータとして、技術的能力に係る審査基準 1.1～1.15 のパラメータの**手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータの中から**、炉心損傷**対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を**直接監視するパラメータを選定した。

選定結果を表 1 に示す。

表 1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (1/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器内の 温度	原子炉圧力容器温度	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 残留熱除去系熱交換器入口温度
原子炉圧力容器内の 圧力	原子炉圧力	原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉圧力容器温度
	原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉圧力容器温度
原子炉圧力容器内の 水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 高压代替注水系系統流量 低压代替注水系原子炉注水流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統流量

表 1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (2/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高压代替注水系系統流量 低压代替注水系原子炉注水流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統流量
原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
	低压代替注水系原子炉注水流量	代替淡水貯槽水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
	代替循環冷却系原子炉注水流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
	原子炉隔離時冷却系系統流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
	高压炉心スプレイ系系統流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)

表 1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (3/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
	低圧炉心スプレイ系系統流量	サプレッション・プール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	代替淡水貯槽水位 サプレッション・プール水位
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	代替淡水貯槽水位 格納容器下部水位
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	サプレッション・プール水温度 サプレッション・チェンバ圧力
	サプレッション・プール水温度	サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・チェンバ圧力
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	サプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル雰囲気温度
	サプレッション・チェンバ圧力	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度

表 1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (4/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉格納容器内の 水位	サプレッション・プール水位	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 代替淡水貯槽水位 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
	格納容器下部水位	低圧代替注水系格納容器下部注水流量 代替淡水貯槽水位
原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)
未臨界の維持又は確認	起動領域計装	平均出力領域計装 [制御棒操作監視系]
	平均出力領域計装	起動領域計装 [制御棒操作監視系]
	[制御棒操作監視系]	起動領域計装 平均出力領域計装

表 1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (5/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
最終ヒートシンクの確保	<格納容器圧力逃がし装置> フィルタ装置水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) フィルタ装置入口水素濃度	ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
	<耐圧強化ベント系> 耐圧強化ベント系放射線モニタ	ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
	<代替循環冷却系> サプレッション・プール水温度 代替循環冷却系ポンプ入口温度 代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度
	<残留熱除去系> 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器) 緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)	原子炉圧力容器温度 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度

表 1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (6/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力 [エリア放射線モニタ]
	ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) [エリア放射線モニタ]
	[エリア放射線モニタ]	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力
水源の確保	サプレッション・プール水位	高圧代替注水系系統流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
	代替淡水貯槽水位	低圧代替注水系原子炉注水流量 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力

表 1 重大事故等の対処に必要なパラメータ (7/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プール温度 (SA)	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール監視カメラ
	使用済燃料プール監視カメラ	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

* [] は有効監視パラメータを示す。

重大事故等対処に係る監視事項

1. はじめに

重大事故等時における運転員の対応操作においては、監視計器を用いてプラント状態を的確に把握する必要がある。また、対応操作の実施にあたって、監視計器を用いて適切な手順を選定し、適切なタイミングで対応操作を行うことが重要である。

重大事故等時に、運転員が確認する監視項目について、主要パラメータに加え主要パラメータが監視できない場合の代替パラメータ及び全交流動力電源が喪失した場合の影響も含めて、「2. 監視項目」に示すパラメータを表1の通り取りまとめた。

2. 監視項目

技術的能力 1.1～1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータについて整理した。

- (1) 技術的能力 1.1～1.15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ【技術的能力における各手段の判断と確認】
- (2) 有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータ【有効性評価の監視項目に係る判断と確認】

3. 重大事故等対処に係る監視事項について

次項以降の「重大事故等対処に係る監視事項」についての解説を以下に示す。

- a 「対応手段」欄は、事故処置中に確認する項目、対応手段を示す。
- b 「項目」欄については、抽出パラメータ又は抽出パラメータの代替パラメータにより判断又は確認する項目を示す。
- c 「抽出パラメータを計測する計器」欄は、判断又は確認で使用する必要なパラメータを計測する計器を示す。
- d 「抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器」欄は、抽出パラメータが監視できない場合に監視するパラメータを計測する計器を示す。
- e 「SBO 影響（直後）」欄は、全交流動力電源喪失発生直後（蓄電池が健全）において、蓄電池からの給電により監視可能な計器数を示す。

- f 「SBO 影響（負荷切離し後）」欄は、負荷を切離し、直流電源を延命した場合に監視可能な計器数を示す。
- g 「パラメータ分類」欄は、抽出パラメータの分類を示し、その結果を①～③にて示す。
- ① 重要監視パラメータ
- ② 有効監視パラメータ
- ③ 補助パラメータ
- h 「補助パラメータ分類理由」欄は、補助パラメータの選定について、その理由を示す。
- i 「評価（計器故障等）」欄は、抽出パラメータが計器故障等で監視できない場合に、判断基準の確認を抽出パラメータの代替パラメータによる推定可否を評価し、監視方法を示す。
- j 「評価（SBO）」欄は、全交流動力電源喪失の影響を考慮した場合に、判断又は確認が可能なパラメータの監視方法を示す。
- ・負荷を切離し、直流電源を延命した場合に監視可能な計器を評価し、監視方法について記載している。

表 1 重大事故等対処に係る監視事項（例）

a 対応手段	b 項目	監視パラメータ												
		分類	c 抽出パラメータを計測する計器						d 抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		g パラメータ 分類	h 補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		i 計器故障等	j SBO
					e 直後	f 負荷切離し後					e 直後	f 負荷切離し後		
原子炉水位低下による原子炉出力抑制	判断基準 ✓ 操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	—	原子炉水位（SA 広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位（SA 燃料域）	2	2	1	①	—	原子炉水位（SA 燃料域）	1	1	1		
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	—	高压代替注水系系統流量	1	1	1		
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	—	低压代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	—	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	—	高压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	—	残留熱除去系系統流量	3	0	0		
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	—	低压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		

※ 抽出パラメータを計測する計器の計器名称又は抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器の計器名称の灰色部は、計測されるパラメータが重要監視パラメータ又は重要代替監視パラメータであることを示す。

なお、表 1 について、2 項で設定した監視項目（【技術的能力における各手

【 段の判断と確認】及び【有効性評価の監視項目に係る判断と確認】) について、以下の順に整理する。

1. 技術的能力における各手段の判断と確認

- ・ 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
- ・ 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- ・ 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
- ・ 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- ・ 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- ・ 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- ・ 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
- ・ 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等
- ・ 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
- ・ 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
- ・ 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順書
- ・ 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- ・ 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等
- ・ 1.14 電源の確保に関する手順等

2. 有効性評価の監視項目に係る判断と確認

(1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- ・ 2.1 高圧・低圧注水機能喪失
- ・ 2.2 高圧注水・減圧機能喪失
- ・ 2.3 全交流動力電源喪失
 - ・ 2.3.1 全交流電源喪失（長期 T B）
 - ・ 2.3.2 全交流電源喪失（T B D, T B U）
 - ・ 2.3.3 全交流電源喪失（T B P）
- ・ 2.4 崩壊熱除去機能喪失
 - ・ 2.4.1 取水機能が喪失した場合
 - ・ 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合
- ・ 2.5 原子炉停止機能喪失
- ・ 2.6 L O C A 時注水機能喪失
- ・ 2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）

- ・ 2.8 津波浸水による注水機能喪失

(2) 重大事故

- ・ 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
 - ・ 3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合
 - ・ 3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合
- ・ 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- ・ 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
- ・ 3.4 水素燃焼
- ・ 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

(3) 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

- ・ 4.1 想定事故 1
- ・ 4.2 想定事故 2

(4) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- ・ 5.1 崩壊熱除去機能喪失
- ・ 5.2 全交流動力電源喪失
- ・ 5.3 原子炉冷却材の流出
- ・ 5.4 反応度の誤投入

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						
			計器名称	計器数	SBO 影響 直後	負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響 直後	負荷切り離し後		
原子炉スクラム確認	判断基準	原子炉スクラム確認	スクラム警報	1	1	1	③	原子炉スクラム発生の有無を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			【制御棒操作監視系】	1	1	0	②	—	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装, 平均出力領域計装により, 未臨界状態が推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
			平均出力領域計装	2	2	0	①	—	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			起動領域計装	8	8	0	①	—	【制御棒操作監視系】	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により, 未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉停止状態	1	1	0	②	—	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
原子炉手動スクラム	操作	未臨界の監視	【制御棒操作監視系】	2	2	0	①	—	【制御棒操作監視系】	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により, 未臨界状態が推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
			平均出力領域計装	8	8	0	①	—	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
			起動領域計装	8	8	0	①	—	【制御棒操作監視系】	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により, 未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		SBO
			計器名称	計器数	直後	SBO 影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO 影響 負荷切り離した後	計器故障等		
原子炉スクラム成功確認	1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）原子炉制御「反応度制御」	原子炉システム 判断基準	原子炉システム クラム成功確認	【制御棒操作監視系】	1	1	0	②	—	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装，平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
				平均出力領域計装	2	2	0	①	—	平均出力領域計装	2	2	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
				起動領域計装	8	8	0	①	—	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
				平均出力領域計装	1	1	0	—	平均出力領域計装	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認	
自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	操作	プラント停止状態	【制御棒操作監視系】	1	1	0	②	—	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装，平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認	
				平均出力領域計装	2	2	0	—	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ											
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					
		分類	計器名称	計器数	SBO 影響 直後	SBO 影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響 直後	SBO 影響 負荷切り離し後	評価
ほう酸水注入 													

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

監視パラメータ														
項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
		計器名称	計器数	直後	SBO 影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO 影響 負荷切り離した後			
原子炉水位低下による原子炉出力抑制	原子炉出力	平均出力領域計装	2	2	0	①	—	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		起動領域計装	8	8	0	①	—	【制御棒操作監視系】	2	2	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能		
		平均出力領域計装	2	2	0	①	—	【制御棒操作監視系】	1	1	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能		
		原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
操作 (1 / 2)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	低圧代替注水系統流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔壁離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量	3 3 1 1 3 1	3 3 1 1 0 0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	低圧代替注水系統流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔壁離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量	3 3 1 1 3 1	3 3 1 1 0 0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
		原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)	1 1	1 1	1 1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ														

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

監視パラメータ												
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO 影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO 影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
原子炉水位低下による原子炉出力抑制	原子炉圧力容器への注水量の操作 (2 / 2)		給水流量	1	0	0			—	—		—
			高圧炉心スプレイ系 系統流量	1	0	0		サブレーション・プール水位	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	
								原子炉水位 (SA 広帯域)	1	1	1	
			原子炉隔離時冷却系 系統流量	1	1	1		サブレーション・プール水位	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	
								原子炉水位 (SA 広帯域)	1	1	1	
								原子炉水位 (SA 燃料域)	1	1	1	

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
1.1.2.1 設計基準事象対処設備の機能喪失時における対応手順 (2) 非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）原子炉制御「反応度制御」 代替制御棒挿入機能による 制御棒緊急挿入	操作	プラント停止状態 未臨界の監視	【制御棒操作監視系】	1	1	0	②	—	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装，平均出力領域計装により，未臨界状態が推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
				2	2	0	①	—	平均出力領域計装	2	2	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			平均出力領域計装	2	8	0	①	—	【制御棒操作監視系】	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			起動領域計装	8	1	0	②	—	【制御棒操作監視系】	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
									平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			【制御棒操作監視系】	2	8	0	①	—	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			平均出力領域計装	8	1	0	②	—	【制御棒操作監視系】	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
原子炉隔離時冷却系停止	操作 (1 / 2)	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバース囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバース囲気温度の温度変化によりサブプレッション・プール水温の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバース圧力によりサブプレッション・プール水温の代替監視可能	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバース圧力によりサブプレッション・プール水温の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	—	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位置変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA 広帯域) 原子炉水位(SA 燃料域)	2 2 1 1	2 2 1 1	1 1 1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO
				直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉隔離時 冷却系停止	操作 (2 / 2)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA 広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位 (SA 燃料域)	1	1	1		
								高压代替注水系系統流量	1	1	1		
								低压代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
								代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
								高压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
								残留熱除去系系統流量	3	0	0		
								低压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
								高压代替注水系系統流量	1	1	1		
								低压代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
								代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
		原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
								残留熱除去系系統流量	3	0	0		
								低压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.2.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順															
(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	判断基準（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	—		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1				
								低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3				
								代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1				
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1				
			原子炉圧力容器内の水位					高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
								残留熱除去系系統流量	3	0	0				
								低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
								原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	2 2				
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1				
			原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
								代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1				
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1				
								高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
								残留熱除去系系統流量	3	0	0				
								低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
		原子炉圧力容器への注水量		給水流量	1	0	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						
			計器数	直後	SBO 影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO 影響 負荷切り離した後	計器名称	計器数	評価
(1) 原子炉 隔離時冷却系 による原子炉 注水	判断基準 (2 / 2)	水源の確保	1	1	1	①	-	サブプレッション・プール水位	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	高圧代替注水系，代替循環冷却系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，残留熱除去系，低圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより，水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									サブプレッション・プール水位	2	0	0		
									給水系ポンプ吐出ベッダ圧力	1	1	1		
	補機監視機能	給水系ポンプ吐出ベッダ圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	操作 (1 / 2)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①		原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									高圧代替注水系統流量	1	1	1		
									低圧代替注水系統流量	3	3	3		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0		
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									高圧代替注水系統流量	1	1	1		
									低圧代替注水系統流量	3	3	3		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力							高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
									原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
(2) 高圧炉心スプレイスによる原子炉注水	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	3	①	—	高圧代替注水系統流量	1	1	1	—	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	3	①	—	低圧代替注水系統流量	3	3	3	—	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	—	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	—	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	—	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	—	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	0	①	—	高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0	—	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	0	①	—	残留熱除去系系統流量	3	0	0	—	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	0	①	—	低圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0	—	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
判断基準 (1 / 2)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	①	—	高圧代替注水系統流量	1	1	1	—	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	①	—	低圧代替注水系統流量	3	3	3	—	
			原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	①	—	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	—	
			原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	①	—	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	—	
			原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	—	
			原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	—	
			原子炉水位 (燃料域)	1	1	0	①	—	高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0	—	
			原子炉水位 (燃料域)	1	1	0	①	—	残留熱除去系系統流量	3	0	0	—	
			原子炉水位 (燃料域)	1	1	0	①	—	低圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0	—	
			原子炉水位 (燃料域)	1	1	0	①	—	給水流量	1	0	0	—	
			原子炉水位 (燃料域)	1	1	0	①	—	給水流量	1	0	0	—	
			原子炉水位 (燃料域)	1	1	0	①	—	原子炉圧力容器内の水位	1	0	0	—	
			原子炉水位 (燃料域)	1	1	0	①	—	原子炉圧力容器内の水位	1	0	0	—	
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ	原子炉圧力容器内の注水量	原子炉圧力容器内の注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	—	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	—	サプレッション・プール水位	1	1	1	位変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時	
			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	炉水位の変化より、原子炉隔離時	
			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	冷却系系統流量の代替監視可能	

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	判断基準 (2 / 2)	水源の確保	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									サブプレッション・プール水位	2	0	0		
										—	—	—		
補機監視機能	補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—		—	—	—	—		
		給水系ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ		—	—	—	—		
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ														

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離した後			直後	負荷切り離した後			
(2) 高圧炉心スプレイスによる原子炉注水	操作 (1 / 2)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	—	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	を計測することができ、監視可能		
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	3	①	—	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熟除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	統的な水量より原子炉水位の代替監視可能		
			原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	統的な水量より原子炉水位の代替監視可能		
			原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	統的な水量より原子炉水位の代替監視可能		
			原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	統的な水量より原子炉水位の代替監視可能		
			原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	統的な水量より原子炉水位の代替監視可能		
			原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	統的な水量より原子炉水位の代替監視可能		
			原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	統的な水量より原子炉水位の代替監視可能		
			原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	統的な水量より原子炉水位の代替監視可能		
			原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	統的な水量より原子炉水位の代替監視可能		
			原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	統的な水量より原子炉水位の代替監視可能		
			原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	統的な水量より原子炉水位の代替監視可能		
			原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	統的な水量より原子炉水位の代替監視可能		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の圧力を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
			原子炉圧力 (広帯域)	2	2	1	①	—	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			原子炉圧力 (燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	を計測することができ、監視可能		
			原子炉圧力 (広帯域)	2	2	3	①	—	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熟除去に必要な水量より原子炉圧力の代替監視可能		
			原子炉圧力 (燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	統的な水量より原子炉圧力の代替監視可能		
			原子炉圧力 (SA燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	統的な水量より原子炉圧力の代替監視可能		
			原子炉圧力 (SA燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	統的な水量より原子炉圧力の代替監視可能		
			原子炉圧力 (SA燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	統的な水量より原子炉圧力の代替監視可能		
			原子炉圧力 (SA燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	統的な水量より原子炉圧力の代替監視可能		
			原子炉圧力 (SA燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	統的な水量より原子炉圧力の代替監視可能		
			原子炉圧力 (SA燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	統的な水量より原子炉圧力の代替監視可能		
			原子炉圧力 (SA燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	統的な水量より原子炉圧力の代替監視可能		
			原子炉圧力 (SA燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	統的な水量より原子炉圧力の代替監視可能		
			原子炉圧力 (SA燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	統的な水量より原子炉圧力の代替監視可能		
			原子炉圧力 (SA燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	統的な水量より原子炉圧力の代替監視可能		
			原子炉圧力 (SA燃料域)	2	2	1	①	—	1	1	統的な水量より原子炉圧力の代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段		項目	監視パラメータ											
			抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						
			分類	計器名称	計器数	直後	SBO 影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO 影響 負荷切り離した後	
(2) 高圧炉心スプレイスによる原子炉注水	原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、高圧炉心スプレイス系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧炉心スプレイス系統流量の代替監視可能		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
	操作 (2 / 2)	水源の確保	サブレーション・プール水位	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイス系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイス系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブレーション・プールの水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイスポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイスポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブレーション・プールの水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	1	1	1		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	3	0	0		
									『サブレーション・プール水位』	2	0	0	監視可能であれば、サブレーション・プール水位 (常用計器) により監視可能	

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.2.2.2	フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉注水	原子炉水位 (狭帯域)		3	3	0	③	原子炉の水位を確保するパラメータ	—	—	—	—	—	—
a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)		2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉水位 (燃料域)		2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
		原子炉圧力容器内の水位							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
判断基準 (1 / 2)	原子炉圧力容器への注水量	原子炉水位 (燃料域)		1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉水位 (SA燃料域)		1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ	原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量		1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動	操作 (1 / 2)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0		原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1			原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	を計測することができ、監視可能	
							①		高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							①		低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
								—	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0		
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉水位 (燃料域)	1	1	1		—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
			原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							①		代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							①		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
			原子炉圧力	2	2	1		—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							①		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
									原子炉圧力	2	2	1		
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2		—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							①		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動	原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系統流量	1	1	1	①	-	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水 位変化より、高圧代替注水系統 流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
								原子炉水位(広帯域)	2	2	1			
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1			
								原子炉水位(SA広帯域)	1	1	1			
								原子炉水位(SA燃料域)	1	1	1			
								高圧代替注水系統流量	1	1	1			
								代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
								高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
								残留熱除去系系統流量	3	0	0			
								低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
								常設高圧代替注水系統ポンプ吐出 圧力	1	1	1			
								代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出 圧力	1	1	1			
								高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出 圧力	1	0	0			
								残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出 圧力	1	0	0											
	水源の確保	サブプレッション・プ ール水位	1	1	1	①	-	【サブプレッション・プール水位】	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッ ション・プール水位（常用計器）によ り監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ														

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ															
対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後 負荷切り離した後	計器故障等			SBO	
b. 現場手動 操作による高 圧代替注水系 起動	原子炉圧 力容器内 の水位	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	—	監視事項は抽出パラメータにて確認		
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
		原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	①	—	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
		高圧炉心スプレレイ系系統流量	1	0	0			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
		残留熱除去系系統流量	3	0	0			高圧炉心スプレレイ系系統流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
		低圧炉心スプレレイ系系統流量	1	0	0			残留熱除去系系統流量	3	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	1			低圧炉心スプレレイ系系統流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
		高圧代替注水系系統流量	1	1	1			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
		低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3			代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
		代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0	0			高圧炉心スプレレイ系系統流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
		残留熱除去系系統流量	3	0	0			残留熱除去系系統流量	3	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
		低圧炉心スプレレイ系系統流量	1	0	0			低圧炉心スプレレイ系系統流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
		サブプレッジョン・プール水位	1	1	1	①	—	サブプレッジョン・プール水位	1	1	1	サブプレッジョン・プール水位の水位変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能			監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能			監視事項は抽出パラメータにて確認
原子炉水位 (広帯域)	2	2	2			原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認				
原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧炉心スプレレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認				
原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧炉心スプレレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認				
サブプレッジョン・プール水位	1	1	1	①	—	サブプレッジョン・プール水位	1	1	1	サブプレッジョン・プール水位の水位変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認				
高圧炉心スプレレイ系系統流量	1	0	0	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧炉心スプレレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認				
原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	1	0	0	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧炉心スプレレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
高圧代替注水系系統流量	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
原子炉水位 (SA燃料域)	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO	
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					計器故障等		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後			
b．現場手動 操作による高 圧代替注水系 起動	判断基準（2／2）	水源の確保	サブプレッション・プール水位	1	1	1	1	①	－	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイス系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイス系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
					代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1							
					原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1							
					高圧炉心スプレイス系系統流量	1	0	0							
					残留熱除去系系統流量	3	0	0							
					低圧炉心スプレイス系系統流量	1	0	0							
					常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1							
					代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1							
					原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1							
					高圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力	1	0	0							
b．現場手動 操作による高 圧代替注水系 起動	操作	補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	－	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ（現場）	－	－	－	－	－	監視可能であれば、サブプレッション・プール水位（常用計器）により監視可能	
				1	0	0	－		－	－	－	－			
				1	1	1	－		－	－	－	－			
				1	1	1	③		－	－	－	－			
				1	1	1	③		－	－	－	－			
				1	1	1	③		－	－	－	－			
				1	1	1	③		－	－	－	－			
				1	1	1	③		－	－	－	－			
				1	1	1	③		－	－	－	－			
				1	1	1	③		－	－	－	－			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後			
1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水 a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動	電源	判断基準 (1/3)	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧	2	2	2	③	東海原子力線 1 L, 2 L の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
			154kV原子力 1 号線電圧	1	1	1	③	原子力 1 号線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
			M/C 2 C 電圧	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
			P/C 2 C 電圧	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
			M/C 2 D 電圧	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
			P/C 2 D 電圧	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						
			計器名称	計器数	直後	SBO 影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO 影響 負荷切り離し後		
a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動		原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	SBO	—	
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認
高圧代替注水系系統流量		1	1	1			高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
低圧代替注水系原子炉注水流量		3	3	3			低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3				
代替循環冷却系原子炉注水流量		1	1	1			代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1				
原子炉隔離時冷却系系統流量		1	1	1			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1				
高圧炉心スブレイ系系統流量		1	0	0			高圧炉心スブレイ系系統流量	1	0	0				
残留熱除去系系統流量		3	0	0			残留熱除去系系統流量	3	0	0				
低圧炉心スブレイ系系統流量		1	0	0			低圧炉心スブレイ系系統流量	1	0	0				
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)		2 2	2 2	1 1			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
高圧代替注水系系統流量		1	1	1			高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認
		高圧炉心スブレイ系系統流量	3	0	0			高圧炉心スブレイ系系統流量	3	0	0			
		低圧炉心スブレイ系系統流量	1	0	0			低圧炉心スブレイ系系統流量	1	0	0			
		サブプレッション・プール水位	1	1	1			サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能		
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能		
		原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1			原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能		
		サブプレッション・プール水位	1	1	1			サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、高圧炉心スブレイ系系統流量の代替監視可能		
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧炉心スブレイ系系統流量の代替監視可能		
		原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1			原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧炉心スブレイ系系統流量の代替監視可能		
		高圧炉心スブレイ系系統流量	3	0	0			高圧炉心スブレイ系系統流量	3	0	0			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO	
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
			計器名称	計器数	直後	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数				直後
a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動	判断基準 (3) / (3)	水源の確保	サブレーション・プール水位	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブレーション・プールの水位が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
補機監視機能			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1 1	1 0	1 0	-	-	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	監視可能であれば、サブレーション・プール水位（常用計器）により監視可能		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
									【サブレーション・プール水位】	2	0	0			
										-	-	-			
														-	
														-	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動	操作 (1 / 2)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	を計測することができ、監視可能	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
								—	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
								—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
								—	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	1	1	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
								—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
									原子炉圧力	2	2	1		
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
								—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価	SBO	
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
			計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後			
a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動	原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系統流量	1	1	1	①	-		サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、高圧代替注水系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位(広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位(SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位(SA燃料域)	1	1	1		
	水源の確認	サブレーション・プール水位	1	1	①	-		高圧代替注水系統流量	1	1	1	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブレーション・プールの水位が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
								高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
								残留熱除去系系統流量	3	0	0			
								低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
								常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブレーション・プールの水位が確保されていることを監視可能		
								代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
								高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
								残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
								低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
								操作(2/2)						

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後								
b. 現場手動 操作による高 圧代替注水系 起動	判断基準 (1 / 3)	電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧	2	2	2	③	東海原子力線 1 L, 2 L の受電 状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—	—
			154kV原子力 1 号線電 圧	1	1	1	③	原子力 1 号線の 受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			M / C 2 C 電圧	1	1	1	③	非常用 M / C の 受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			P / C 2 C 電圧	1	1	1	③	非常用 P / C の 受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			M / C 2 D 電圧	1	1	1	③	非常用 M / C の 受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			P / C 2 D 電圧	1	1	1	③	非常用 P / C の 受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	③	直流電源の受電 状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—	—
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段		項目	監視パラメータ										評価		SBO
			抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						
			分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後			
b. 現場手動 操作による高 圧代替注水系 起動	判断基準 (3) (3)	水源の確 認	サブレーション・プ ール水位	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブレーション・プールの水位が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
b. 現場手動 操作による高 圧代替注水系 起動	操作	補機監視 機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1 1 1	1 0 1	1 0 1	- - -	- - -	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	監視可能であれば、サブレーション・プール水位（常用計器）により監視可能		
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
									【サブレーション・プール水位】	2	0	0			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
									可搬型計測器	1	-	-			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	-	-			
									高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ（現場）	1	-	-			
									高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ（現場）	1	-	-			
									高圧代替注水系タービン排気圧力	1	-	-			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価						
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO					
1.2.2.4 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制	a. ほう酸水注入系による原子炉注水	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認					
															原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	
															原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	
															原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	
															原子炉水位 (SA 燃料域)	1	1	1	
															原子炉圧力容器温度	4	4	4	
			原子炉圧力	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認						
														原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
														原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
														原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
														原子炉水位 (SA 燃料域)	1	1	1		
														原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認								
												原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1				
												原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1				
												高压代替注水系系統流量	1	1	1				
												低压代替注水系原子炉注水流量	3	3	3				
												代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1				
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	— —	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認				
																高压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0
																残留熱除去系系統流量	3	0	0
																低压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)		1 1	1 1	① ①	— —	— —	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	2 2	2 2	1 1	1 1	1 1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認					
															高压代替注水系系統流量	1	1	1	
															低压代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	
															代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	
															原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	
															高压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後			SBO影響 負荷切り離した後
a. ほう酸水注入系による原子炉注水	原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系システム流量	1	1	1	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、原子炉隔離時冷却系システム流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			原子炉水位(広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系システム流量の代替監視可能							
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1								
			原子炉水位(SA広帯域)	1	1	1								
			原子炉水位(SA燃料域)	1	1	1								
	電源	高圧代替注水システム流量	1	1	1	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、高圧代替注水システム流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			原子炉水位(広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水システム流量の代替監視可能							
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1								
			原子炉水位(SA広帯域)	1	1	1								
			原子炉水位(SA燃料域)	1	1	1								
判断基準 (2 / 2)	水源の確保	275kV東海原子力線1L, 2L電圧	2	2	2	③	東海原子力線1L, 2Lの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
		154kV原子力1号線電圧	1	1	1	③	原子力1号線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
		M/C 2C電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
		M/C 2D電圧	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
		P/C 2C電圧	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
	補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水システムポンプ吐出圧力	ほう酸水貯蔵タンク液位	1	0	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	
			常設高圧代替注水システムポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	
								—	—	—	—	—	—	
								—	—	—	—	—	—	

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
a. ほう酸水注入系による原子炉注水	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	を計測することができ、監視可能	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
		原子炉圧力容器内の水位							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
		原子炉圧力容器内の圧力							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		監視事項は抽出パラメータにて確認
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
	補機監視機能	ほう酸水注入ポンプ吐出/圧力 純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	補機監視機能	ほう酸水注入ポンプ吐出/圧力 純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力							原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
	補機監視機能	ほう酸水注入ポンプ吐出/圧力 純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力							原子炉圧力容器温度	4	4	4		監視事項は抽出パラメータにて確認
									ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—		
									補給水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—		
										—	—	—		
										—	—	—		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後				直後	負荷切り離した後		
b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	2	2	1	—	①	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	—	①	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	原子炉の水位を確認するパラメータ	③	—	—	—	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	—
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	— —	① ①	3 3	1 1	3 3	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	1 1	1 1	1 1	— —	① ①	3 3	1 1	3 3	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO			
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後				SBO影響 負荷切り離した後		
b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水	原子炉圧力容器への注水量		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	—	サブプレッション・プール水位					サブプレッション・プール水位の水 位変化より、原子炉隔離時冷却系 系統流量の代替監視可能 監視事項は抽出パラメータ にて確認			
									原子炉水位(広帯域)						2	2	1
									原子炉水位(燃料域)						2	2	1
									原子炉水位(SA広帯域)						1	1	1
		原子炉水位(SA燃料域)					1	1	1								
		高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0	①	—	サブプレッション・プール水位					サブプレッション・プール水位の水 位変化より、高圧炉心スプレイス系 統流量の代替監視可能 監視事項は抽出パラメータ にて確認				
								原子炉水位(広帯域)						2	2	1	
								原子炉水位(燃料域)						2	2	1	
								原子炉水位(SA広帯域)						1	1	1	
		原子炉水位(SA燃料域)					1	1	1								
		高圧代替注水系統流量	1	1	1	①	—	サブプレッション・プール水位					サブプレッション・プール水位の水 位変化より、高圧代替注水系統流 量の代替監視可能 監視事項は抽出パラメータ にて確認				
								原子炉水位(広帯域)						2	2	1	
	原子炉水位(燃料域)							2	2	1							
	原子炉水位(SA広帯域)							1	1	1							
	原子炉水位(SA燃料域)					1	1	1									
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—					—				
補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	—					—					
	高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—					—					
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	—					—					

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水	操作 (1 / 2)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	を計測することができ、監視可能	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		監視事項は抽出パラメータにて確認
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
									原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

		監視パラメータ											
対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等
b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水	操作 (2 / 2)	原子炉圧力容器への注水量	制御棒駆動水圧系系統流量	1	0	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
		補機監視機能	制御棒駆動系冷却水ライン流量	1	0	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ													

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 代替減圧 a. 手動による原子炉減圧 ①逃がし安全弁による原子炉の減圧 【急速減圧の場合】	判断基準	注水手段の確保 (運転状態)	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－
			消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
a. 手動による原子炉減圧①逃がし安全弁による原子炉の減圧【急速減圧の場合】	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位にて確認	
									原子炉水位 (SA広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位にて確認	
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位にて確認	
									原子炉圧力容器温度	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位にて確認	
									原子炉圧力容器温度	4	4	4	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位にて確認	
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位にて確認	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位にて確認	
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位にて確認	
操作 (1 / 2)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	原子炉圧力容器温度	4	4	4	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位にて確認	—
									—	—	—	—	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
									高压代替注水系統流量	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
									低圧代替注水系統流量	3	3	3	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	① ①	—	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉隔離開時冷却系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									高压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									残留熱除去系系統流量	3	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	① ①	—	低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
									高压代替注水系統流量	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
									低圧代替注水系統流量	3	3	3	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
			原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	① ①	—	原子炉隔離開時冷却系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									残留熱除去系系統流量	3	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

監視パラメータ										
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響	
					直後	負荷切り離した後			直後	負荷切り離した後
a.. 手動による原子炉減圧 ①逃がし安全弁による原子炉の減圧 【急速減圧の場合】	操作 (2 / 2)	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	1	1	—	低圧代替注水系統格納容器サブレイ 流量の注水量より、サブプレッ ション・プール水位の代替監視可能	2	2	低圧代替注水系統格納容器サブレイ 流量の注水量より、サブプレッ ション・プール水位の代替監視可能
							代替淡水貯槽水位	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、サ ブプレッション・プール水位の代替 監視可能
							ドライウエル圧力	1	1	ドライウエル圧力とサブプレッショ ン・チェンバ圧力の差圧より、サ ブプレッション・プール水位の代替 監視可能
							サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	サブプレッション・プール水位の代替 監視可能
							【サブプレッション・プール水位】	2	0	監視可能であれば、サブプレッショ ン・プール水位（常用計器）によ り監視可能
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度	3	3	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気 温度の温度変化によりサブプレッ ション・プール水温度の代替監視可 能	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気 温度の温度変化によりサブプレッ ション・プール水温度の代替監視可 能
							飽和温度/圧力の関係からサブプレッ ション・チェンバ圧力によりサブ プレッション・プール水温度の代替 監視可能	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッ ション・チェンバ圧力によりサブ プレッション・プール水温度の代替 監視可能

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後			SBO影響 負荷切り離した後
a. 手動による原子炉減圧 ①逃がし安全弁による減圧 【炉心損傷後の減圧の場合】 合1	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	—	原子炉圧力	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能		
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	2	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								原子炉水位 (燃料域)	1	1	1			
								原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			
								原子炉圧力容器温度	4	4	4			
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1			飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1				
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1				

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
a. 手動による原子炉減圧 ①逃がし安全弁による減圧後【炉心損傷後の減圧の場合】	判断基準(2/3)	原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイス 系統流量	1	0	0	—	①	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、高圧炉心スプレ イス系統流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							—		原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
			原子炉隔離時冷却系 系統流量	1	1	1	—	①	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、原子炉隔離時冷却 系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							—		原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
			高圧代替注水系統 流量	1	1	1	—	①	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、高圧代替注水系統 流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							—		原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ			給水流量	1	0	0	給復水系の運転 状態を確認する パラメータ	③	—	—	—	—	—	—

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	監視パラメータ							抽出パラメータ				評価	
			計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	SBO影響 負荷切り離し後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
a.. 手動による原子炉減圧①逃がし安全弁による減圧【炉心損傷後の減圧の場合】	判断基準 (3 / 3)	注水手段の確保 (運転状態)	高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	1	0	0		-	-	-	-	-	-	-	-
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		-	-	-	-	-	-	-	-
			常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1		-	-	-	-	-	-	-	-
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		-	-	-	-	-	-	-	-
			低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	1	0	0		-	-	-	-	-	-	-	-
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2		-	-	-	-	-	-	-	-
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		-	-	-	-	-	-	-	-
			消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0		③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0		③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-
			給水系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0		③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
a. 手動による原子炉減圧①逃がし安全弁による減圧【炉心損傷後の減圧の場合】	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
操作 (1 / 2)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	原子炉圧力容器温度	4	4	4		—
									—	—	—	—		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									高压代替注水系統流量	1	1	1		
									低压代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	低压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									高压代替注水系統流量	1	1	1		
									低压代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段		項目	監視パラメータ																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
			抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
			分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	評価	SBO																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
a. 手動による原子炉減圧 ①逃がし安全弁による減圧【炉心損傷後の減圧の場合】	原子炉格納容器内の放射線量率	原子炉圧力容器内の温度	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	監視事項は抽出パラメータにて確認																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	—	原子炉圧力	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
										原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
										原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉水位 (燃料域)			2	2	1	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
a. 手動による原子炉減圧 ②原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧	判断基準	注水手段の確保(運転状態)	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—
			消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			給水系ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	給水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉圧力	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉圧力	2	2	4	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉圧力	2	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
a. 手動による原子炉減圧 ②原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧	操作 (1 / 2)	運転状態の監視 (運転状態)	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、原子炉隔離時冷却系 系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、原子炉隔離時 冷却系系統流量の代替監視可能	
			復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	—	
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	—	
			原子炉圧力	2	2	2	—	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力 を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力	2	2	1	—	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	飽和温度/圧力の関係から原子炉水 位により原子炉圧力の代替監視可 能	
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力 を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	—	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水 位により原子炉圧力の代替監視可 能	
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	—	
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	—	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	—	
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	—	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	—	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表1 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO 影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO 影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
a. 手動による原子炉減圧 ②原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	—	—
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水しているシステムの注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			2	2	1	①		原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			
			2	2	1	①		高圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3			
			2	2	1	①		代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1			
			2	2	1	①		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
			2	2	1	①		高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
		2	2	3	0	0	残留熱除去系系統流量	3	0	0				
		2	2	1	0	0	低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
		2	2	2	2	1	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
2	2	2	2	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1						
操作 (2 / 2)	原子炉格納容器内の水位	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水しているシステムの注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	3								
		代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	1								
		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	1								
		高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	0								
		残留熱除去系系統流量	3	0	0	0								
		低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	0								
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	2								
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2								
		低圧代替注水系系統流量	2	2	2	2								
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ	原子炉格納容器内の温度	サブプレッジョン・ブール水位	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	監視事項は抽出パラメータにて確認		
		ドライウェル圧力	1	1	1	1								
		サブプレッジョン・チェンバール圧力	1	1	1	1								
		サブプレッジョン・ブール水位	2	0	0	0								
		サブプレッジョン・チェンバール雰囲気温度	2	2	2	2								
		サブプレッジョン・チェンバール圧力	1	1	1	1								
		サブプレッジョン・チェンバール圧力	1	1	1	1								
		サブプレッジョン・チェンバール圧力	1	1	1	1								
		サブプレッジョン・チェンバール圧力	1	1	1	1								
		サブプレッジョン・チェンバール圧力	1	1	1	1								

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

監視パラメータ															
項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
		計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	計器故障等	SBO		
対応手段 a. 手動による原子炉減圧・タービン・バイパス弁による減圧	判断基準 (1 / 2)	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—		
		低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—		
		常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—		
		代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—		
		消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
		復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
		給水系ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
										原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
										原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
										原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
										原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響			
a. 手動による原子炉減圧 ③タービン・バイパス弁による減圧	運転状態の監視 (運転状態)	原子炉隔離時冷却系 系統流量	1	1	1	①	-	サブレーション・プール水位	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能 崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	SBO
	判断基準 (2 / 2)	原子炉隔離時冷却系 ポンプ吐出圧力	1	1	1	-	-	-	-	-	-	-
		復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
a. 手動による原子炉減圧 ③タービン・バイパス弁による減圧	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	2	2	1	—	①	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	—	①	原子炉圧力容器温度	4	4	4		監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
			原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	原子炉の水位を確認するパラメータ	③	原子炉水位 (狭帯域)	—	—	—		—
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									高圧代替注水系統流量	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	—	① ①	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
	補機監視機能	復水器真空度	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	—	① ①	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
	補機監視機能	復水器真空度	復水器真空度	2	2	0	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	③	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		—
									低圧炉心スプレイ系系統流量	3	0	0		

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器数	SBO影響		計器名称	計器故障等	SBO
				直後	負荷切り離した後				直後	負荷切り離した後			
b. 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧	判断基準	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	—	2	2	2	原子炉圧力 (SA)	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				2	2	2	—	2	2	1	原子炉水位 (広帯域)	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				2	2	2	—	2	2	1	原子炉水位 (燃料域)	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				2	2	2	—	2	2	1	原子炉水位 (SA広帯域)	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				2	2	2	—	2	2	1	原子炉水位 (SA燃料域)	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉圧力 (SA)	2	2	①	—	2	2	1	原子炉圧力容器温度	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				2	2	2	—	2	2	1	原子炉圧力	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				2	2	2	—	2	2	1	原子炉水位 (広帯域)	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				2	2	2	—	2	2	1	原子炉水位 (燃料域)	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				2	2	2	—	2	2	1	原子炉水位 (SA広帯域)	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
操作	補機監視機能	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	1	①	—	2	2	1	原子炉圧力 (SA)	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				2	2	2	—	2	2	1	原子炉水位 (広帯域)	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				2	2	2	—	2	2	1	原子炉水位 (燃料域)	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				2	2	2	—	2	2	1	原子炉水位 (SA広帯域)	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				2	2	2	—	2	2	1	原子炉水位 (SA燃料域)	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		高圧窒素ガス供給系供給圧力	原子炉圧力 (SA)	2	2	①	—	2	2	1	原子炉圧力容器温度	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				2	2	2	—	2	2	1	原子炉圧力	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				2	2	2	—	2	2	1	原子炉水位 (広帯域)	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				2	2	2	—	2	2	1	原子炉水位 (燃料域)	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				2	2	2	—	2	2	1	原子炉水位 (SA広帯域)	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	2	2	—	—	—	—
				1	1	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	1	1	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧														
a. 常設代替 直流電源設備 による逃がし 安全弁機能回復	電源	電源	直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を 確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を 確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を 計測することができ、監視可能	監視事項は抽出 パラメータ にて確認
				2	2	2	2		原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉 水位により原子炉圧力の代替監視 可能	
				2	2	1	1		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
				2	2	1	1		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
	2	2	2	2	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	1	1	1	1		
	2	2	4	4	原子炉圧力容器温度	4	4	4	4	4	4	4		
	原子炉圧力 容器内の 圧力	原子炉圧力	2	2	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を 計測することができ、監視可能	—	—	—	—	—	
			2	2	2	2	1	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉 水位により原子炉圧力の代替監視 可能		
2			2	1	1	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	監視事項は抽出 パラメータ にて確認				
2			2	1	1	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		1			
2	2	4	4	原子炉圧力容器温度	4	4	4	4	4	4	4			
電源	電源	緊急用直流125V主母 線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を 確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を 計測することができ、監視可能	監視事項は抽出 パラメータ にて確認
				2	2	2	2		原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
				2	2	1	1		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
				1	1	1	1		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
				1	1	1	1		原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
4	4	4	4	原子炉圧力容器温度	4	4	4	4	4	4				
原子炉圧力 容器内の 圧力	原子炉圧力	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を 計測することができ、監視可能	監視事項は抽出 パラメータ にて確認		
		2	2	2	2		1	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1			
		2	2	1	1		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1				
		1	1	1	1		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1				
		1	1	1	1		原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1				
		4	4	4	4		原子炉圧力容器温度	4	4	4	4		4	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

監視パラメータ																
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
b. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	電源		直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	—		
			原子炉圧力	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
	原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			緊急用直流125V主母線盤電圧	1	1	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
電源		緊急用P／C電圧	1	1	1	③	緊急用P／Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—			
		原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
		原子炉圧力	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
		原子炉圧力	2	2	2	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
		原子炉圧力	2	2	2	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
		原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
		原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
		原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
		原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
c. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	電源	直流125V主母線盤A電圧	原子炉圧力	2	2	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	-
		直流125V主母線盤B電圧	原子炉圧力	2	2	1	③	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	-
			原子炉圧力	2	2	1	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	監視事項は抽出パラメータにて確認	-
	判断基準	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	監視事項は抽出パラメータにて確認	-
			原子炉圧力	2	2	2	①	-	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	-
操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉圧力	2	2	1	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉圧力	2	2	1	①	-	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	①	-	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧														
a. 高圧窒素ガス供給系(非常用)による窒素確保【不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系(非常用)への切替】	判断基準	駆動源の確保	高圧窒素ガス供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-
	操作	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	
	判断基準	駆動源の確保	高圧窒素ガス供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	
	操作	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	
b. 可搬型窒素供給装置(小型)による窒素確保	判断基準	駆動源の確保	高圧窒素ガス供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	
	操作	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	
	判断基準	駆動源の確保	高圧窒素ガス供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	
	操作	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力	2	2	2	③	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					計器故障等	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後		
1.3.2.4	インターフェースシステムLOCA発生時の対応手順													
(1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「二次格納施設制御」	格納容器バイパスの監視 判断基準	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
		原子炉水位(広帯域)	2	2	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	原子炉水位（広帯域・燃料域）、原子炉水位（SA広帯域・SA燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、ドライウエル圧力、エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	①	—							
		原子炉水位(SA広帯域)	1	1	1	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1			
		原子炉水位(SA燃料域)	1	1	1	①	—							
		原子炉圧力	2	2	1	①	—	【エリア放射線モニタ】	22	0	0			
		原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—							
		ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	2 2 1 1 2 2	2 2 1 1 2 2	1 1 1 1 2 2	ドライウエル雰囲気温度、ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉水位（広帯域・燃料域）、原子炉水位（SA広帯域・SA燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）により格納容器バイパスの発生を監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		ドライウエル圧力	1	1	1	①	—							
		高圧炉心スブレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—		—
		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—		—
		低圧炉心スブレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—		—
		残留熟除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
		主蒸気流量	4	4	0	③	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		給水流量	1	0	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
(1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「二次格納施設制御」	操作（1／4）	格納容器パイパスの監視	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	原子炉水位（広帯域・燃料域），原子炉水位（SA広帯域・燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（SA）の監視が不可能となった場合には，ドライウエル圧力，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器パイパスの発生を監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	—	—	—	—	—	—	
			原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	—	
			原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	①	—	【エリア放射線モニタ】	22	0	0	—	
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	—	—	—	—	—	
			原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	—	—	—	—	—	
			ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	—	
			ドライウエル圧力	1	1	①	—	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	—	
									原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	—	
									原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	—	
									原子炉圧力	2	2	1	—	
			高圧炉心スブレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	—	—	—	原子炉圧力（SA）	2	2	2	—	
									【エリア放射線モニタ】	22	0	0	—	
									—	—	—	—	—	
									—	—	—	—	—	
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	
			低圧炉心スブレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	
			主蒸気流量	4	4	0	③	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
			給水流量	1	0	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
(1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「二次格納施設制御」	操作（2／4）	原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイス 系統流量	1	0	0	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、高圧炉心スプレイス系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	2 2 1 1	2 2 1 1	1 1 1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧炉心スプレイス系統流量の代替監視可能	
			低圧炉心スプレイス 系統流量	1	0	0	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	①	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 代替淡水貯槽水位	2 2 1 1 1	2 2 1 1 1	1 1 1 1 1	サブレーション・プール水位の水位変化より、低圧炉心スプレイス系統流量の代替監視可能 崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧炉心スプレイス系統流量の代替監視可能 代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			高圧炉心スプレイス ポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			残留熱除去系ポンプ 吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			低圧炉心スプレイス ポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			常設低圧代替注水系 ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
(1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「二次格納施設制御」	操作 (3 / 4)	水源の確保	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイス系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイス系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイス系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイス系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイス系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイス系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	
									高圧炉心スプレイス系系統流量	1	0	0	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイス系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイス系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	
									残留熱除去系系統流量	3	0	0	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイス系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイス系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	
									低圧炉心スプレイス系系統流量	1	0	0	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイス系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイス系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイスポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイスポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイスポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイスポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイスポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイスポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	
									高圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力	1	1	1	常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイスポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイスポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	
									低圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力	1	0	0	常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイスポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイスポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイスポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイスポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	
									低圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力	2	0	0	常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイスポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイスポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	
									【サブプレッション・プール水位】	2	0	0	常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイスポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイスポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	
									低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ		原子炉格納容器内の温度	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									サブプレッション・チェンバ霧閉気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ霧閉気温度の温度変化によりサブプレッション・プール水温度の代替監視可能	
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・プール水温度の代替監視可能	

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

対応手段	項目	分類	監視パラメータ										評価		SBO
			抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後			
(1) 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)「二次格納施設制御」		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブレーション・チェンバール雰囲気温度及びサブレーション・プールの水温度により、残留熱除去系による冷却の代替監視可能		
			残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0	0	①	—	サブレーション・チェンバール雰囲気温度	2	2	2			
			残留熱除去系系統流量 (A,B系のみ)	2	0	0	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4			
			残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	①	—	サブレーション・プールの水温度	3	3	3			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ									
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	計器名称	計器数	評価 計器故障等
1.4.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順									SBO
(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	判断基準（1／3） 原子炉圧力容器内の水位	原子炉の水位を確認するパラメータ	原子炉水位（広帯域）	3	3	0	③	—	—
			原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	1	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	1	
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	1	
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	1	
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	1	
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	1	
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	1	
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	1	
(2) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	判断基準（1／3） 原子炉圧力容器内の水位	原子炉の水位を確認するパラメータ	原子炉水位（広帯域）	3	3	0	③	—	—
			原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	1	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	1	
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	1	
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	1	
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	1	
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	1	
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	1	
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	1	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO	
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後				負荷切り離し後
(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	原子炉圧力容器への注水量	給水流量	1	0	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	1	—	—	—	—		
		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	—	サブプレッション・ブール水位	1	1	1	サブプレッション・ブール水位の水 位変化より、原子炉隔離時冷却系 系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータ にて確認		
		原子炉隔離時冷却系系統流量	2	2	2	—	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、原子炉隔離時 冷却系系統流量の代替監視可能			
		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	—	—	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	—			
	高圧炉心スプレイス系系統流量	高圧炉心スプレイス系系統流量	1	0	0	①	—	サブプレッション・ブール水位	1	1	1	サブプレッション・ブール水位の水 位変化より、高圧炉心スプレイス系 系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータ にて確認		
		高圧炉心スプレイス系系統流量	2	2	2	—	—	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、高圧炉心スプ レイス系系統流量の代替監視可能			
		高圧炉心スプレイス系系統流量	1	1	1	—	—	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	—			
		タービン駆動給水ポンプ吐出圧力	2	0	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—			
	補機監視機能	電動駆動給水ポンプ吐出圧力	2	0	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—			
		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—			
		高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ															
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO			
(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	判断基準 (3／3)	水源の確保	サブプレッション・プール水位	1	1	1	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
								1	1	1	代替循環冷却系原子炉注水流量		1	1	1
								1	1	1	原子炉隔離時冷却系系統流量		1	1	1
								1	0	0	高圧炉心スプレイ系系統流量		1	0	0
								3	0	0	残留熱除去系系統流量		3	0	0
								1	0	0	低圧炉心スプレイ系系統流量		1	0	0
								1	1	1	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力		1	1	1
								1	1	1	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力		1	1	1
								1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力		1	1	1
								1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力		1	0	0
								3	0	0	残留熱除去系ポンプ吐出圧力		3	0	0
								1	0	0	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力		1	0	0
								2	0	0	【サブプレッション・プール水位】		2	0	0

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価	SBO	
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後			SBO影響 負荷切り離し後
(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	操作（1 / 2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
			原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	— —	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①		原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
			原子炉水位（燃料域）	2	2	2	①		高圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1		
			原子炉水位（燃料域）	2	2	2	①		低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
			原子炉水位（燃料域）	2	2	2	①	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1			
			原子炉水位（燃料域）	2	2	2	①	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
			原子炉水位（燃料域）	2	2	2	①	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
			原子炉水位（燃料域）	2	2	2	①	残留熱除去系系統流量	3	0	0			
			原子炉水位（燃料域）	2	2	2	①	低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
		原子炉水位（燃料域）	2	2	2	①	原子炉水位（広帯域）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
		原子炉水位（燃料域）	2	2	2	①	高圧代替注水系系統流量	1	1	1				
		原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	①	— —	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
		原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	①		代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1			
		原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	①		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
			原子炉圧力	2	2	2	①		原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
			原子炉圧力	2	2	4	①		原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力	2	2	2	①		原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力(SA)	2	2	2	①		原子炉水位（広帯域）	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	—	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能		
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
								原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1			
	原子炉注水								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレレイ系系統流量	1	0	0		
水源の確保	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	—		常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								高圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								低圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
								[サブプレッション・プール水位]	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・プール水位（常用計器）により監視可能	—	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータええ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ												
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
1.4.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順												
(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	判断基準（1／3）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	
			原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	
								高圧代替注水系統流量	1	1	1	
			原子炉水位（広帯域）	2	2	3	3	低圧代替注水系統流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉炉水位の代替監視可能
			原子炉水位（燃料域）	2	2	3	3	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	
								原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	
								高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	
								残留熱除去系統流量	3	0	0	
								低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	
								原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	
								高圧代替注水系統流量	1	1	1	
監視事項は抽出パラメータにて確認	—	—	原子炉水位（SA広帯域）	3	3	1	1	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉炉水位の代替監視可能
			原子炉水位（SA燃料域）	2	2	1	1	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	
			原子炉水位（SA燃料域）	2	2	1	1	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	
								高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	
								残留熱除去系系統流量	3	0	0	
								低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	
								原子炉水位（SA広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
								原子炉水位（SA燃料域）	2	2	1	
								高圧代替注水系統流量	1	1	1	
								低圧代替注水系統流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉炉水位の代替監視可能
								代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	
								高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	
								残留熱除去系系統流量	3	0	0	
					低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO	
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後				SBO影響 負荷切り離し後
(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	原子炉圧力容器への注水量	給水流量	1	0	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	—	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	—		
		高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			1	0	0	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能			
			1	0	0	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能			
	補機監視機能	タービン駆動給水ポンプ吐出圧力	2	0	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
		電動駆動給水ポンプ吐出圧力	2	0	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—		
		高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ												
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	判断基準 (3 / 3)	水源の確保	サブプレッション・プール水位	1	1	1	高圧代替注水系系統流量	1	1	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								1	1	代替循環冷却系原子炉注水流量		
								1	1	原子炉隔離時冷却系系統流量		
								1	0	高圧炉心スプレイ系系統流量		
								3	0	残留熱除去系系統流量		
								1	0	低圧炉心スプレイ系系統流量		
								1	1	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力		
								1	1	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力		
								1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力		
								1	0	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力		
								3	0	残留熱除去系ポンプ吐出圧力		
								1	0	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力		
2	0	【サブプレッション・プール水位】										

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
(2) 低圧炉心スプレイスによる原子炉注水	操作 (1 / 3)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を 確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			原子炉水位 (広帯域)						原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (燃料域)						原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	高压代替注水系原子炉注水量	1	1	1		
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	低压代替注水系原子炉注水量	3	3	3		
									代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
									高压炉心スプレイス系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低压炉心スプレイス系統流量	1	0	0		
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									高压代替注水系系統流量	1	1	1		
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ			原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	①	—	低压代替注水系原子炉注水量	3	3	3		監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	①	—	代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
									高压炉心スプレイス系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低压炉心スプレイス系統流量	1	0	0		

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ												
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後		
(2) 低圧炉心スプレイスによる原子炉注水	操作 (2 / 3)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉圧力	原子炉圧力				原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能				
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能				
			原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1					
原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	低圧炉心スプレイス系統流量	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	1	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、低圧炉心スプレイス系統流量の代替監視可能
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	1	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	1	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	1	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	1	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	1	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ												
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
(2) 低圧炉心スプレイレイ系による原子炉注水	操作 (3 / 3)	水源の確保	サブプレッション・プール水位	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	1	
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	1	
							高圧炉心スプレイレイ系系統流量	1	0	0	0	
							残留熱除去系系統流量	3	0	0	0	
							低圧炉心スプレイレイ系系統流量	1	0	0	0	
							常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	1	
							代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	1	
							原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	1	
							高圧炉心スプレイレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	0	
							残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	0	
							低圧炉心スプレイレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	0	
							[サブプレッション・プール水位]	2	0	0	0	
補機監視機能	低圧炉心スプレイレイ系ポンプ吐出圧力	1	—	—	—	0	0	—	監視可能であれば、サブプレッション・プール水位（常用計器）により監視可能	—		

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		SBO		
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等			
1.4.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順																
(3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	—	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①		原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	1	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			原子炉圧力	2	2	1	①		高圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
			原子炉圧力（燃料域）	2	2	1	①		低圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1	1	統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力（燃料域）	2	2	1	①	—	原子炉圧力（燃料域）	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
			原子炉圧力（SA燃料域）	2	2	1	①		原子炉圧力（SA燃料域）	1	1	1	1	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			原子炉圧力	2	2	1	①		高圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
			原子炉圧力（SA燃料域）	2	2	1	①		低圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1	1	統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
			①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ	重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力（SA燃料域）	1	1	1	1
原子炉圧力（燃料域）	2	2				1	①	原子炉圧力（SA燃料域）	1	1		1	1	監視事項は抽出パラメータにて確認		
原子炉圧力（SA燃料域）	2	2				1	①	高圧代替注水系原子炉注水流量	3	3		3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
原子炉圧力	2	2				1	①	低圧代替注水系原子炉注水流量	1	1		1	1	統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
原子炉圧力（SA燃料域）	2	2				1	①	高圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2			2	1	①	—	原子炉圧力（SA燃料域）	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
	原子炉圧力（燃料域）	2			2	1	①		原子炉圧力（SA燃料域）	1	1	1	1	監視事項は抽出パラメータにて確認		
	原子炉圧力（SA燃料域）	2			2	1	①		高圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
	原子炉圧力	2			2	1	①		低圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1	1	統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		SBO
		計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等		
				直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
(3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	操作（1／2）	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1			
								高圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
								低圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1			
								代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
								高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
								残留熱除去系系統流量	3	0	0			
								低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
								原子炉水位（広帯域）（燃料域）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
		原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	高圧代替注水系系統流量	1	1	1		監視事項は抽出パラメータにて確認	
								低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
								代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
								高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
								残留熱除去系系統流量	3	0	0			
		原子炉圧力（SA）	2	2				原子炉圧力（SA）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
		原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	2	2	1	①	—	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		監視事項は抽出パラメータにて確認	
								原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1			
		原子炉圧力容器温度	4	4	4			原子炉圧力容器温度	4	4	4		監視事項は抽出パラメータにて確認	
原子炉圧力	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	2	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
						原子炉水位（燃料域）	2	2	1					
原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	2	2	1	①	—	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		監視事項は抽出パラメータにて確認			
						原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1					
原子炉圧力容器温度	4	4	4			原子炉圧力容器温度	4	4	4		監視事項は抽出パラメータにて確認			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ															
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO			
(3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	—	原子炉圧力	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉圧力 (SA)	2	2	2			
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1			
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
									原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1			
	補機監視機能	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	—	
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	—	—	—			
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0			原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブレーション・チェンバール雰囲気温度及びサブレーション・プールの水温により、残留熱除去系による冷却の代替監視可能
									残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等			SBO
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数				
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水	(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	—	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①		原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
									高压代替注水系系統流量	1	1	1		
									低压代替注水系原子炉注水量	3	3	3		
									代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
					原子炉水位（燃料域）	2	2	1						
判断基準 (1 / 2)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	①	—	原子炉水位（燃料域）	1	1	1	監視事項は抽出パラメータにて確認		
		原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	①		高压代替注水系系統流量	1	1	1			
								低压代替注水系原子炉注水量	3	3	3			
								代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
								高压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
								残留熱除去系系統流量	3	0	0			
								低压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価	
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等
(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、残留熱除去系系統流 量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータ にて確認
		原子炉水位（広帯域）	2	2	2	1	1	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、残留熱除去系 系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータ にて確認
		原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	1	1	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、残留熱除去系 系統流量の代替監視可能	
		サブレーション・プール水位	1	1	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、低圧炉心スプレイス 系統流量の代替監視可能	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、低圧炉心スプレ イ系系統流量の代替監視可能	
	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	低圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、低圧炉心スプレ イ系系統流量の代替監視可能
原子炉水位（SA燃料域）			1	1	1	1	1	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、低圧炉心スプレ イ系系統流量の代替監視可能	
水源の確保	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
		低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
		低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	3	3	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	代替淡水貯槽を水源としている系 統のうち、運転している系統の注 水量より、代替淡水貯槽水位の代 替監視可能	監視事項は抽出パラメータ にて確認
水源の確保	低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	①	—	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	代替淡水貯槽を水源とするポンプ 吐出圧力より代替淡水貯槽水位の 代替監視可能	監視事項は抽出パラメータ にて確認
		常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	2	2	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ 吐出圧力より代替淡水貯槽水位の 代替監視可能	

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価						
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後						
(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—			
		原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	—	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認				
		原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能					
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能						
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	1				原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	1					原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	0						原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
							残留熱除去系系統流量	3	0	0	0							原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	0							
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認					
						原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認						
						高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認					
						低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認						
						代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認					
					原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
					高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認						
					残留熱除去系系統流量	3	0	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
					低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	0	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認						
					サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	1	ドライウエル雰囲気の上昇によりドライウエル圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
					ドライウエル圧力	1	1	1	8	ドライウエル圧力の代替監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認						
										監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
					ドライウエル圧力	1	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認						
					サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プール水温の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
					サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	3	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認						
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認						
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認						
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認						
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認						
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認						
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認						
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認						
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認						
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認						
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認						
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認						
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認						
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認						
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認						
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認						
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認						
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認						
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認						
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認						
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
										監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能								

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力		2	2	1	①	－	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	1	
									原子炉圧力容器温度	4	4	4	4	
	原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1		
								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1		
原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1			
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1			
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1			
水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	2			
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	1			
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	2			
補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後			負荷切り離し後
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水	(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水量 代替循環冷却系原子炉注水量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水量 代替循環冷却系原子炉注水量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量	1 1 1 3 1 1 1 0 0 2 2 1 1 3 1 1 1 0 0 2 2 1 1 3 1 1 1 0 0				

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ																						
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価									
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO								
(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）	判断基準 (2／3) —	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	3	0	0	—	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より，残留熱除去系系統流 量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータ にて確認							
																原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より，残留熱除去系 系統流量の代替監視可能	
																原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1		
																原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	1		
																原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	1		
			低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	—	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より，低圧炉心スプレイ系 系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータ にて確認						
																	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より，低圧炉心スプレ イ系系統流量の代替監視可能
																	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1	
																	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	1	
																	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	1	
代替淡水貯槽水位	3	3	3	—	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水 位変化より，低圧代替注水系原子 炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータ にて確認									
														原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より，低圧代替注水系 原子炉注水流量の代替監視可能			
														原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1				
														原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	1				
														原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	1				
代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	1	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より，代替循環冷却系原子 炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータ にて確認									
														原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より，代替循環冷却 系原子炉注水流量の代替監視可能			
														原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1				
														原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	1				
														原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	1				

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ															
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	直後	SDO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SDO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）	判断基準 (3／3)	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—	
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	
			消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
			復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
			水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認	
										量					
										低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2		
										低圧代替注水系格納容器下部注水流	1	1	1		
										常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ											
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	評価
(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	—
		原子炉炉水位（広帯域）						原子炉炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		原子炉炉水位（燃料域）						原子炉炉水位（SA燃料域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		原子炉炉水位（燃料域）	2	2	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉炉水位（燃料域）	2	2	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉炉水位の代替監視可能	
		原子炉炉水位（燃料域）						代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
		原子炉炉水位（燃料域）						原子炉炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
		原子炉炉水位（燃料域）						高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
		原子炉炉水位（燃料域）						残留熱除去系系統流量	3	0	0		
		原子炉炉水位（燃料域）						低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
操作（1／2）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉炉水位（SA広帯域）						原子炉炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		原子炉炉水位（SA燃料域）						原子炉炉水位（燃料域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		原子炉炉水位（SA燃料域）	1	1	1	①	—	高圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉炉水位（SA燃料域）	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉炉水位の代替監視可能	
		原子炉炉水位（SA燃料域）						代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
		原子炉炉水位（SA燃料域）						原子炉炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
		原子炉炉水位（SA燃料域）						高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
		原子炉炉水位（SA燃料域）						残留熱除去系系統流量	3	0	0		
		原子炉炉水位（SA燃料域）						低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
		原子炉炉圧力（SA）						原子炉圧力（SA）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉炉水位（広帯域）	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉炉圧力						原子炉炉水位（燃料域）	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
		原子炉炉圧力						原子炉炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
		原子炉炉圧力						原子炉炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
		原子炉炉圧力						原子炉炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉炉圧力						原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		原子炉炉圧力						原子炉炉水位（広帯域）	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉炉圧力						原子炉炉水位（燃料域）	2	2	1		
		原子炉炉圧力						原子炉炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
		原子炉炉圧力						原子炉炉水位（SA燃料域）	1	1	1		

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ											
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	
(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）	原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	3	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能 崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	
	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	1	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	
操作（2／2）							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	
			1	1	1	1	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ										
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水	(c) 代替循環冷却系による原子炉注水	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1
								高压代替注水系系統流量	1	1
								低圧代替注水系原子炉注水量	3	3
								代替循環冷却系原子炉注水量	1	1
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1
								高压炉心スプレイ系系統流量	1	0
								残留熱除去系系統流量	3	0
								低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0
判断基準 (1) / (3)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	①	原子炉水位 (広帯域)	2	2
			原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	①	原子炉水位 (燃料域)	2	2
								高压代替注水系系統流量	1	1
								低圧代替注水系原子炉注水量	3	3
								代替循環冷却系原子炉注水量	1	1
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1
								高压炉心スプレイ系系統流量	1	0
								残留熱除去系系統流量	3	0
								低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0
								直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	—	—
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ		監視事項は抽出パラメータにて確認						原子炉圧力容器へ注水している系の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	1	1
								原子炉圧力容器へ注水している系の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	1	1
								原子炉圧力容器へ注水している系の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	1	1
								原子炉圧力容器へ注水している系の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	1	1
								原子炉圧力容器へ注水している系の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	1	1
								原子炉圧力容器へ注水している系の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	1	1
								原子炉圧力容器へ注水している系の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	1	1
								原子炉圧力容器へ注水している系の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	1	1
								原子炉圧力容器へ注水している系の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	1	1
								原子炉圧力容器へ注水している系の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	1	1

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		SBO
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	バラムータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後			
(c) 代替循環冷却系による原子炉注水	判断基準 (2／3)	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
	判断基準 (2／3)	原子炉圧力容器への注水量	低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
	判断基準 (2／3)	原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
			1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
			2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後		
(c) 代替循環冷却系による原子炉注水	判断基準 (3 / 3)	水源の確保	サブプレッジョン・プール水位	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・プールの水位が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水量	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	
									残留熱除去系系統流量	3	0	0	
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	
									低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	
									「サブプレッジョン・プール水位」	2	0	0	

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
(c) 代替循環冷却系による原子炉注水	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			原子炉水位 (広帯域)						原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (燃料域)						原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	高圧代替注水系統流量	1	1	1		
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	低圧代替注水系統流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	残留熱除去系統流量						残留熱除去系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
			原子炉水位 (SA広帯域)				①	—	高圧代替注水系統流量	1	1	1		
			原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	①	—	低圧代替注水系統流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1			
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能		
								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			
								原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			
								原子炉圧力容器温度	4	4	4			
								原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ										
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水	(d) 消火係による原子炉注水	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1
								高压代替注水系系統流量	1	1
								低圧代替注水系原子炉注水量	3	3
								代替循環冷却系原子炉注水量	1	1
								原子炉心スプレイ系系統流量	1	1
								高压炉心スプレイ系系統流量	1	0
								残留熱除去系系統流量	3	0
								低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0
判断基準 (1 / 2)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	①	原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	—	—
			原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	①	原子炉圧力容器へ注水している系の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	1	1
								原子炉圧力容器へ注水している系の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	3	3
								代替循環冷却系原子炉注水量	1	1
								原子炉心スプレイ系系統流量	1	1
								高压炉心スプレイ系系統流量	1	0
								残留熱除去系系統流量	3	0
								低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0
								原子炉水位 (広帯域)	2	2
								原子炉水位 (燃料域)	2	1
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ		原子炉水位 (SA広帯域)	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	①	原子炉圧力容器へ注水している系の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	1	1
			原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	①	原子炉圧力容器へ注水している系の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	3	3
								代替循環冷却系原子炉注水量	1	1
								原子炉心スプレイ系系統流量	1	1
								高压炉心スプレイ系系統流量	1	0
								残留熱除去系系統流量	3	0
								低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0
								原子炉水位 (広帯域)	2	2
								原子炉水位 (燃料域)	2	1
								原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	1	1

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
(d) 消火係による原子炉注水	判断基準 (2/2)	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	3	0	0	—	①	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	2			原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
			原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
			原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	—	①	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	—	①	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	—	①	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
			代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	—	①	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—
			ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	③	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ															
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器故障等	SBO	
(d) 消火係による原子炉注水	操作 (1 / 2)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	—	
				2	2	1	①		原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			
				高圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3		3	高圧代替注水系系統流量	1	1			1
					低圧代替注水系原子炉注水量	3	3		3	低圧代替注水系系統流量	3	3			3
			原子炉循環冷却系系統流量	1	1	1	1	—	原子炉炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
				高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0		高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0			
				残留熱除去系系統流量	3	0	0		残留熱除去系系統流量	3	0	0			
				低圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0		低圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0			
				原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		原子炉水位 (広帯域)	2	2	1			
原子炉水位 (燃料域)	2	2		1	原子炉水位 (燃料域)	2	2		1						
原子炉圧力容器内の圧力	操作 (1 / 2)	原子炉圧力	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	①	—	高圧代替注水系原子炉注水量	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	—	
				1	1	1	①		低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3			
				代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1		代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1			
					高圧炉心スプレイス系統流量	1	0		0	高圧炉心スプレイス系統流量	1	0			0
			原子炉炉隔離時冷却系系統流量	3	0	0	—	残留熱除去系系統流量	3	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
				低圧炉心スプレイス系統流量	1	0		0	低圧炉心スプレイス系統流量	1	0			0	
				原子炉圧力 (SA)	2	2		2	原子炉圧力 (SA)	2	2			2	
				原子炉水位 (広帯域)	2	2		1	原子炉水位 (広帯域)	2	2			1	
				原子炉水位 (燃料域)	2	2		1	原子炉水位 (燃料域)	2	2			1	
				原子炉水位 (SA広帯域)	1	1		1	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1			1	
原子炉圧力容器温度	4	4	4	4	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認				
	原子炉圧力	2	2	1		原子炉圧力	2	2	1						
	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		原子炉水位 (広帯域)	2	2	1						
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1						

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段		項目	監視パラメータ									
			抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				
			分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		評価
(d) 消火係による原子炉注水	操作 (2 / 2)	原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量 (B系のみ)	1	0	0		サブレーション・プール水位	1	1	1	計器故障等 サブレーション・プール水位の水位変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能 崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	
								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	
								原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水	(e) 補給水係による原子炉注水	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①		原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3	
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	残留熱除去系系統流量	3	0	0	
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	1	
判断基準 (1) / (3)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①		原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3		
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1		
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	残留熱除去系系統流量	3	0	0		
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ													
項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
		計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	補助パラメータ 分類	分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
(e) 補給水係 による原子炉 注水	判断基準 (2 / 3)	残留熱除去系系統流 量	3	0	0	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、残留熱除去系系統流 量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、残留熱除去系 系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
								原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
		低圧炉心スプレイ系 系統流量	1	0	0	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、低圧炉心スプレイ系 系統流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、低圧炉心スプ レイ系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
								原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
原子炉圧 力容器へ の注水量	3	3	3	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化よ り、低圧代替注水系原子炉注水流 量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認		
						原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、低圧代替注水 系原子炉注水流量の代替監視可能			
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	1				
						原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1				
						原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1				
代替循環冷却系原子 炉注水流量	1	1	1	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、代替循環冷却系原子 炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認		
						原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、代替循環冷却 系原子炉注水流量の代替監視可能			
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	1				
						原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1				
						原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1				

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ														
項目	対応手段	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
判断基準 (3 / 3)	(e) 補給水係による原子炉注水	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			低圧炉心スプレイレインポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—
		消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ															
項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		SBO	
		計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	計器故障等			
対芯手段	(e) 補給水係 による原子炉 注水	原子炉圧 力容器内 の水位	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	—	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①		高圧代替注水系統流量	1	1	1			
							低圧代替注水系原子炉注水量		3	3	3				
							代替循環冷却系原子炉注水量		1	1	1				
							原子炉隔離時冷却系統流量		1	1	1				
							高圧炉心スプレイ系統流量		1	0	0				
							残留熱除去系統流量		3	0	0				
							低圧炉心スプレイ系統流量		1	0	0				
							原子炉水位 (広帯域)		2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
							原子炉水位 (燃料域)		2	2	1				
							高圧代替注水系統流量		1	1	1				
							低圧代替注水系原子炉注水量		3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
							代替循環冷却系原子炉注水量		1	1	1				
							原子炉隔離時冷却系統流量		1	1	1				
							高圧炉心スプレイ系統流量		1	0	0				
							残留熱除去系統流量		3	0	0				
							低圧炉心スプレイ系統流量		1	0	0				
			操作 (1 / 2)	原子炉圧 力容器内 の圧力	原子炉圧力	2	2		1	①	—	原子炉圧力 (SA)		2	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能			
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1					
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1					
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1					
							原子炉圧力容器温度	4	4	4					
							原子炉圧力	2	2	1			直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1			飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1					
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1					
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1					
							原子炉圧力容器温度	4	4	4					

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
		分類	計器名称	計器数	SDO影響 直後	SDO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SDO影響 直後	SDO影響 負荷切り離した後	評価	SBO
(e) 補給水係 による原子炉 注水	操 作 (2 / 2)	原子炉圧 力容器へ の注水量	残留熱除去系系統流 量 (B系のみ)	1	0	0	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、残留熱除去系系統流 量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、残留熱除去系 系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
			水源の確 保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確 保状態を確認す るパラメータ	—	—	—	—	—
	補機監視 機能	復水移送ポンプ吐出 ヘッド圧力	1	1	0	③	補給水系の運転 状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—		

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ										
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧			原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—
(a) 残留熱除去系 (低圧注水系) 復旧後の原子炉注水の原子炉注水	判断基準 (1/3)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	—	1	1
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	1	1
								原子炉注水系統流量	1	1
								低圧代替注水系原子炉注水量	3	3
								代替循環冷却系原子炉注水量	1	1
								原子炉心スプレイ系系統流量	1	1
								高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0
								残留熱除去系系統流量	3	0
								低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0
								原子炉水位 (広帯域)	2	2
								原子炉水位 (燃料域)	2	2
								高圧代替注水系系統流量	1	1
								低圧代替注水系原子炉注水量	3	3
			原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	①	—	1	1
			原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	①	—	1	1
								代替循環冷却系原子炉注水量	1	1
								原子炉心スプレイ系系統流量	1	0
								高圧炉心スプレイ系系統流量	3	0
								残留熱除去系系統流量	1	0

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	直後	SDO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SDO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
(a) 残留熱除去系 (低圧注水系) 復旧後の原子炉注水の	電源 判断基準 (2 / 3)		275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧	2	2	2	③	東海原子力線 1 L, 2 L の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			154kV原子力線 1 号電圧	1	1	1	③	原子力 1 号線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			M / C 2 C 電圧	1	1	1	③	非常用 M / C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			P / C 2 C 電圧	1	1	1	③	非常用 P / C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			M / C 2 D 電圧	1	1	1	③	非常用 M / C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			P / C 2 D 電圧	1	1	1	③	非常用 P / C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			緊急用 M / C 電圧	1	1	1	③	緊急用 M / C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			緊急用 P / C 電圧	1	1	1	③	緊急用 P / C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										SBO	
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後		
(a) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水の確保	最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェン・プール気温度及びサブプレッション・プールの温度により、残留熱除去系による冷却の代替監視可能 高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能 常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能 監視可能であれば、サブプレッション・プールの水位（常用計器）により監視可能	
			2	0	0	①	—	サブプレッション・チェン・プール気温度	2	2	2		
								サブプレッション・プールの水温度	3	3	3		
		水源の確保	サブプレッション・プールの水位						高圧代替注水系系統流量	1	1		1
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1		1
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1		1
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0		0
									残留熱除去系系統流量	3	0		0
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0		0
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1		1
					代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1					
					原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1					
					高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0					
					残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0					
					低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0					
					【サブプレッション・プールの水位】	2	0	0					

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ													
項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
		計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後		
対応手段	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	計器故障等	SBO
		原子炉水位（広帯域）						原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		原子炉水位（燃料域）						原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
		原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	—	高圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1		
		原子炉水位（燃料域）						代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
		原子炉水位（燃料域）						原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
		原子炉水位（燃料域）						高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
		原子炉水位（燃料域）						残留熱除去系系統流量	3	0	0		
		原子炉水位（燃料域）						低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
		原子炉水位（燃料域）						原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
		原子炉水位（燃料域）						原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
		原子炉水位（燃料域）						高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
		原子炉水位（燃料域）						低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉水位（燃料域）	1	1	1	①	—	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
		原子炉水位（燃料域）	1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
		原子炉水位（燃料域）						高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
		原子炉水位（燃料域）						残留熱除去系系統流量	3	0	0		
		原子炉水位（燃料域）						低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
操作（1／2）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の圧力を確認するパラメータ	—	—	—	—	計器故障等	SBO
		原子炉圧力（広帯域）						原子炉圧力（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		原子炉圧力（燃料域）						原子炉圧力（SA燃料域）	1	1	1		
		原子炉圧力（燃料域）	2	2	1	①	—	高圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力（燃料域）	2	2	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1		
		原子炉圧力（燃料域）						代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
		原子炉圧力（燃料域）						原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
		原子炉圧力（燃料域）						高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
		原子炉圧力（燃料域）						残留熱除去系系統流量	3	0	0		
		原子炉圧力（燃料域）						低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
		原子炉圧力（燃料域）						原子炉圧力（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		原子炉圧力（燃料域）						原子炉圧力（燃料域）	2	2	1		
		原子炉圧力（燃料域）						高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
		原子炉圧力（燃料域）						低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力（燃料域）	1	1	1	①	—	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
		原子炉圧力（燃料域）	1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
		原子炉圧力（燃料域）						高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
		原子炉圧力（燃料域）						残留熱除去系系統流量	3	0	0		
		原子炉圧力（燃料域）						低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ													
対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器					補助パラメータ 分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後		パラメータ 分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等
(a) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水の原子炉注水	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量（A,B系のみ）	2	0	0	①	—	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水 位変化より，残留熱除去系系統流 量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータ にて確認
								原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より，残留熱除去系 系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
								原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
								原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	高圧代替注水系，代替循環冷却 系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉 心スプレイ系の流量から各系 圧炉心スプレイ系の流量を把握 することにより，水源であるサ プレッション・プールの水位が確 保されていることを監視可能	
								代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
								高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
								残留熱除去系系統流量	3	0	0		
								低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
操作（2／2）	水源の確保	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	—	常設高圧代替注水系ポンプ吐出 圧力	1	1	1	常設高圧代替注水系ポンプ，代替 循環冷却系ポンプ，原子炉隔離時 冷却系ポンプ，高圧炉心スプレイ 系ポンプ，残留熱除去系ポンプ， 低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出 圧力から各ポンプが正常に動作し ていることを把握することによ り，水源であるサブプレッショ ン・プール水位が確保されていること を監視可能	監視事項は抽出パラメータ にてE確認
								代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出 圧力	1	1	1		
								高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出 圧力	1	0	0		
								残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
								低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出 圧力	1	0	0		
								【サブプレッション・プール水位】	2	0	0	監視可能であれば，サブプレッショ ン・プール水位（常用計器）によ り監視可能	
	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力（A,B系のみ）	2	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO		
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後				SBO影響 負荷切り離し後	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順																
(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順																
a. 低圧代替注水																
(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—
								原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
		原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	高圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
								代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	1				
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	1				
								高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	0				
								残留熱除去系系統流量	3	0	0	0				
								低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	0				
		原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1				
								高圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1	1				
								代替循環冷却系原子炉注水流量	3	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	1				
								高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	0				
残留熱除去系系統流量	3							0	0	0						
低圧炉心スプレイ系系統流量	1							0	0	0						
判断基準（1/3）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	
								原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
		原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	高圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
								代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	1				
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	1				
								高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	0				
								残留熱除去系系統流量	3	0	0	0				
								低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	0				
		原子炉圧力	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉圧力（SA）	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
								原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能			
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1				
								原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	1				
								原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	1				
								原子炉圧力容器温度	4	4	4	4				
原子炉圧力	2							2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
原子炉水位（広帯域）	2							2	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能					
原子炉圧力（SA）	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1						
						原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	1						
						原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	1						
						原子炉圧力容器温度	4	4	4	4						
						原子炉圧力	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
						原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能					

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ										
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	計器故障等	SBO
(a) 低圧代替注水系（常設）による残存容器炉心の冷却	判断基準 (2/3)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	サブプレッション・チェンバ圧力	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			ドライウエル気温度	8	8	8	ドライウエル気温度	8	ドライウエル気温度の上昇によりドライウエル圧力の代替監視可能	
			ドライウエル圧力	2	0	0	ドライウエル圧力	2	監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ圧力	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力	2	サブプレッション・チェンバ圧力と温度及びサブプレッション・ブール水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	
			サブプレッション・ブール水温度	3	3	3	サブプレッション・ブール水温度	3	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ圧力	2	0	0	サブプレッション・チェンバ圧力	2	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力	1	飽和温度/圧力の関係からドライウエル圧力によりドライウエル気温度の代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	サブプレッション・チェンバ圧力	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりドライウエル気温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の解析結果により格納容器内水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気（酸素）の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能	
			ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力	1	監視可能であれば、格納容器内水素濃度（常用計器）により監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO
		抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後		
(a) 低圧代替注水系（常設）による残存容器炉心の冷却	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量		3	0	0			サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位（広帯域）	2	2	2	①	－	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
			原子炉水位（燃料域）	2	2	2			原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
		低圧炉心スプレイス系系統流量		1	0	0			サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の変化より，低圧炉心スプレイス系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			低圧炉心スプレイス系系統流量	1	0	0	①	－	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，低圧炉心スプレイス系系統流量の代替監視可能	
			原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1			原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
補機監視機能	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			－	－	－	－	－	－	監視事項は抽出パラメータにて確認
		低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	1	0	0			－	－	－	－	－	－	
		低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3			低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より，代替淡水貯槽水位の代替監視可能		
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2			低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2			
水源の確保	水源の確保	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	①	－	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	低圧代替注水系格納容器水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の圧力の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	—	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①		原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3		
									代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3		
			原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	①		代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力（SA）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
	原子炉圧力容器内の圧力の圧力	原子炉圧力（SA）						—	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
									原子炉圧力	2	2	1		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ																		
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価							
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO				
(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	操作（2／2）	原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	①		－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
										原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能				
										原子炉水位（燃料域）	2	2	1					
										原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1					
		水源の確保	低圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1	①		－	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
										低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2					
										低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1					
										常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能				
補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－	－					

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO			
		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	負荷切り離し後					
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順																	
(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順																	
a. 低圧代替注水																	
(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
		原子炉水位（広帯域）						原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能					
		原子炉水位（燃料域）						原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1						
		原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	—	高圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認			
		原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	—	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1						
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1						
								高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0						
								残留熱除去系系統流量	3	0	0						
								低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0						
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能					
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1						
								高圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認			
								低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3						
								代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1						
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1						
								高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0						
								残留熱除去系系統流量	3	0	0						
								低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0						
判断基準 (1/4)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	2	2				原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
		原子炉水位（広帯域）						原子炉水位 (広帯域)	2	2	1			監視事項は抽出パラメータにて確認			
		原子炉水位（燃料域）			1	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能					
		原子炉水位（SA広帯域）	2	2				原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1						
		原子炉水位（SA燃料域）						原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1						
		原子炉圧力容器温度						原子炉圧力容器温度	4	4	4						
		原子炉圧力						原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
		原子炉水位（広帯域）						原子炉水位 (広帯域)	2	2	1			監視事項は抽出パラメータにて確認			
		原子炉水位（燃料域）			2	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能					
		原子炉圧力 (SA)	2	2				原子炉圧力 (SA)	1	1	1						

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ												
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）	判断基準（2／4）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			ドライウエル気温度	8	8	8	ドライウエル気温度	8	8	8	ドライウエル気温度の上昇によりドライウエル圧力の代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により監視可能	
			ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ気温度及びサブプレッション・ブール水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	サブプレッション・ブール水温度	3	3	3		
			サブプレッション・チェンバ圧力	2	0	0	【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	
			ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からドライウエル圧力によりドライウエル気温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	ドライウエル気温度	8	8	8	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりドライウエル気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度 (D/W)	2	2	2	格納容器内水素濃度 (D/W)	2	2	2	格納容器内水素濃度 (S/C) の解析結果により格納容器内水素濃度の代替監視可能	
			格納容器内水素濃度 (S/C)	2	2	2	ドライウエル圧力	1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気（酸素）の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	監視可能であれば、格納容器内水素濃度（常用計器）により監視可能	
								【格納容器内水素濃度】	2	0	0	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		SBO						
			計器名称	計器数	SDO影響		バラムメータ分類	補助バラムメータ分類理由	計器名称	計器数	SDO影響		計器故障等								
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後									
(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存容器炉心の冷却（淡水／海水）	判断基準（3／4）	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	—	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水 位変化より、残留熱除去系系統流 量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認							
																原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、残留熱除去系 系統流量の代替監視可能	
																原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
																原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
			低圧炉心スプレイス 系統流量	1	0	0	①	—	サブプレッション・プール水位	1	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水 位変化より、低圧炉心スプレイス 系統流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認						
																	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、低圧炉心スプ レイス系統流量の代替監視可能
																	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	
																	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	
			低圧代替注水系原子 炉注水流量	3	3	3	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水 位変化より、低圧代替注水系原子 炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認						
																	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、低圧代替注水 系原子炉注水流量の代替監視可能
																	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	
																	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	
						代替循環冷却系原子 炉注水流量	1	1	1	①	—	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水 位変化より、代替循環冷却系原子 炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認				
原子炉水位（広帯域）	2	2																	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、代替循環冷却 系原子炉注水流量の代替監視可能	
原子炉水位（燃料域）	2	2																	1		
原子炉水位（SA広帯域）	1	1																	1		
原子炉水位（SA燃料域）	1	1																	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SB0影響 直後	SB0影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SB0影響 負荷切り離し後			計器故障等
(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）	補機監視機能	水源の確保	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—	
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	
			消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
								低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2				
								低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			1	
								常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替監視可能			

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	計器故障等	SBO
(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	—
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 高压代替注水系原子炉注水量 低压代替注水系原子炉注水量 代替循環冷却系原子炉注水量	1 1 1 3 3	1 1 1 3 3	1 1 1 3 3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統流量	1 1 3 1	1 1 0 0	1 1 0 0	1 1 0 0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統流量	1 1 3 1	1 1 0 0	1 1 0 0	1 1 0 0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統流量	1 1 3 1	1 1 0 0	1 1 0 0	1 1 0 0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	原子炉圧力（広帯域） 原子炉圧力（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力容器温度	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	原子炉圧力（広帯域） 原子炉圧力（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力容器温度	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	原子炉圧力（広帯域） 原子炉圧力（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力容器温度	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	原子炉圧力（広帯域） 原子炉圧力（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力容器温度	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	原子炉圧力（広帯域） 原子炉圧力（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力容器温度	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	原子炉圧力（広帯域） 原子炉圧力（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力容器温度	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	原子炉圧力（広帯域） 原子炉圧力（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力容器温度	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	原子炉圧力（広帯域） 原子炉圧力（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力容器温度	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	原子炉圧力（広帯域） 原子炉圧力（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力容器温度	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	原子炉圧力（広帯域） 原子炉圧力（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力容器温度	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
	原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	原子炉圧力（広帯域） 原子炉圧力（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力容器温度	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
	原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	原子炉圧力（広帯域） 原子炉圧力（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力容器温度	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
	原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	原子炉圧力（広帯域） 原子炉圧力（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力容器温度	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
	原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	原子炉圧力（広帯域） 原子炉圧力（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力容器温度	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
	原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	原子炉圧力（広帯域） 原子炉圧力（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力容器温度	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	2 2 1 1 4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ											
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	
(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）	操作（2／2）	原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽水位	1	1	1	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1	
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	
		水源の確保					低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価	SBO			
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後			SBO影響 負荷切り離し後		
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水	(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			原子炉水位 (SA広帯域)						原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			1	
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	—	高圧代替注水系統流量	1	1	1			1	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	低圧代替注水系統流量	3	3	3			3	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1			1	
									原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1			1	
									高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0			0	
									残留熱除去系統流量	3	0	0			0	
									低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0			0	
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1			1	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	①	—	高圧代替注水系統流量	1	1	1	1			
			原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	①	—	低圧代替注水系統流量	3	3	3	3			
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0	0			
									残留熱除去系統流量	3	0	0	0			
									低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0	0			
									原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2			
判断基準 (1/4)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (狭帯域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力 (燃料域)						原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	1	1		
		原子炉圧力 (SA燃料域)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	1		
								原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	4	4	4	4	4	4		
								原子炉圧力	2	2	2	2	1	1		
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	1		
								原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	4	4	4	4	4	4		
								原子炉圧力	2	2	2	2	1	1		
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	1	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2	1	1		
								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	1		
								原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ										
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	計器故障等	SBO
(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	判断基準 (2/4)		ドライウエル圧力	1	1	1	サブレーション・チェンバ圧力	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウエル雰囲気温度	8	ドライウエル雰囲気の上昇によりドライウエル圧力の代替監視可能	
							[ドライウエル圧力]	2	監視可能であれば、ドライウエル圧力 (常用計器) により監視可能	
							ドライウエル圧力	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力					サブレーション・チェンバ雰囲気温度	2	サブレーション・チェンバ雰囲気温度及びサブレーション・ブール水温度の変化により、サブレーション・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブレーション・ブール水温度	1	1	1		3		
		原子炉格納容器内の温度					[サブレーション・チェンバ圧力]	2	監視可能であれば、サブレーション・チェンバ圧力 (常用計器) により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			ドライウエル圧力	8	8	1		1	飽和温度/圧力の関係からドライウエル圧力によりドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度					サブレーション・チェンバ圧力	1	飽和温度/圧力の関係からサブレーション・チェンバ圧力によりドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0		1	格納容器雰囲気気放射線モニタ (D/W) または格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の解析結果により格納容器内水素濃度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度					ドライウエル圧力	1	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気 (酸素) の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブレーション・チェンバ圧力	1		
							[格納容器内水素濃度]	2	監視可能であれば、格納容器内水素濃度 (常用計器) により監視可能	
								0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ											
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	SBO影響 負荷切り離し後
(c) 代替循環冷却系による 残存溶融炉心の冷却	判断基準 (3 / 4)		残留熱除去系系統流量	3	0			サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
								原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
		原子炉圧力容器への注水量	低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0			サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
								原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
		低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3			代替淡水貯槽水位	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1			
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			
補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0			—	—	—	—	—	—		
		1	0			—	—	—	—	—	—		
		2	2			—	—	—	—	—	—		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ																				
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価	SBO									
			計器名称	計器数	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響											
(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	判断基準 (4／4)	水源の確保	サブプレッション・プール水位	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	直後	1	1	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイス系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイス系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認						
								代替循環冷却系原子炉注水流量	1	直後	1	1								
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	直後	1	1								
								高圧炉心スプレイス系系統流量	1	直後	0	0								
								残留熱除去系系統流量	3	直後	0	0								
								低圧炉心スプレイス系系統流量	1	直後	0	0								
								常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	直後	1	1								
								代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	直後	1	1								
								原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	直後	1	1								
								高圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力	1	直後	0	0								
								残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	直後	0	0								
								低圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力	1	直後	0	0								
								【サブプレッション・プール水位】									2	0	監視可能であれば、サブプレッション・プール水位（常用計器）により監視可能	

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器故障等	SBO
(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	操作 (1 / 2)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①		原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									高圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1				
							高圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1				
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3				
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1				
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1				
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
							残留熱除去系系統流量	3	0	0				
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①		原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
			原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
			原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
			原子炉圧力容器温度	4	4	4			原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			原子炉圧力	2	2	1			原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
			原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										SBO	
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後			
(c) 代替循環冷却系による 残存溶融炉心の冷却	原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	①	-	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1			
	水源の確保	サブプレッション・プール水位	1	1	E1	①	-	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	常設高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
								残留熱除去系系統流量	3	0	0		
								低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
								常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
								代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	-	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能	-	
							高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
							残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
							低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
							[サブプレッション・プール水位]	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・プール水位 (常用計器) により監視可能		
							-	-	-	-	-		

①：重要監視パラメータ。②：有効監視パラメータ。③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO	
		分類	抽出パラメータを計測する計器				補助パラメータ 分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		計器故障等					
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	負荷切り離し後		計器名称	計器数		直後				負荷切り離し後
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水	(d) 消火係による残存溶融炉心の冷却	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	①	—	高圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	①	—	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	①	—	原子炉隔離離脱時冷却系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	①	—	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	①	—	残留熱除去系系統流量	3	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	①	—	低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	を計測することができ、監視可能	
判断基準 (1/3)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	①	①	—	—	—	—	—	—	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	①	①	—	—	—	—	—	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	①	—	—	—	—	—	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	①	—	—	—	—	—	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	①	—	—	—	—	—	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	①	—	—	—	—	—	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	①	—	—	—	—	—	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	①	—	—	—	—	—	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	①	—	—	—	—	—	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	①	—	—	—	—	—	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	①	—	—	—	—	—	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	①	—	—	—	—	—	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ												
項目	対応手段	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後		
(d) 消火係による残存溶融炉心の冷却	判断基準 (2/3)		ドライウエル圧力	1	1	1	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			ドライウエル気温度	8	8	8	ドライウエル気温度	8	8	8	ドライウエル気の上昇によりドライウエル圧力の代替監視可能	
							【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力 (常用計器) により監視可能	
							ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ気温度及びサブプレッション・ブール水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブプレッション・ブール水温度	3	3	3		
							【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力 (常用計器) により監視可能	
							ドライウエル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からドライウエル圧力によりドライウエル気温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル気温度	8	8	8	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりドライウエル気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							格納容器気放線線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器気放線線モニタ (S/C) の解析結果により格納容器内水素濃度の代替監視可能	
原子炉格納容器内の水素濃度		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	ドライウエル圧力	1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気 (酸素) の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	監視可能であれば、格納容器内水素濃度 (常用計器) により監視可能	
							【格納容器内水素濃度】	2	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO		
		抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後				
(d) 消火係による残存溶融炉心の冷却	判断基準 (3 / 3)	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
				低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能		
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
					原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の変化より、低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	①	—	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
				代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能		
					原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の変化より、代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
					原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			—	—	—	—	—	—
		補機監視機能	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能		
				2	2	2	—	—	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能		
				1	1	1	—	—	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			
				1	1	1	—	—	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ															
項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価			
		計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	計器故障等	SBO		
(d) 消火係による残存溶融炉心の冷却	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			2	2	1	①		原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1				
			高圧代替注水系統流量	1	1	1		1	高圧代替注水系統流量	1	1			1	
				低圧代替注水系統流量	3	3		3	3	低圧代替注水系統流量	3			3	3
					1	1		1	1	代替循環冷却系原子炉注水量	1			1	1
					1	1		1	1	原子炉炉隔離時冷却系系統流量	1			1	1
			1	1	0	0		高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
			3	0	0	0		残留熱除去系系統流量	3	0	0				
			1	0	0	0		低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
			2	2	2	2		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2				
			2	2	2	2		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2				
			1	1	1	1		高圧代替注水系統流量	1	1	1				
		3	3	3	3	低圧代替注水系統流量	3	3	3						
		操作 (1 / 2)	原子炉圧力	1	1	1	①	—	代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
1	1			1	①	原子炉炉隔離時冷却系系統流量	1		1	1					
1	1			0	0	高圧炉心スプレイ系系統流量	1		0	0					
3	0			0	0	残留熱除去系系統流量	3		0	0					
1	0			0	0	低圧炉心スプレイ系系統流量	1		0	0					
2	2			2	2	原子炉圧力 (SA)	2		2	2					
2	2			2	2	原子炉水位 (広帯域)	2		2	2					
2	2			2	2	原子炉水位 (燃料域)	2		2	2					
1	1			1	1	原子炉水位 (SA広帯域)	1		1	1					
1	1			1	1	原子炉水位 (SA燃料域)	1		1	1					
4	4			4	4	原子炉圧力容器温度	4		4	4					
2	2			2	2	原子炉圧力	2		2	2					
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
		2	2	2	2		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2					
		2	2	2	2		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1					
		1	1	1	1		原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1					
		4	4	4	4		原子炉圧力容器温度	4	4	4					
		2	2	2	2		原子炉圧力	2	2	2					
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
		2	2	2	2		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2					
		1	1	1	1		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1					
		1	1	1	1		原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1					
		4	4	4	4		原子炉圧力容器温度	4	4	4					
		2	2	2	2		原子炉圧力	2	2	2					

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ											
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価
			計器名称	計器数	SB0影響 直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	SB0影響 直後	負荷切り離し後	
(d) 消火係による残存溶融炉心の冷却	操作 (2 / 2)	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 (B系のみ)	1	0	0	サブレーション・プール水位	1	1	1	監視事項は抽出パラメータにて確認
		水源の確保 補機監視機能	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	①	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	
							—	—	—	—	—
							—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		計器故障等					
			計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数			
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水	(e) 補給水係による残存溶融炉心の冷却	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力容器内の水位	2	2	1	①	—	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
			原子炉圧力容器内の水位	2	2	1	①	—	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
			原子炉圧力容器内の水位	2	2	1	①	—	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
			原子炉圧力容器内の水位	2	2	1	①	—	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
			原子炉圧力容器内の水位	2	2	1	①	—	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
			原子炉圧力容器内の水位	2	2	1	①	—	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
			原子炉圧力容器内の水位	2	2	1	①	—	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
判断基準 (1 / 4)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉水位 (SA 広帯域)	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (SA 燃料域)	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
		原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
		原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能		
		原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA 広帯域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能		
		原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA 燃料域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能		
		原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA 燃料域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能		
		原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA 燃料域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能		
		原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA 燃料域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能		
		原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA 燃料域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ												
項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後			
(e) 補給水係 による残存溶 融炉心の冷却		ドライウエル圧力	1	1	1	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測 することができ、監視可能 ドライウエル雰囲気の上昇により ドライウエル圧力の代替監視可能 監視事項は抽出パラメータ にて確認	SBO	
	原子炉格 納容器内 の圧力	サブプレッション・チ ェンバ圧力	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ雰囲気 温度	2	2	2	監視可能であれば、ドライウエル 圧力（常用計器）により監視可能 することができ、監視可能 サブプレッション・チェンバ雰囲気 温度及びサブプレッション・ブール 水温度の変化により、サブプレッシ ョン・チェンバ圧力の代替監視可 能 監視事項は抽出パラメータ にて確認	
	原子炉格 納容器内 の温度	ドライウエル雰囲気 温度	8	8			ドライウエル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からドライウ エル圧力によりドライウエル雰囲気 温度の代替監視可能 監視事項は抽出パラメータ にて確認	
	原子炉格 納容器内 の水素濃 度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	1	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ または格納容器雰囲気放射線モニ タ(S/C)の解析結果により格納容器 内水素濃度の代替監視可能 監視事項は抽出パラメータ にて確認	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価	SBO	
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	バラムータ 分類	補助バラムータ 分類理由	計器名称	計器数	直後			SBO影響 負荷切り離し後
(e) 補給水係 による残存溶 融炉心の冷却	判断基準 (3 / 4) 原子炉圧 力容器へ の注水量	残留熱除去系系統流 量	3	0	0	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、残留熱除去系系統流 量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメー タにて確認	
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、残留熱除去系 系統流量の代替監視可能		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			
								原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			
		低圧炉心スプレイ系 系統流量	1	0	0	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、低圧炉心スプレイ系 系統流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメー タにて確認	
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、低圧炉心スプ レイ系系統流量の代替監視可能		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			
								原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			
		低圧代替注水系原子 炉注水流量	3	3	3	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化よ り、低圧代替注水系原子炉注水流 量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメー タにて確認	
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、低圧代替注水 系原子炉注水流量の代替監視可能		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			
								原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			
代替循環冷却系原子 炉注水流量	1	1	1	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、代替循環冷却系原子 炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメー タにて確認			
						原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、代替循環冷却 系原子炉注水流量の代替監視可能				
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	1					
						原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1					
						原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1					

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SB0影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SB0影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後		
(e) 補給水係 による残存溶 融炉心の冷却	判断基準 (4 / 4)	補機監視 機能	残留熱除去系ポンプ 吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
			低圧炉心スプレイ系 ポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—		
			常設低圧代替注水系 ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—		
			代替循環冷却系ポン プ吐出圧力	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—		
					消火系ポンプ吐出へ ッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状 態を確認するパ ラメータ	—	—	—	—	—
		水源の確 保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確 保状態を確認す るパラメータ	—	—	—	—	—		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										SBO	評価
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後		
(e) 補給水係 による残存溶 融炉心の冷却	原子炉圧 力容器内 の水位	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確 認するパラメータ	—	—	—	—	—	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
		原子炉水位 (広帯域)						原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位 を計測することができ、監視可能	
		原子炉水位 (燃料域)						原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
		原子炉水位 (燃料域)						高圧代替注水系統流量	1	1	1		
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
								高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
								残留熱除去系系統流量	3	0	0		
								低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位 を計測することができ、監視可能	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
	操作 (1 / 2)		原子炉水位 (SA広帯 域)	1	1	1	①	—	高圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	
			原子炉水位 (SA燃料 域)	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	
								代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
原子炉圧 力容器内 の圧力								高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
								残留熱除去系系統流量	3	0	0		
								低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
		原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力 を計測することができ、監視可能	
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水 位により原子炉圧力の代替監視可 能	
								原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力 を計測することができ、監視可能	
監視事項は抽 出パラメータ にて確認								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水 位により原子炉圧力の代替監視可 能	
								原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
		分類	計器名称	計器数	SD0影響 直後	SD0影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SD0影響 負荷切り離した後	評価	SBO
(e) 補給水係 による残存溶 融炉心の冷却	操 作 (2 / 2)	原子炉圧 力容器へ の注水量	残留熱除去系系統流 量 (B系のみ)	1	0	0	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、残留熱除去系系統流 量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、残留熱除去系 系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
			水源の確 保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確 保状態を確認す るパラメータ	—	—	—	—	—
	補機監視 機能	復水移送ポンプ吐出 ヘッド圧力	1	1	0	③	補給水系の運転 状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—	—	

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		
		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
		分類	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後		負荷切り離し後	SBO
(1) 4.2.3 原子炉運転転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧	(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能							
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1								
			原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1								
			原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1								
	原子炉圧力容器温度	4	4	4	4									
	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認								
	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能									
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1										
	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1										
	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1										
	原子炉圧力容器温度	4	4	4	4									
	判断基準 (1 / 2)	電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧	2	2	2	③	東海原子力線 1 L, 2 L の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			154kV原子力線 1 号電圧	1	1	1	③	原子力 1 号線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			M/C 2 C 電圧	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
P/C 2 C 電圧			1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
M/C 2 D 電圧			1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
P/C 2 D 電圧			1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
緊急用 M/C 電圧			1	1	1	③	緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
緊急用 P/C 電圧			1	1	1	③	緊急用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ												
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後		
(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱	最終ヒートシンクの確保の確保（2／2）	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	①	－	原子炉圧力容器温度	4	4	4	原子炉圧力容器温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサプレッション・プール水温により，残留熱除去系による冷却の代替監視可能	SBO
							ドライウェル雰囲気温度	8	8	8		
							サプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		
		残留熱除去系海水系系統流量	2	0	①	－	サプレッション・プール水温	3	3	3		
							度					

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価	SBO		
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後			SBO影響 負荷切り離した後	
(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（狭帯域）	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	—		
		原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
		原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①		原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1				
		原子炉圧力	2	2	1	①		高圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3			原子炉圧力容器の圧力	監視可能
								低圧代替注水系原子炉注水量	1	0	0				
								原子炉循環冷却系系統流量	1	1	1				
								高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
								残留熱除去系系統流量	3	0	0				
		原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①		低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1				
							高圧代替注水系原子炉注水量	1	1	1					
	低圧代替注水系原子炉注水量						3	3	3						
	代替循環冷却系原子炉注水量						1	1	1						
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1			飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1				
								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1				
原子炉水位 (SA燃料域)								1	1	1					
原子炉圧力容器温度								4	4	4					

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

監視パラメータ															
項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価					
		計器名称	計器数	直後	SDO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SDO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
対応手段	(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉圧力 (SA)	2	2	2			
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1			
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			
	操作（2／2）	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (A, B系のみ)	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	－	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	2	0	0	監視可能	－	
									－	－	－				
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバール雰囲気温度及びサブプレッション・プール水温度により、残留熱除去系による冷却の代替監視可能
									ドライウエル雰囲気温度	8	8	8			
									サブプレッション・チェンバール雰囲気温度	2	2	2			
									サブプレッション・プール水温度	3	3	3			
									－	－	－				

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

監視パラメータ															
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後			
1.5.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (1) 残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保															SBO
一	判断基準 (1 / 3)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1			
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
									原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	飽和温度 / 圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能		
									原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1			
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4			監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1			
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
									原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	飽和温度 / 圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能		
									原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1			
									原子炉圧力容器温度	4	4	4			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	監視パラメータ						抽出パラメータ				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
—	判断基準(2/3)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									高圧代替注水系系原子炉注水量	1	1	1		
									低圧代替注水系系原子炉注水量	3	3	3		
									代替循環冷却系系原子炉注水量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
									低圧代替注水系系原子炉注水量	3	3	3		
									代替循環冷却系系原子炉注水量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価	SBO	
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後			SBO影響 負荷切り離し後
—	判断基準 (3 / 3)	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバール圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバール水温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・ブール水温度	3	3	3	サブプレッション・ブール水温度の温度変化によりサブプレッション・チェンバール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・ブール水温度	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバール水温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバール水温度の温度変化によりサブプレッション・ブール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係からドライウエル雰囲気温度によりサブプレッション・チェンバール圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバール圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバール圧力	2	2	2	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバール圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバール圧力	2	2	2	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係からドライウエル雰囲気温度によりサブプレッション・チェンバール圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバール圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバール圧力	2	2	2	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバール圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバール圧力	2	2	2	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバール圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバール圧力	2	2	2	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバール圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバール圧力	2	2	2	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後				
—	操作	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバースプレッション温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度変化によりサブプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度の代替監視可能にて確認	SBO
			原子炉圧力容器温度						サブプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度の代替監視可能	1	1	1		
		残留熱除去系熱交換器入口温度							原子炉圧力容器温度	4	4	4	残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力容器温度、ドライウエル・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
									ドライウエル・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度	8	8	8		
									サブプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度	2	2	2		
									サブプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度	3	3	3		
		残留熱除去系熱交換器出口温度							原子炉圧力容器温度	4	4	4	残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力容器温度、ドライウエル・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
									ドライウエル・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度	8	8	8		
									サブプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度	2	2	2		
									サブプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度	3	3	3		
最終ヒートシンクの確保							原子炉圧力容器温度	4	4	4	残留熱除去系系統流量 (A, B系のみ)の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力容器温度、ドライウエル・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認		
							ドライウエル・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度	8	8	8				
							サブプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度	2	2	2				
							サブプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度	3	3	3				
残留熱除去系海水系系統流量 (A, B系のみ)							原子炉圧力容器温度	4	4	4	残留熱除去系海水系系統流量の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力容器温度、ドライウエル・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認		
							ドライウエル・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度	8	8	8				
							サブプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度	2	2	2				
							サブプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度	3	3	3				
残留熱除去系海水系系統流量							原子炉圧力容器温度	4	4	4	残留熱除去系海水系系統流量の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力容器温度、ドライウエル・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認		
							ドライウエル・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度	8	8	8				
							サブプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度	2	2	2				
							サブプレッション・チェンバースプレッション・プールの温度	3	3	3				

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	監視パラメータ					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		SBO
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等		
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.5.2.2 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合） a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能にて確認	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能にて確認	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器の温度	原子炉圧力							原子炉圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位（広帯域）							原子炉水位（広帯域）	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位（SA広帯域）		4	4	①	—		原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
			原子炉水位（SA燃料域）							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
		原子炉圧力容器の温度	残留熱除去系熱交換器入口温度							残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ圧力							サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			ドライウエル圧力		1	1	①	—		ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係からドライウエル雰囲気温度により、ドライウエル圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			[ドライウエル圧力]							[ドライウエル圧力]	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力							ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ雰囲気温度							サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プール水温度により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		サブプレッション・プール水温度		1	1	①	—		サブプレッション・プール水温度	3	3	3			
		[サブプレッション・チェンバ圧力]							[サブプレッション・チェンバ圧力]	2	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後
(a) 格納容器 圧力逃がし装置による格納 容器内の減圧 及び除熱	最終ヒートシンク の注水量	原子炉格 納容器内 の水位	サブレーション・プ ール水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系統格納 容器スブレイ流量	2	2	2
			サブレーション・プ ール水位	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1
		最終ヒートシンク の確保	原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1
			原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	サブレーション・チ ェンバ圧力	1	1	1
			原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	[サブレーション・プ ール水位]	2	0	0
			原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4
		補機監視 機能	原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気 温度	8	8	8
			原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	サブレーション・チ ェンバ雰囲気温度	2	2	2
			原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	サブレーション・プ ール水温度	3	3	3
			原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気 温度	8	8	8
	判断基準 (2 / 2)	原子炉格 納容器へ の注水量	代替循環冷却系統格納 容器スブレイ流量	1	1	1	①	—	代替循環冷却系統格納容器スブレイ流量	2	2	2
			代替循環冷却系統格納 容器スブレイ流量	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度、サブレーション・チ ェンバ雰囲気温度により最終 ヒートシンクが確保されていることを監視可能	1	1	1
		補機監視 機能	原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1
			原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	サブレーション・プ ール水位	1	1	1
			原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1
			原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	サブレーション・プ ール水位	1	1	1
		補機監視 機能	原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1
			原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	サブレーション・プ ール水位	1	1	1
			原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1
			原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	サブレーション・プ ール水位	1	1	1
	判断基準 (2 / 2)	原子炉格 納容器へ の注水量	代替循環冷却系統格納 容器スブレイ流量	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1
			代替循環冷却系統格納 容器スブレイ流量	1	1	1	①	—	サブレーション・プ ール水位	1	1	1
		補機監視 機能	原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1
			原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	サブレーション・プ ール水位	1	1	1
			原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1
			原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	サブレーション・プ ール水位	1	1	1
		補機監視 機能	原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1
			原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	サブレーション・プ ール水位	1	1	1
			原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1
			原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	サブレーション・プ ール水位	1	1	1
	判断基準 (2 / 2)	原子炉格 納容器へ の注水量	代替循環冷却系統格納 容器スブレイ流量	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1
			代替循環冷却系統格納 容器スブレイ流量	1	1	1	①	—	サブレーション・プ ール水位	1	1	1
		補機監視 機能	原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1
			原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	サブレーション・プ ール水位	1	1	1
			原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1
			原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	サブレーション・プ ール水位	1	1	1
		補機監視 機能	原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1
			原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	サブレーション・プ ール水位	1	1	1
			原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1
			原子炉格納容器内 の水位	1	1	1	①	—	サブレーション・プ ール水位	1	1	1

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

監視パラメータ														
項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
		計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
(a) 格納容器 圧力逃がし装置による格納 容器内の減圧 及び除熱	原子炉格 納容器内 の放射線 量率	格納容器雰囲気放射 線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニ タ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベ ルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
		格納容器雰囲気放射 線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニ タ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベ ルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
	原子炉圧 力容器の 温度	原子炉圧力 容器温度	4	4	4	①	—	原子炉圧力	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力 により、原子炉圧力容器内の温度の代 替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
								原子炉圧力 (SA)	2	2	2			
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長 頂部に到達するまでの経過時間より原 子炉圧力容器内の温度の代替監視可能		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
			4	4	4	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			
								原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			
								残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残 留熱除去系熱交換器入口温度より原子 炉圧力容器温度の代替監視可能		
								サブプレッション・チェンバ 圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測する ことができ、監視可能		
	原子炉格 納容器内 の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係からドライウエ ル雰囲気温度により、ドライウエル圧 力の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
								【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力 (常用計器) により計測することがで き、監視可能		
								ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測する ことができ、監視可能		
								サブプレッション・チェンバ 雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係からサブプレ ッション・チェンバ雰囲気温度及びサブ プレッション・プール水温度により、サブ プレッション・チェンバ圧力の代替監視 可能		
			1	1	1	①	—	サブプレッション・プール水 温度	3	3	3			
								【サブプレッション・チェン バ圧力】	2	0	0	監視可能であればサブプレッション・チ ェンバ圧力 (常用計器) により計測す ることができ、監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

監視パラメータ															
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		SBO
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後			
(a) 格納容器 圧力逃がし装置による格納 容器内の減圧 及び除熱	操作 (2／4)	原子炉格 納容器内 の温度	ドライウエル雰囲気 温度	8	8	8	①	－	ドライウエル圧力	1	1	1	計器故障等	飽和温度/圧力の関係から、ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サブプレッション・プール水温度	3	3	3	監視可能	サブプレッション・プール水温度の温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	監視可能	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	－	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	監視可能	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサブプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	監視可能	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	監視可能	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) または格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の解析結果により格納容器内水素濃度の代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	監視可能	格納容器内水素濃度の代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
									ドライウエル圧力	1	1	1	監視可能	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気 (酸素) の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	監視可能	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気 (酸素) の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
									【格納容器内水素濃度】	2	0	0	【格納容器内水素濃度 (常用計器)】により計測することができ、監視可能	監視可能であれば格納容器内水素濃度 (常用計器) により計測することができ、監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
原子炉格 納容器内 の酸素濃 度	原子炉格 納容器内 の酸素濃 度	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	2	－	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) または格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認						
		格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	2	－	格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認						
		ドライウエル圧力	1	1	1	1	－	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気 (酸素) の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認						
		サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	1	－	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気 (酸素) の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認						
		【格納容器内酸素濃度】	2	0	0	【格納容器内酸素濃度 (常用計器)】により計測することができ、監視可能	監視可能であれば格納容器内酸素濃度 (常用計器) により計測することができ、監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認							
		格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	監視可能	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) または格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の解析結果により格納容器内水素濃度の代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認	
								格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	監視可能	格納容器内水素濃度の代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認	
								ドライウエル圧力	1	1	1	監視可能	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気 (酸素) の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認	
								サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	監視可能	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気 (酸素) の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認	
								【格納容器内水素濃度】	2	0	0	【格納容器内水素濃度 (常用計器)】により計測することができ、監視可能	監視可能であれば格納容器内水素濃度 (常用計器) により計測することができ、監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認	

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		SBO	
			計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数				直後
(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	操作（3 / 4）	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の注水量より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ	
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	圧力の差圧より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	
									【サブプレッション・プール水位】	2	0	0	監視可能であればサブプレッション・プール水位（常用計器）により計測することができ、監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

監視パラメータ										
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			
			計器名称	計器数	SB0影響 直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	SB0影響 直後	負荷切り離し後
(b) フィルタ装置スクラビング水補給	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	ドライウエル雰囲気温度 サブレーション・チェンバ雰囲気温度 ドライウエル圧力 サブレーション・チェンバ圧力	8 2 1 1	8 2 1 1	8 2 1 1
			フィルタ装置水位	2	2	2	ドライウエル雰囲気温度 サブレーション・チェンバ雰囲気温度 ドライウエル圧力 サブレーション・チェンバ圧力	8 2 1 1	8 2 1 1	8 2 1 1
(C) 格納容器内の不活性ガス（窒素）置換	判断基準	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量（A,B系のみ）	2	0	0	原子炉圧力容器温度 ドライウエル雰囲気温度 サブレーション・チェンバ雰囲気温度 サブレーション・プール水温度	4 8 2 3	4 8 2 3	4 8 2 3
			代替循環冷却系格納容器スブレイ流量	1	1	1	ドライウエル雰囲気温度 サブレーション・チェンバ雰囲気温度	8 2	8 2	8 2
			残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	原子炉圧力容器温度 ドライウエル雰囲気温度 サブレーション・チェンバ雰囲気温度 サブレーション・プール水温度	4 8 2 3	4 8 2 3	4 8 2 3
			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	原子炉圧力容器温度 ドライウエル雰囲気温度 サブレーション・チェンバ雰囲気温度 サブレーション・プール水温度	4 8 2 3	4 8 2 3	4 8 2 3

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後		SBO影響 負荷切り離し後	
(C) 格納容器内の不活性ガス（窒素ガス）置換	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) または格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の解析結果により格納容器内水素濃度の代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2		
									ドライウエル圧力	1	1	1		
									サブプレッション・チェンバース力	1	1	1		
	操作	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) または格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2		
									ドライウエル圧力	1	1	1		
									サブプレッション・チェンバース力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

監視パラメータ														
項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		SBO
		計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後			
(d) フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換		ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ 圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係からドライウエル雰囲気温度により、ドライウエル圧力の代替監視可能		
								【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により計測することができ、監視可能		
								ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
判断基準	原子炉格納容器内の圧力							サブプレッション・チェンバ 雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係からサブプレジョン・チェンバ雰囲気温度及びサブプレジョン・プール水温度により、サブプレジョン・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			1	1	1	①	—	【サブプレジョン・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であればサブプレジョン・チェンバ圧力（常用計器）により計測することができ、監視可能		
	原子炉格納容器内の水素濃度							格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）の解析結果により格納容器内水素濃度の代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認	
								格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気（酸素）の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能		
			1	0	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	監視可能であれば格納容器水素濃度（常用計器）により計測することができ、監視可能		
								【格納容器内水素濃度】	2	0	0	格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能		
	原子炉格納容器内の酸素濃度							格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認	
								格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気（酸素）の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能		
			1	0	0	①	—	サブプレジョン・チェンバ圧力	1	1	1	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により計測することができ、監視可能		
								【格納容器内酸素濃度】	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により計測することができ、監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

監視パラメータ																
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響					
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後				
(d) フィルタ装置の不活性ガス(窒素)置換	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	フィルタ装置スクラビング水温度の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	SBO	
				2	0	0	①	—	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能			
				1	1	1	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能			
				2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	サブプレッション・チェンバ圧力の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能			
(e) フィルタ装置スクラビング水移送	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	フィルタ装置スクラビング水温度の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	SBO	
				2	0	0	①	—	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能			
				1	1	1	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能			
				2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	サブプレッション・チェンバ圧力の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能			
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	フィルタ装置水位の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	SBO	
				2	2	2	①	—	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	フィルタ装置水位の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能			
				1	1	1	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能			
				2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	サブプレッション・チェンバ圧力の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能			

表1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	SBO
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後		
(f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	フィルタ装置水位の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバール雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバール圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバール圧力	1	1	1	1		
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	フィルタ装置水位の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバール雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバール圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サブプレッション・チェンバール圧力	1	1	1	1		

①:重要監視パラメータ, ②:有効監視パラメータ, ③:補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						
			計器名称	計器数	直後	SBO影響	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後			SBO影響
1.5.2.2 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (交流動力電源が健全である場合)	b. 耐圧強化 ペント系による 格納容器内の 減圧及び除熱	原子炉格納容器内 の放射線 量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認	
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉圧力	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器の代替監視可能	
									原子炉圧力 (SA)	2	2	2	可能	
			原子炉圧力容器の温度	4	4	4	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
判断基準 (1 / 2)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係からドライウエル雰囲気温度によりドライウエル圧力の代替監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認		
								【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力 (常用計器) により計測することができ、監視可能		
								ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
								サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プール水温度により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・プール水温度	3	3	3		
								【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力 (常用計器) により計測することができ、監視可能		
								低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の注水量より、サブプレッション・プール水の代替監視可能		
								代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能		
			サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	
								【サブプレッション・プール水位】	2	0	0	監視可能であればサブプレッション・プール水位 (常用計器) により計測することができ、監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
b. 耐圧強化 ペント系によ る格納容器内 の減圧及び除 熱	最終ヒートシンクの確保		残留熱除去系系統流量 (A,B系のみ)	2	0	0	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	残留熱除去系系統流量 (A,B系のみ) の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
			代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8		
									サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		
									サブプレッション・プール水温度	3	3	3		
									代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能	8	8	8		監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉格納容器への注水量		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替淡水貯槽水位	1	1	1		
									サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替淡水貯槽水位	1	1	1		
									サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	補機監視機能		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—
			消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
b. 耐圧強化 ペント系による 格納容器内の 減圧及び除 熱	原子炉格 納容器内 の放射線 量率		格納容器雰囲気放射 線モニタ (D/W)	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベ ルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
			格納容器雰囲気放射 線モニタ (S/C)	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベ ルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
			原子炉圧 力容器の 温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力 により、原子炉圧力容器内の温度の代 替監視可能	
									原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
	操作 (1 / 3)	原子炉圧 力容器の 温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長 頂部に到達するまでの経過時間より原 子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入 口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残 留熱除去系熱交換器入口温度より原子 炉圧力容器温度の代替監視可能	
									サブレーション・チェン バ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測する ことができ、監視可能	
	原子炉格 納容器内 の圧力		ドライウエル圧力	1	1	1	①	－	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	飽和温度/圧力の関係からドライウェ ル雰囲気温度によりドライウエル圧力 の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
									【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧 (常 用計器) により計測することができ、 監視可能	
									ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測する ことができ、監視可能	
									サブレーション・チェン バ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係からサブレッシ ョン・チェンバ雰囲気温度及びサブレ ッション・プール水温度により、サブ レーション・チェンバ圧力の代替監視 可能	
	原子炉格 納容器内 の圧力	サブレーション・チ ェンバ圧力	1	1	1	①	－	サブレーション・プール 水温度	3	3	3		監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
								【サブレーション・チェ ンバ圧力】	2	0	0	監視可能であればサブレーション・チ ェンバ圧力 (常用計器) により計測す ることができ、監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

監視パラメータ																		
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	SBO				
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後						
b. 耐圧強化 ベント系による 格納容器内の 減圧及び除 熱	操作 (2 / 3)	原子炉格 納容器内の 温度	ドライウエル雰囲気 温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル 圧力及びサブプレッ ション・チェンバ ーにより、ドライウ エル雰囲気温度の 代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	飽和温度/圧力の関係から、ドライウ エル雰囲気温度の 代替監視可能			
			サブプレッション・チ ェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・プ ール水温度	3	3	3	サブプレッ ション・プ ール水温度の温度 変化によりサブプレ ッション・チェンバ ー雰囲気温度の代替 監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認		サブプレッ ション・プ ール水温度の温度 変化によりサブプレ ッション・チェンバ ー雰囲気温度の代替 監視可能		
			サブプレッション・プ ール水温度	3	3	3	①	—	サブプレッション・チ ェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッ ション・チ ェンバ圧力によりサ ブプレッ ション・チェンバ ー雰囲気温度の代替 監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認			サブプレッ ション・チ ェンバ圧力によりサ ブプレッ ション・チェンバ ー雰囲気温度の代替 監視可能	
			サブプレッション・プ ール水温度	3	3	3	①	—	サブプレッション・チ ェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッ ション・チ ェンバ圧力によりサ ブプレッ ション・チェンバ ー雰囲気温度の代替 監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認				サブプレッ ション・チ ェンバ圧力によりサ ブプレッ ション・チェンバ ー雰囲気温度の代替 監視可能
			サブプレッション・プ ール水温度	3	3	3	①	—	サブプレッション・チ ェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッ ション・チ ェンバ圧力によりサ ブプレッ ション・チェンバ ー雰囲気温度の代替 監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認				
		原子炉格 納容器内の 水素濃 度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W) または格 納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内水 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 水 素 濃 度 にて確認	格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内水素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能			
		原子炉格 納容器内の 酸素濃 度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内酸 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 酸 素 濃 度 にて確認		格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内酸素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能		
		原子炉格 納容器内の 水素濃 度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内水 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 水 素 濃 度 にて確認			格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内水素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能	
		原子炉格 納容器内の 酸素濃 度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内酸 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 酸 素 濃 度 にて確認				格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内酸素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能
		原子炉格 納容器内の 水素濃 度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内水 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 水 素 濃 度 にて確認				
		原子炉格 納容器内の 酸素濃 度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内酸 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 酸 素 濃 度 にて確認	格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内酸素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能			
		原子炉格 納容器内の 水素濃 度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内水 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 水 素 濃 度 にて確認		格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内水素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能		
		原子炉格 納容器内の 酸素濃 度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内酸 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 酸 素 濃 度 にて確認			格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内酸素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能	
		原子炉格 納容器内の 水素濃 度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内水 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 水 素 濃 度 にて確認				格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内水素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能
		原子炉格 納容器内の 酸素濃 度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内酸 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 酸 素 濃 度 にて確認				
原子炉格 納容器内の 水素濃 度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内水 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 水 素 濃 度 にて確認	格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内水素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能					
原子炉格 納容器内の 酸素濃 度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内酸 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 酸 素 濃 度 にて確認		格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内酸素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能				
原子炉格 納容器内の 水素濃 度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内水 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 水 素 濃 度 にて確認			格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内水素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能			
原子炉格 納容器内の 酸素濃 度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内酸 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 酸 素 濃 度 にて確認				格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内酸素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能		
原子炉格 納容器内の 水素濃 度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内水 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 水 素 濃 度 にて確認					格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内水素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能	
原子炉格 納容器内の 酸素濃 度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内酸 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 酸 素 濃 度 にて確認	格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内酸素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能					
原子炉格 納容器内の 水素濃 度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内水 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 水 素 濃 度 にて確認		格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内水素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能				
原子炉格 納容器内の 酸素濃 度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内酸 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 酸 素 濃 度 にて確認			格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内酸素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能			
原子炉格 納容器内の 水素濃 度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内水 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 水 素 濃 度 にて確認				格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内水素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能		
原子炉格 納容器内の 酸素濃 度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内酸 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 酸 素 濃 度 にて確認					格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内酸素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能	
原子炉格 納容器内の 水素濃 度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内水 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 水 素 濃 度 にて確認	格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内水素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能					
原子炉格 納容器内の 酸素濃 度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内酸 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 酸 素 濃 度 にて確認		格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内酸素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能				
原子炉格 納容器内の 水素濃 度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内水 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 水 素 濃 度 にて確認			格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内水素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能			
原子炉格 納容器内の 酸素濃 度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内酸 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 酸 素 濃 度 にて確認				格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内酸素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能		
原子炉格 納容器内の 水素濃 度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内水 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 水 素 濃 度 にて確認					格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内水素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能	
原子炉格 納容器内の 酸素濃 度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内酸 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 酸 素 濃 度 にて確認	格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内酸素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能					
原子炉格 納容器内の 水素濃 度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内水 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 水 素 濃 度 にて確認		格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内水素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能				
原子炉格 納容器内の 酸素濃 度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内酸 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 酸 素 濃 度 にて確認			格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内酸素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能			
原子炉格 納容器内の 水素濃 度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内水 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 水 素 濃 度 にて確認				格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内水素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能		
原子炉格 納容器内の 酸素濃 度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内酸 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 酸 素 濃 度 にて確認					格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内酸素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能	
原子炉格 納容器内の 水素濃 度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内水 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 水 素 濃 度 にて確認	格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内水素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能					
原子炉格 納容器内の 酸素濃 度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内酸 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 酸 素 濃 度 にて確認		格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内酸素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能				
原子炉格 納容器内の 水素濃 度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内水 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 水 素 濃 度 にて確認			格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内水素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能			
原子炉格 納容器内の 酸素濃 度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内酸 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 酸 素 濃 度 にて確認				格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内酸素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能		
原子炉格 納容器内の 水素濃 度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内水 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 水 素 濃 度 にて確認					格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内水素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能	
原子炉格 納容器内の 酸素濃 度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内酸 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 酸 素 濃 度 にて確認	格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内酸素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能					
原子炉格 納容器内の 水素濃 度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内水 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 水 素 濃 度 にて確認		格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内水素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能				
原子炉格 納容器内の 酸素濃 度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内酸 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 酸 素 濃 度 にて確認			格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内酸素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能			
原子炉格 納容器内の 水素濃 度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内水 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 水 素 濃 度 にて確認				格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内水素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能		
原子炉格 納容器内の 酸素濃 度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C) の解析結 果により格納容器内酸 素濃度の代替監視可 能	監視事項は代 替 格 納 容器 内 酸 素 濃 度 にて確認					格納容器内が正圧である ことを確認することによ り、空気 (酸素) の流入 を把握し、水素燃焼の 可能性を代替監視可能 監視可能であれば格納容 器内酸素濃度 (常用計 器) により計測すること ができ、監視可能	
原子炉格 納容器内の 水素濃 度</																		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価	SBO	
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後			SBO影響 負荷切り離し後
b. 耐圧強化 ベント系による格納容器内の減圧及び除熱	操作 (3 / 3)	原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系統格納容器ス トレイ流量	2	2	2	低圧代替注水系統格納容器ス トレイ流量より、サプレッ ション・プールの代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
				1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、サプレ ッション・プール水位の代替監視可能	
				1	1	1	①	－	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力とサプレッ ション・プール水位の差圧より、サプレッ ション・プールの代替監視可能	
				1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ 圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバの代替監視可能	
				2	0	0			[サプレッション・プール水 位]	2	0	0	監視可能であればサプレッ ション・プール水位（常用計器）により計測する ことができ、監視可能	
				8	8	8			ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	耐圧強化ベント系出口放射線モニタの 監視が不可能となった場合には、ドラ イウエル雰囲気温度、サプレッ ション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエ ル圧力、サプレッション・チェンバ圧 力により最終ヒートシンクが確保され ていることを監視可能	
	最終ヒー トシンク の確保	耐圧強化ベント系出 口放射線モニタ	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ 雰囲気温度	2	2	2	サプレッション・チェンバの代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
			1	1	1	①	－	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力とサプレッ ション・プール水位の差圧より、サプレッ ション・プールの代替監視可能		
			1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ 圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバの代替監視可能		
	補機監視 機能	モニタリング・ボス ト	4	4	0	③	原子炉建屋周辺の 放射線量を確保 するパラメータ	－	－	－	－	－		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
1.5.2.2 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源が喪失した場合） a．格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	原子炉格納容器内の放射線量	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能にて確認	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能にて確認	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器の温度								原子炉圧力	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
										原子炉水位（広帯域）	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				4	4	4	①	－	原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
										原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
										原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
										残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
										サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	－	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
							【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により計測することができ、監視可能				
							ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
							サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・ブール水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
							サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	3	3	監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により計測することができ、監視可能			
							【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により計測することができ、監視可能			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後			
(a) 格納容器 圧力逃がし装置による格納 容器内の減圧 及び除熱（現 場操作）	原子炉格 納容器内 の水位	サプレッション・ プール水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系格納容器 スプレイ流量	2	2	2	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 の注水量より、サプレッション・プー ル水位の代替監視可能	計器故障等	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
								代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、サプレ ッション・プール水位の代替監視可能		
								ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサプレッション・ チェンバ圧力の差圧より、サプレッシ ョン・プール水位の代替監視可能		
								サプレッション・チェン バ圧力	1	1	1	サプレッション・チェンバ圧力とサプレ ッション・プール水位の代替監視可能		
	最終ヒー トシンク の確保	残留熱除去系系統 流量（A,B系のみ）	2	0	0	①	—	[サプレッション・プール 水位]	2	0	0	監視可能であればサプレッション・プ ール水位（常用計器）により計測する ことができ、監視可能	監視事項は代 替パラメータ にて確認	
								原子炉圧力容器温度	4	4	4	残留熱除去系系統流量（A,B系のみ） の監視が不可能となった場合には、原 子炉圧力容器温度、ドライウェル雰 囲気温度、サプレッション・チェンバ 雰囲気温度、サプレッション・プール水 温度により最終ヒートシンクが確保さ れていることを監視可能		
								ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	原子炉圧力容器温度、ドライウェル雰 囲気温度、サプレッション・チェンバ 雰囲気温度、サプレッション・プール水 温度により最終ヒートシンクが確保さ れていることを監視可能		
								サプレッション・チェン バ雰囲気温度	2	2	2	原子炉圧力容器温度、ドライウェル雰 囲気温度、サプレッション・チェンバ 雰囲気温度、サプレッション・プール水 温度により最終ヒートシンクが確保さ れていることを監視可能		
	原子炉格 納容器へ の注水量	代替循環冷却系格 納容器スプレイ流 量	1	1	1	①	—	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 の監視が不可能となった場合には、ド ライウェル雰囲気温度、サプレッシ ョン・チェンバ雰囲気温度により最終ヒ ートシンクが確保されていることを監 視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
								サプレッション・チェン バ雰囲気温度	2	2	2	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 の監視が不可能となった場合には、ド ライウェル雰囲気温度、サプレッシ ョン・チェンバ雰囲気温度により最終ヒ ートシンクが確保されていることを監 視可能		
								代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽、サプレッション・プ ール水位の水位変化より、低圧代替注水 系格納容器スプレイ流量の代替監視可 能		
								サプレッション・プール 水位	1	1	1	代替淡水貯槽、サプレッション・プ ール水位の水位変化より、低圧代替注水 系（可搬型）格納容器スプレイ流量の 代替監視可能		
	補機監視 機能	残留熱除去系ボン プ吐出圧力（A,B系 のみ）	2	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—
								常設低圧代替注水 系ボンプ吐出圧力	2	2	2	常設低圧代替注水の注水量より、低 圧代替注水系ボンプ吐出圧力の代替 監視可能		
								代替循環冷却系ボ ンプ吐出圧力	1	1	1	代替循環冷却系ボンプ吐出圧力の代 替監視可能		
								消火系ボンプ吐出 ヘッド圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパ ラメータ	
補機監視 機能	復水移送ポンプ吐 出ヘッド圧力	1	1	0	③	—	—	—	—	—	—	—	—	
							—	—	—	—	—	—	—	
							—	—	—	—	—	—	—	
							—	—	—	—	—	—	—	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

監視パラメータ															
対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
(a) 格納容器 圧力逃がし装置による格納 容器内の減圧及び除熱（現 場操作）	原子炉格 納容器内 の放射線 量率		格納容器雰囲気放射 線モニタ (D/W)	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニ タ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベ ルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
				2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニ タ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベ ルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
									原子炉圧力	2	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力 により、原子炉圧力容器内の温度の代 替監視可能	
	原子炉圧 力容器内 の温度		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長 頂部に到達するまでの経過時間より原 子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
				原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残 留熱除去系熱交換器入口温度より原 子炉圧力容器温度の代替監視可能			
				残留熱除去系熱交換器入口 温度	2	0	0								
				サブレーション・チェンバ 圧力	1	1	1					直接的に格納容器内の圧力を計測する ことができ、監視可能			
				ドライウエル雰囲気温度	8	8	8					ドライウエル雰囲気の上昇によりドラ イウエル圧力の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認		
				【ドライウエル圧力】	2	0	0					監視可能であればドライウエル圧力 （常用計器）により計測することがで き、監視可能			
				ドライウエル圧力	1	1	1					直接的に格納容器内の圧力を計測する ことができ、監視可能			
	原子炉格 納容器内 の圧力		サブレーション・チ ェンバ圧力	1	1	1	①	－	サブレーション・チェンバ 雰囲気温度 サブレーション・プール水 温度 【サブレーション・チェンバ 圧力】	2	0	0	0	サブレーション・チェンバ雰囲気温度 及びサブレーション・プール水温度の 変化により、サブレーション・チェン バ圧力の代替監視可能 監視可能であればサブレーション・チ ェンバ圧力（常用計器）により計測す ることができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO		
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		計器故障等							
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数			直後				SBO影響 負荷切り離し後	
(a) 格納容器 圧力逃がし装置による格納 容器内の減圧及び除熱（現 場操作）	操作（2／3）	原子炉格 納容器内 の温度	ドライウエル雰囲気 温度	8	8	8	－	①	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッ ション・チェンパ圧力の代 替監視可能	1	1	1	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
			サブプレッション・チ ェンパ雰囲気温度	2	2	2	－	①	3	3	3	サブプレッ ション・プー ル水温度の 代替監視可 能	3	3	3	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
			サブプレッション・プ ール水温度	3	3	3	－	①	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッ ション・チェンパ圧力によりサブプレッ ション・チェンパ雰囲気温度の代替監視可能	1	1	1	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
			サブプレッション・プ ール水温度	2	2	2	－	①	2	2	2	サブプレッ ション・チェンパ雰囲気温度の温度 変化によりサブプレッ ション・プー ル水温度の 代替監視可 能	2	2	2	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
		原子炉格 納容器内 の水素濃 度	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	－	①	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) または格 納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の解析結果 により格納容器内水素濃度の代替監視可能	2	2	2	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
			格納容器雰囲気放射線モ ニタ (S/C)	2	2	2	－	①	2	2	2	格納容器内が正圧であることを確認すること により、空気（酸素）の流入を把握し、水素 燃焼の可能性を代替監視可能	2	2	2	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
			ドライウエル圧力	1	0	0	－	①	1	1	1	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用 計器）により計測することができ、監視可能	1	1	1	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
			サブプレッション・チェ ンパ圧力	1	1	1	－	①	1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認すること により、空気（酸素）の流入を把握し、水素 燃焼の可能性を代替監視可能	1	1	1	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
		原子炉格 納容器内 の酸素濃 度	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2	2	－	①	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) または格 納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の解析結果 により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	2	2	2	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
			格納容器雰囲気放射線モ ニタ (S/C)	2	2	2	－	①	2	2	2	格納容器内が正圧であることを確認すること により、空気（酸素）の流入を把握し、水素 燃焼の可能性を代替監視可能	2	2	2	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
			ドライウエル圧力	1	0	0	－	①	1	1	1	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用 計器）により計測することができ、監視可能	1	1	1	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
			サブプレッション・チェ ンパ圧力	1	1	1	－	①	1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認すること により、空気（酸素）の流入を把握し、水素 燃焼の可能性を代替監視可能	1	1	1	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
原子炉格 納容器内 の水位	低圧代替注水系格納容器 スプレイ流量	2	2	2	－	①	2	2	2	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の注水 量より、サブプレッ ション・プー ル水位の代 替監視可能	2	2	2	監視事項は抽 出パラメータ にて確認		
	代替淡水貯槽水位	1	1	1	－	①	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、サブプレッ ション・プール水位の代替監視可能	1	1	1	監視事項は抽 出パラメータ にて確認		
	ドライウエル圧力	1	1	1	－	①	1	1	1	ドライウエル圧力とサブプレッ ション・チェン パ圧力の差 により、サ ブプレッ ション・プ ール水位の 代替監視可 能	1	1	1	監視事項は抽 出パラメータ にて確認		
	サブプレッション・プ ール水位	2	2	2	－	①	2	2	2	監視可能であればサブプレッ ション・プール 水位（常用計 器）により計 測することが でき、監視 可能	2	2	2	監視事項は抽 出パラメータ にて確認		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

監視パラメータ													
項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		SBO	
		計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離した後	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離した後				
(a) 格納容器 圧力逃がし装 置による格納 容器内の減圧 及び除熱（現 場操作）	最終ヒートシンク の確保 操 作（3 / 3）	フィルタ装置水位	2	2	①	-	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	フィルタ装置水位の監視が不可能とな った場合には、ドライウエル雰 囲気温度、サブプレッショ ン・チェンバ圧力、サブ プレッショ・チェンバ圧力により 最終ヒートシンクが確保されてい ることを監視可能	監視事項は 抽出パラメ ータにて確 認	
							サブプレッショ・チェンバ 雰囲気温度	2	2	2			
							ドライウエル圧力	1	1	1			
							サブプレッショ・チェンバ 圧力	1	1	1			
		フィルタ装置圧力	1	1	①	-	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	フィルタ装置圧力の監視が不可能とな った場合には、ドライウエル雰 囲気温度、サブプレッショ ン・チェンバ圧力、サブ プレッショ・チェンバ圧力により 最終ヒートシンクが確保されてい ることを監視可能	監視事項は 抽出パラメ ータにて確 認	
							サブプレッショ・チェンバ 雰囲気温度	2	2	2			
							ドライウエル圧力	1	1	1			
							サブプレッショ・チェンバ 圧力	1	1	1			
		フィルタ装置スク ラビング水温度	1	1	①	-	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	フィルタ装置スクラビング水温度の 監視が不可能となった場合には、ド ライウエル雰囲気温度、サブレッ ション・チェンバ雰囲気温度、ド ライウエル圧力、サブプレッショ ン・チェンバ圧力により最終ヒート シンクが確保されていることを監視 可能	監視事項は 抽出パラメ ータにて確 認	
							サブプレッショ・チェンバ 雰囲気温度	2	2	2			
							ドライウエル圧力	1	1	1			
							サブプレッショ・チェンバ 圧力	1	1	1			
フィルタ装置出口 放射線モニタ(高レ ンジ・低レンジ)	2 1	2 1	①	-	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	フィルタ装置出口放射線モニタ(高レ ンジ・低レンジ)の監視が不可能とな った場合には、ドライウエル雰 囲気温度、サブプレッショ ン・チェンバ圧力、サブ プレッショ・チェンバ圧力により最 終ヒートシンクが確保されてい ることを監視可能	監視事項は 抽出パラメ ータにて確 認			
					サブプレッショ・チェンバ 雰囲気温度	2	2	2					
					ドライウエル圧力	1	1	1					
					サブプレッショ・チェンバ 圧力	1	1	1					
フィルタ装置入口 水素濃度	2	0	①	-	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	フィルタ装置入口水素濃度の監視が 不可能となった場合には、ド ライウエル雰囲気温度、サブレッ ション・チェンバ雰囲気温度、ド ライウエル圧力、サブプレッ ション・チェンバ圧力により最終 ヒートシンクが確保されてい ることを監視可能	監視事項は 抽出パラメ ータにて確 認			
					サブプレッショ・チェンバ 雰囲気温度	2	2	2					
					ドライウエル圧力	1	1	1					
					サブプレッショ・チェンバ 圧力	1	1	1					
補機監視 機能		4	0	③	原子炉建屋周辺の 放射線量率を確認 するパラメータ	-	-	-	-	-	-		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後		
1.5.2.2 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (全交流動力電源が喪失した場合) a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	(b) フィルタ装置スクラビング水補給	最終ヒートシンクの確保	最終ヒートシンクの確保	2	2	2	①	-	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	フィルタ装置水位の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		
									ドライウエル圧力	1	1	1		
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	操作	最終ヒートシンクの確保	2	2	2	①	-	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	フィルタ装置水位の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認		
								サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2			
								ドライウエル圧力	1	1	1			
								サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			
	(c) 格納容器内の不活性ガス (窒素) 置換	最終ヒートシンクの確保	最終ヒートシンクの確保	2	3	0	0	①	-	原子炉圧力容器温度	4	4	4	残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度										2	2	2		
サブプレッション・プール水温度										3	3	3		
ドライウエル雰囲気温度										8	8	8		
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量										2	2	2		
最終ヒートシンクの確保	最終ヒートシンクの確保	2	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	4	4	4	残留熱除去系海水系系統流量の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認			
							原子炉圧力容器温度	8	8	8				
							サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2				
							サブプレッション・プール水温度	3	3	3				
							原子炉圧力容器温度	4	4	4				
							代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	2	2				
最終ヒートシンクの確保	最終ヒートシンクの確保	2	0	0	①	-	原子炉圧力容器温度	4	4	4	残留熱除去系海水系系統流量の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認			
							ドライウエル雰囲気温度	8	8	8				
							サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2				
							サブプレッション・プール水温度	3	3	3				
							原子炉圧力容器温度	4	4	4				
							代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	2	2				
最終ヒートシンクの確保	最終ヒートシンクの確保	2	1	1	①	-	原子炉圧力容器温度	4	4	4	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認			
							ドライウエル雰囲気温度	8	8	8				
							サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2				
							サブプレッション・プール水温度	3	3	3				
							原子炉圧力容器温度	4	4	4				
							代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	2	2				

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
(c) 格納容器内の不活性ガス（窒素）置換	操作	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタまたは格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	
									格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気（酸素）の流入を把握し、酸素燃焼の可能性を代替監視可能	
									ドライウェル圧力	1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気（酸素）の流入を把握し、酸素燃焼の可能性を代替監視可能	
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気（酸素）の流入を把握し、酸素燃焼の可能性を代替監視可能	
									[格納容器内酸素濃度]	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により計測することができ、監視可能	
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタまたは格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気（酸素）の流入を把握し、酸素燃焼の可能性を代替監視可能	
									ドライウェル圧力	1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気（酸素）の流入を把握し、酸素燃焼の可能性を代替監視可能	
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気（酸素）の流入を把握し、酸素燃焼の可能性を代替監視可能	
									[格納容器内酸素濃度]	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により計測することができ、監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
(d) フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換			ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
									ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気の上昇によりドライウエル圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により計測することができ、監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力							ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プール水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により計測することができ、監視可能	
									格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) または格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の解析結果により格納容器内水素濃度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度		格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気（酸素）の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能
									【格納容器内水素濃度】	2	0	0	監視可能であれば格納容器内水素濃度（常用計器）により計測することができ、監視可能	
									格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) または格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	
									ドライウエル圧力	1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気（酸素）の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の酸素濃度		格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により計測することができ、監視可能
操作									【格納容器内酸素濃度】	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により計測することができ、監視可能	
									ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	フィルタ装置スクラビング水温度の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

監視パラメータ										
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数
(e) フィルタ装置スクラビング水移送	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度 サブレーション・チェンバ 雰囲気温度	8
									ドライウエル圧力	2
									サブレーション・チェンバ 圧力	1
									ドライウエル雰囲気温度 サブレーション・チェンバ 雰囲気温度	1
(f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	—	ドライウエル圧力 サブレーション・チェンバ 圧力	8
									ドライウエル雰囲気温度 サブレーション・チェンバ 雰囲気温度	2
									ドライウエル圧力	1
									サブレーション・チェンバ 圧力	1
(g) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	—	ドライウエル雰囲気温度 サブレーション・チェンバ 雰囲気温度	8
									ドライウエル圧力	2
									サブレーション・チェンバ 圧力	1
									ドライウエル雰囲気温度 サブレーション・チェンバ 雰囲気温度	1
(h) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	—	ドライウエル雰囲気温度 サブレーション・チェンバ 雰囲気温度	8
									ドライウエル圧力	2
									サブレーション・チェンバ 圧力	1
									ドライウエル雰囲気温度 サブレーション・チェンバ 雰囲気温度	1

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					監視パラメータ					評価		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
a. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保	1.5.2.3 サポート系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッジョン・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッジョン・プール水温度	3	3	3	サブプレッジョン・プール水温度の変化によりサブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			サブプレッジョン・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	サブプレッジョン・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッジョン・チェンバ圧力によりサブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			サブプレッジョン・プール水温度	3	3	3	①	—	サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサブプレッジョン・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル圧力の上昇によりドライウエル圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			原子炉格納容器内の圧力	サブプレッジョン・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッジョン・プール水温度の変化により、サブプレッジョン・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				サブプレッジョン・プール水圧	1	1	1	①	—	【サブプレッジョン・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であればサブプレッジョン・チェンバ圧力（常用計器）により計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				原子炉格納容器内の圧力	1	1	1	①	—	原子炉格納容器内の圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					監視パラメータ			評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数			
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後		
1.5.2.3 サポート系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送	a. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保	電源	275kV東海原子力線1L, 2L電圧	2	2	2	③	東海原子力線1L, 2Lの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
			154kV原子力1号線電圧	1	1	1	③	原子力1号線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
			M/C 2C電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
			P/C 2C電圧	1	1	1	③		—	—	—	—	
			M/C 2D電圧	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	
			P/C 2D電圧	1	1	1	③		—	—	—	—	
	最終ヒートシンクの確保	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	①	—	原子炉圧力容器温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度	4 8 2 3	4 8 2 3	残留熱除去系海水系系統流量の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	4 8 2	4 8 2	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度より最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度	2 3	2 3	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の監視が不可能となった場合には、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・プール水温度	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度 サブプレッション・チェンバ圧力	2 1	2 1	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサブプレッション・プール水温度の代替監視可能 飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	操作	最終ヒートシンクの確保											

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

監視パラメータ														
項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
		計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
b. 代替残留 熱除去系海水 系による冷却 水（海水）の 確保	電源	275kV東海原子力 線 1 L, 2 L 電圧	2	2	2	③	東海原子力線 1 L, 2 L の受電状態を確認するパ ラメータ	—	—	—	—	—	—	
		154kV原子力 1 号 線電圧	1	1	1	③	原子力 1 号線の受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		M/C 2 C 電圧	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		P/C 2 C 電圧	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		M/C 2 D 電圧	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		P/C 2 D 電圧	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態 を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
	判断 基準	最終ヒートシンク の確保	残留熱除去系海水 系系統流量	2	0	0	①	—	原子炉圧力容器温度 ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェン バ雰囲気温度 サブプレッション・プール 水温度	4 8 2 3	4 8 2 3	残留熱除去系海水系系統流量の監視が 不可能となった場合には、原子炉圧力 容器温度、ドライウェル雰囲気温度、 サブプレッション・チェンバ雰囲気温 度、サブプレッション・プール水温度に より最終ヒートシンクが確保されてい ることを監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
			緊急用海水系流量 （残留熱除去系熱 交換器）	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度 ドライウェル雰囲気温度	4 8	4 8	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交 換器）の監視が不可能となった場合に は、原子炉圧力容器温度、ドライウェ ル雰囲気温度により最終ヒートシンク が確保されていることを監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
			緊急用海水系流量 （残留熱除去系補 機）	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェン バ雰囲気温度 サブプレッション・プール 水温度	2 3	2 3	緊急用海水系流量（残留熱除去系補 機）の監視が不可能となった場合に は、サブプレッション・チェンバ雰 囲気温度、サブプレッション・プール水 温度により最終ヒートシンクが確保さ れていることを監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
			残留熱除去系海水 系系統流量	2	0	0	①	—	原子炉圧力容器温度 ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェン バ雰囲気温度 サブプレッション・プール 水温度	4 8 2 3	4 8 2 3	残留熱除去系海水系系統流量の監視が 不可能となった場合には、原子炉圧力 容器温度、ドライウェル雰囲気温度、 サブプレッション・チェンバ雰 囲気温度、サブプレッション・プール水 温度により最終ヒートシンクが確保さ れていることを監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
			サブプレッション・ プール水温度	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェン バ雰囲気温度 サブプレッション・チェン バ圧力	2 1	2 1	サブプレッション・チェンバ雰 囲気温度の温度変化によりサブプレッシ ョン・プールの代替監視可能 飽和温度/圧力の関係からサブプレッシ ョン・チェンバ圧力によりサブプレッシ ョン・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
操作	最終ヒートシンク の確保													

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		SBO
		分類	抽出パラメータを計測する計器			補助パラメータ分類理由			計器名称		SBO影響		計器故障等	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ分類	計器数	直後	計器数	直後	計器数		
1.6.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (1) 残留熱除去系（格納容器スブレイ冷却系）による格納容器内の冷却	判断基準（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			ドライウエル圧力	8	8	8	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プールの温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・プールの温度	3	3	3	サブプレッション・プールの温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	SBO	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			
					直後	負荷切り離し後					直後			負荷切り離し後
— 判断基準 (2 / 2)	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系統格納容器スプレィ流量	2	2	2	低圧代替注水系統格納容器スプレィ流量の注水量より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能		
								ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能		
								サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	サブプレッション・プール水位の代替監視可能		
								〔サブプレッション・プール水位〕	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・プール水位（常用計器）により監視可能		
	水源の確保	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	—	高圧代替注水系統流量	1	1	1	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレィ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレィ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								代替循環冷却系原子炉注流量	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1			
								高圧炉心スプレィ系系統流量	1	0	0			
								残留熱除去系系統流量	3	0	0			
								低圧炉心スプレィ系系統流量	1	0	0			
								常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
								代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
								高圧炉心スプレィ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
								残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
								低圧炉心スプレィ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
								〔サブプレッション・プール水位〕	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・プール水位（常用計器）により監視可能		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO		
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後				SBO影響 負荷切り離した後	
—	操作		ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	8	—	ドライウエル雰囲気温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			【ドライウエル圧力】	2	0	0	0	—	監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により監視可能	2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			ドライウエル圧力	1	1	1	1	—	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	2	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プールの温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	—	サブプレッション・チェンバ圧力	3	3	3	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	—	サブプレッション・プールの温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	3	3	3	サブプレッション・プールの温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0	0	—	—	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	—	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	—	サブプレッション・プールの温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	3	3	3	サブプレッション・プールの温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
	残留熱除去系系統流量	3	0	0	—	—	—	残留熱除去系系統流量	—	—	—	—	—		—	
	補機監視機能	3	0	0	—	—	—	補機監視機能	—	—	—	—	—		—	

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価						
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	計器故障等	SBO					
1. 6. 2. 1 重大事故等対処設備 (2) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プールの冷却	判断基準	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバース明気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバース明気温度の変化によりサブプレッション・プールの水温の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認					
															サブプレッション・チェンバース圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバース圧力によりサブプレッション・プールの水温の代替監視可能
			サブプレッション・チェンバース温度	3	3	3	3	サブプレッション・プールの水温の変化によりサブプレッション・チェンバース温度の代替監視可能											
			サブプレッション・チェンバース明気温度	2	2	2	①	-	サブプレッション・チェンバース圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバース圧力によりサブプレッション・プールの水温の代替監視可能						
1		水源の確保	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量 代替循環冷却系原子炉注水流 量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイス系系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイス系系統流量 常設高圧代替注水系ポンプ吐 出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出 圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐 出圧力 高圧炉心スプレイス系ポンプ吐 出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイス系ポンプ吐 出圧力 〔サブプレッション・プールの水 位〕	1 1 1 1 0 3 0 0 0 1 1 1 1 1 1 1 3 0 0 1 0 0 2	1 1 1 1 0 0 0 0 0 0 1 1 1 1 0 0 0 0 0 0 0 0	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイス系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイス系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能 常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイスポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイスポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能 監視可能であれば、サブプレッション・プールの水位（常用計器）により監視可能							

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

監視パラメータ												
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
—	操作	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プ ール水温度	3	3	3	サブプレッション・チェンバ ー気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ ー気温度変化によりサブプレ ッション・プール水温度の代替監視可 能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
		原子炉格納容器内への注水量	残留熱除去系系統流 量	3	0	0	サブプレッション・チェンバ ー圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレ ッション・チェンバ圧力によりサブ プレッション・プール水温度の代替 監視可能	—
		補機監視機能	残留熱除去系ポン プ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—
							—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価			
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1.6.2.2 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ															
(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却	原子炉圧力容器内の水位	判断基準（1／3）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	—	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
				2	2	1	①		原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1			
									高圧代替注水系原子炉注水量	1	1	1			
									低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3			
									代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									原子炉心スプレイ系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
			原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
				1	1	1	①		原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1			
									低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3			
									代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
									原子炉心スプレイ系系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					監視パラメータ			評価		SBO			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数		計器故障等				
										直後	負荷切り離し後					
1.6.2.2 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ	(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	－	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			ドライウエル雰囲気温度						8	ドライウエル圧力の代替監視可能	8	8	8		ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能	
			【ドライウエル圧力】						2	0	0	0	0		監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により監視可能	
			ドライウエル圧力						1	1	1	1	1		直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2					2	2	2	2	2		サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プールの水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	
			サブプレッション・プールの水温度	3	1	1	①	－		3	3	3	3		水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	
			【サブプレッション・チェンバ圧力】						2	0	0	0	0		監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	
			ドライウエル圧力	1					1	1	1	1	1		ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	8	8	①	－								サブプレッション・プールの水温度の変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－				3	3		温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
判断基準（2／3）		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ圧力	2	2	2	①	－	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度													

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後	SBO影響 負荷切り離し後
(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却	判断基準 (3 / 3)	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	-	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	監視事項は抽出パラメータにて確認	SBO
									代替淡水貯槽水位	1	1	1		
									ドライウェル圧力	1	1	1		
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
									【サブプレッション・プール水位】	2	0	0		
	原子炉格納容器内への注水量 補機監視機能	残留熱除去系系統流量 吐出圧力	3	0	0	-	-	-	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	監視事項は抽出パラメータにて確認	-
									代替淡水貯槽水位	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後	SBO影響 負荷切り離した後	
(a) 代替格納 容器スプレイ 冷却系（常 設）による格 納容器内の冷 却	操 作 （ $1/2$ ）	原子炉格 納容器内 の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	－	サブプレッション・チエンバ圧 力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測す ることができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
			ドライウエル圧力							ドライウエル雰囲気温度	8	8	8		ドライウエル雰囲気温度の変化に より、ドライウエル圧力の代替監 視可能
			ドライウエル圧力							【ドライウエル圧力】	2	0	0		監視可能であれば、ドライウエル 圧力（常用計器）により監視可 能
			ドライウエル圧力							ドライウエル圧力	1	1	1		直接的に格納容器内圧力を計測す ることができ、監視可能
			サブプレッション・チ エンバ圧力	1	1	1	①	－	サブプレッション・チエンバ雰 囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チエンバ雰 囲気温度及びサブプレッション・プ ール水温度の変化により、サブプレ ッション・チエンバ圧力の代替監視 可能		
			サブプレッション・チ エンバ圧力							【サブプレッション・チエンバ圧 力】	2	0	0		監視可能であれば、サブプレッシ ョン・チエンバ圧力（常用計器）に より監視可能
		原子炉格 納容器内 の温度	ドライウエル雰囲気 温度	8	8	8	①	－	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッ ション・チエンバ圧力の変化によ り、ドライウエル雰囲気温度の代 替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
			サブプレッション・チ エンバ雰囲気温度							サブプレッション・プール水温 度	3	3	3		サブプレッション・プール水温 度の変化によりサブプレッショ ン・チエンバ雰囲気温度の代替 監視可能
			サブプレッション・チ エンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サブプレッション・チエンバ圧 力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブ プレッション・チエンバ圧力によ りサブプレッション・チエンバ 雰囲気温度の代替監視可能		
			サブプレッション・チ エンバ雰囲気温度							サブプレッション・チエンバ 雰囲気温度					

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

監視パラメータ																
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		SBO		
			計器名称	計器数	直後	SDO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SDO影響 負荷切り離し後	計器故障等			
(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却	操作（2／2）	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の注水量より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	－	
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能			
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能			
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1				
									[サブプレッション・プール水位]	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・プール水位（常用計器）により監視可能			
		原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	－	
									サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能			
									－	－	－	－				
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	－	
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2				
		水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	1	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	－
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	2			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
1.6.2.2 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ	判断基準 (1／4)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3		
									代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3		
									代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	1	1		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ														

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						監視パラメータ				評価		SBO
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後			
1. 6. 2. 2 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ	(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水/海水）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									ドライウエル雰囲気温度	8	8	8			
									【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により監視可能		
									ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能		
		判断基準（2／4）		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	監視事項は抽出パラメータにて確認
											サブプレッション・プール水温度	3	3	3	
											【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能
											ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能
				ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	
										サブプレッション・プール水温度	3	3	3		
										サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

監視パラメータ																
項目	対応手段	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		SBO	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響	補助パラメータ分類	分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器故障等			
判断基準 (3 / 4)	(b) 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器内の冷却 (淡水/海水)	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	-	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の注水量より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能 代替淡水貯槽の水位変化より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能 ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能 監視可能であれば、サブプレッション・プール水位 (常用計器) により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
					1	1	1									
					1	1	1									
					1	1	1									
		残留熱除去系系統流量	3	0	0	-	-	-	-	0	0	0	-	-	-	
				2	2	2										
				2	2	2										
				2	2	2										
		原子炉格納容器内への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	0	0	①	-	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能 サブプレッション・プール水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
					1	1	1									
					1	1	1									
					1	1	1									
		補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	-	-	-	-	1	1	1	-	-	-
					3	0	0									
					2	2	2									
					1	1	1									
	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ 補給水系の運転状態を確認するパラメータ	-	-	-	1	1	1	-	-	-	
			1	0	0											
			1	1	1											
			1	1	1											

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響	補助パラメータ分類	分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器故障等	SBO
(b) 代替格納容器サブレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水/海水）	判断基準（4 / 4）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	-	低圧代替注水系原子炉注流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器サブレイ流量	2	2	2		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
操作（1 / 2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能		
								【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により監視可能		
								ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能		
操作（1 / 2）	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プールの水温の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								サブプレッション・プールの水温	3	3	3			
								【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		
								ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能		
操作（1 / 2）	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	-	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	サブプレッション・プールの水温変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								サブプレッション・プールの水温	3	3	3			
								飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	1	1	1			
								サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ									
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価
			計器名称	計器数	SB0影響 直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	SB0影響 直後	負荷切り離し後	
(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）	操作（2／2）	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	1	1	1	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	計器故障等 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の注水量より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能 代替淡水貯槽の水位変化より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能 ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能 監視可能であれば、サブプレッション・プール水位（常用計器）により監視可能
							代替淡水貯槽水位	1	1	1	
							ドライウェル圧力	1	1	1	
							サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	
							【サブプレッション・プール水位】	2	0	0	
		原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2		代替淡水貯槽水位	1	1	1	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブプレッション・プール水位	1	1	1	
		水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1		低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	
							低圧代替注水系格納容器下部注水量	1	1	1	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
1. 1. 6. 2. 2 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ (c) 代替循環冷却系による格納容器内の冷却	判断基準 (1 / 4)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3		
									代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									原子炉心スプレイ系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3		
									代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ			原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	1	1		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後				
(c) 代替循環冷却系による格納容器内の冷却	判断基準 (2 / 4)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力 (常用計器) により監視可能	
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プールの温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・プールの温度	3	3	3	サブプレッション・プールの温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価					
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後	SBO影響 負荷切り離し後		
(c) 代替循環冷却系による格納容器内の冷却	判断基準 (3 / 4)	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	監視事項は抽出パラメータにて確認	SBO		
										代替淡水貯槽水位	1	1			1	
											ドライウェル圧力	1			1	1
											サブプレッション・チェンバ圧力	1			1	1
												[サブプレッション・プール水位]			2	0
		原子炉格納容器内への注水量	残留熱除去系系統流量	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—			
				低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	監視事項は抽出パラメータにて確認		
					サブプレッション・プール水位	1	1	1	1	1	1					
						残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—		—	
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—		—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO	
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後				SBO影響 負荷切り離し後
(c) 代替循環冷却系による格納容器内の冷却	判断基準 (4 / 4)	水源の確保	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	高圧代替注水系，代替循環冷却系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイス系，残留熱除去系，低圧炉心スプレイス系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより，水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1			
									高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0			
									残留熱除去系系統流量	3	0	0			
									低圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0			
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
									高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	1	0	0			
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
									低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	1	0	0			
									[サブプレッション・プール水位]	2	0	0	監視可能であれば，サブプレッション・プール水位（常用計器）により監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
(c) 代替循環冷却系による格納容器内の冷却	操作 (1 / 2)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能	
									【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力 (常用計器) により監視可能	
									ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プール水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	
									【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力 (常用計器) により監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温度	3	3	3	サブプレッション・プール水温度の変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称			計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後
(c) 代替循環冷却系による格納容器内の冷却	操作 (2 / 2)	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系格納容器スプレィ流量	2	2	2	低圧代替注水系格納容器スプレィ流量の注水量より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	監視可能	
			[サブプレッション・プール水位]	2	0	0						監視可能であれば、サブプレッション・プール水位（常用計器）により監視可能		
		原子炉格納容器への注水量	代替循環冷却系格納容器スプレィ流量	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価						
		分類	抽出パラメータを計測する計器		補助パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数		SBO影響	計器故障等	SBO						
			計器数	直後				直後	負荷切り離し後									
1. 6. 2. 2 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ	(d) 消火系による格納容器内の冷却	原子炉圧力容器内の水位	判定基準 (1/3)					2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
													原子炉水位 (燃料域)	1	1	1		
													高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
													低圧代替注水系原子炉注流量	3	3	3		
													代替循環冷却系原子炉注流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
													高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
													残留熱除去系系統流量	3	0	0		
													低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
													原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
													原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
													高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
													低圧代替注水系原子炉注流量	3	3	3		
													代替循環冷却系原子炉注流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
													高圧炉心スプレイ系系統流量	1	1	1		
													残留熱除去系系統流量	3	0	0		
													低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
													①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ					

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後	SBO影響 負荷切り離し後
(d) 消火系による格納容器内の冷却	判断基準 (2 / 3)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	SBO 監視事項は抽出パラメータにて確認
			ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力 (常用計器) により監視可能	
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プール水温の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力 (常用計器) により監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温	3	3	3	サブプレッション・プール水温の温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	SBO影響 負荷切り離し後	
(d) 消火系による格納容器内の冷却	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	1	1	1	1	①	－	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の注水量より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能 代替淡水貯槽の水位変化より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能 ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能 監視可能であれば、サブプレッション・プール水位（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				代替淡水貯槽水位	1	1	1							
				ドライウェル圧力	1	1	1							
				サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1							
	原子炉格納容器内への注水量	残留熱除去系系統流量	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	
			サブプレッション・プール水位	1	1	1	－	－	サブプレッション・プール水位	1	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能
	補機監視機能	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	
		常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－	
水源の確保	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－		
	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

監視パラメータ														
項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
		計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
(d) 消火系による格納容器内の冷却	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								ドライウエル雰囲気温度	8	8		ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能		
								【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により監視可能		
								ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能		
		サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2		サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プール水温の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能		
								【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		
操作（1／2）	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温	3	3		サブプレッション・プール水温の変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		
								【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		
								ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能		
		サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温	3	3		サブプレッション・プール水温の変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		
								サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		
原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の注水量より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能		
								ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能		
								サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	サブプレッション・プール水位の代替監視可能		
								【サブプレッション・プール水位】	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・プール水位（常用計器）により監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ											
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後		
(d) 消火系による格納容器内の冷却	操作 (2 / 2)	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量 (B系のみ)	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器数	計器名称	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器数	計器名称	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
1.6.2.2 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ														
(e) 補給水系 による格納容 器内の冷却	判断基準 (1/3)	原子炉圧 力容器内 の水位	2 2	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	1 1	① ①	— —	1 1	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位 を計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
										原子炉水位 (SA燃料域)	1	1		
										高圧代替注水系原子炉注水流 量	1	1		
										低圧代替注水系原子炉注水流 量	3	3		
										代替循環冷却系原子炉注水流 量	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系 統の注水流量和崩壊熱除去に必要 な水量より原子炉水位の代替監視 可能	
										原子炉隔離時冷却系統流量	1	1		
										高圧炉心スプレイ系系統流量	1	1		
										原子炉隔離時冷却系統流量	1	0		
										残留熱除去系系統流量	1	0		
										低圧炉心スプレイ系系統流量	3	0		
										原子炉水位 (広帯域)	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の水位 を計測することができ、監視可能
										原子炉水位 (燃料域)	2	2		
										高圧代替注水系系統流量	1	1		
										低圧代替注水系原子炉注水流 量	3	3		
										代替循環冷却系原子炉注水流 量	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系 統の注水流量和崩壊熱除去に必要 な水量より原子炉水位の代替監視 可能	
①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ			1 1	原子炉水位 (SA広帯 域) 原子炉水位 (SA燃料 域)	1 1	1 1	① ①	— —	1 1	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1		監視事項は抽 出パラメータ にて確認
										原子炉水位 (SA燃料域)	1	1		
										原子炉隔離時冷却系統流量	1	1		
										高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	0		
										低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0		

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価		
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			計器故障等	SBO			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称			計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後
(e) 補給水系 による格納容 器内の冷却	原子炉格 納容器内 の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル圧力の代替監視可能		
								【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により監視可能		
		サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プール水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能		
								【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		
原子炉格 納容器内 の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
							サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1				
							サブプレッション・プール水温度	3	3	3	サブプレッション・プール水温度の変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能			
							サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ											
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後
(e) 補給水系 による格納容 器内の冷却	原子炉格 納容器内 の水位	サブプレッション・プ ール水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系格納容器ス ブレイ流量	2	2	2	低圧代替注水系格納容器スブ レイ流量の注水量より、サブプレッ ション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
								代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、サ プレッション・プール水位の代替 監視可能	
								ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサブプレッショ ン・チェンバ圧力の差圧より、サ プレッション・プール水位の代替 監視可能	
								サブプレッション・チェンバ圧 力	1	1	1	サブプレッション・チェンバ圧 力	
								【サブプレッション・プール水 位】	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッショ ン・プール水位（常用計器）によ り監視可能	
	格納容器 内への注 水量	残留熱除去系系統流 量	3	0	0	—	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化よ り、低圧代替注水系格納容器スブ レイ流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
								サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水 位変化より、低圧代替注水系格納 容器スブレイ流量の代替監視可能	
								代替循環冷却系格納 容器スブレイ流量	1	1	1	代替循環冷却系格納 容器スブレイ流量	
								残留熱除去系ポン プ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポン プ吐出圧力	
								常設低圧代替注水系 ポンプ吐出圧力	2	2	2	常設低圧代替注水系 ポンプ吐出圧力	
補機監視 機能	消火系の運 転状態を確 認するパ ラメータ	1	1	1	—	—	消火系ポンプ吐出 ヘッド圧力	1	1	0	③	消火系の運 転状態を確 認するパ ラメータ	
							復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確 保状態を確認 するパラメータ	
							—	—	—	—	—	—	

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価					
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	SBO影響 負荷切り離し後			
(e) 補給水系 による格納容 器内の冷却	操 作 (1 / 2)	原子炉格 納容器内 の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧 力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測す ることができ、監視可能	SBO	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
			ドライウエル雰囲気温度					①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8			ドライウエル雰囲気温度の変化に より、ドライウエル圧力の代替監 視可能
			サブプレセッション・チェ ンバ圧力	1	1	1	①	—	【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル 圧力 (常用計器) により監視可能			
			サブプレセッション・チェ ンバ圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測す ることができ、監視可能			
			サブプレセッション・チェ ンバ圧力	1	1	1	①	—	サブプレセッション・チェンバ雰 囲気温度	2	2	2	サブプレセッション・チェンバ雰 囲気温度及びサブプレセッション・ブール 水温度の変化により、サブプレッ ション・チェンバ圧力の代替監視可 能			
			サブプレセッション・チェ ンバ圧力	1	1	1	①	—	【サブプレセッション・チェンバ圧 力】	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッ ション・チェンバ圧力 (常用計器) に より監視可能			
		原子炉格 納容器内 の温度	ドライウエル雰囲気 温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッ ション・チェンバ圧力の変化によ り、ドライウエル雰囲気温度の代 替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認		
			サブプレセッション・チェ ンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレセッション・ブール水温 度	3	3	3	サブプレセッション・ブール水温 度変化によりサブプレセッション・チ ェンバ雰囲気温度の代替監視可能			
			サブプレセッション・チェ ンバ圧力	1	1	1	①	—	サブプレセッション・チェンバ圧 力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレ セッション・チェンバ圧力によりサ ブプレセッション・チェンバ雰 囲気温度の代替監視可能			
			サブプレセッション・チェ ンバ圧力	1	1	1	①	—	サブプレセッション・チェンバ圧 力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレ セッション・チェンバ圧力によりサ ブプレセッション・チェンバ雰 囲気温度の代替監視可能			

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ									
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価
			計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	
(e) 補給水系による格納容器内の冷却	操作 (2 / 2)	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	1	1	1	低圧代替注水系統格納容器サブレイ流量	2	2	2	計器故障等 低圧代替注水系統格納容器サブレイ流量の注水量より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能 代替淡水貯槽の水位変化より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能 ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能 監視可能であれば、サブプレッション・プール水位（常用計器）により監視可能
							代替淡水貯槽水位	1	1	1	
							ドライウェル圧力	1	1	1	
							サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	
							[サブプレッション・プール水位]	2	0	0	
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量 (B系のみ)	1	0	0	—	—	—	—	—
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	—	—	—	—	—
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						監視パラメータ				評価		SBO	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称		SBO影響		計器故障等			
									計器数	直後	計器数	負荷切り離し後				
1.6.2.2 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の冷却	(a) ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の冷却	原子炉格納容器内への注水量	残留熱除去系系統流量	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	—	監視事項は抽出パラメータにて確認
				サブプレッション・プール水位	1	1	1	1	1	1	サブプレッション・プール水位の変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	—	—			
			代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	1	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					監視パラメータ					評価			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
1.6.2.2 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の冷却 (a) ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の冷却	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—		サブプレッション・チエンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
				ドライウエル雰囲気温度	8	8							ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能			
				【ドライウエル圧力】								0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により監視可能		
				ドライウエル圧力								1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能		
				サブプレッション・チエンバ雰囲気温度								2	2	サブプレッション・チエンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プール水温度の変化により、サブプレッション・チエンバ圧力の代替監視可能		
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チエンバ圧力	1	1	1	①	—		サブプレッション・プール水温度	3	3	3	監視可能であれば、サブプレッション・チエンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
				【サブプレッション・チエンバ圧力】								0	0			
				ドライウエル圧力								1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チエンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能		
				サブプレッション・チエンバ圧力	8	8	8			①			1	1		サブプレッション・プール水温度の温度変化によりサブプレッション・チエンバ雰囲気温度の代替監視可能
				サブプレッション・チエンバ雰囲気温度	2	2	2			①	—		サブプレッション・プール水温度	3		3

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						監視パラメータ				評価		SBO	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	計器故障等				
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後			
1.6.2.2 炉心の著しい損傷を防止するための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧	判断基準 (1 / 4)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	1	1	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1		1	1	
									高圧代替注水系原子炉注水量	1	1		1	1	
									低圧代替注水系原子炉注水量	3	3		3	3	
									代替循環冷却系原子炉注水量	1	1		1	1	
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1		1	1	
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0		0	0	
									残留熱除去系系統流量	3	0		0	0	
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0		0	0	
									原子炉水位 (広帯域)	2	2		1	1	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2		1	1	
									高圧代替注水系系統流量	1	1		1	1	
									低圧代替注水系原子炉注水量	3	3		3	3	
									代替循環冷却系原子炉注水量	1	1		1	1	
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ			原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	1	1	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1		1	1	
									高圧代替注水系原子炉注水量	1	1		1	1	
									低圧代替注水系原子炉注水量	3	0		0	0	
									代替循環冷却系原子炉注水量	1	0		0	0	
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1		1	1	
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0		0	0	
									残留熱除去系系統流量	3	0		0	0	
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0		0	0	

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響 直後 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後 負荷切り離した後					
(a) 残留熱除去系（格納容器サブレイ冷却系）復旧後の格納容器内の冷却	判断基準（2／4）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	－	サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能		
									【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により監視可能		
									ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能		
				サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	サブレーション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブレーション・チェンバ雰囲気温度及びサブレーション・プール水温度の変化により、サブレーション・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サブレーション・プール水温度	3	3	3			
									【サブレーション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であれば、サブレーション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
				ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	－	サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1		ドライウエル圧力及びサブレーション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能
				サブレーション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サブレーション・チェンバ水温度	3	3	3	サブレーション・プール水温度の温度変化によりサブレーション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブレーション・チェンバ圧力によりサブレーション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水位							低圧代替注水系統格納容器サブレイ流量	2	2	2	低圧代替注水系統格納容器サブレイ流量の注水量より、サブレーション・プールの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、サブレーション・プールの代替監視可能		
			サブレーション・プール水位	1	1	1	①	－	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力とサブレーション・チェンバ圧力の差圧より、サブレーション・プールの代替監視可能		
									サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1			
									【サブレーション・プール水位】	2	0	0	監視可能であれば、サブレーション・プール水位（常用計器）により監視可能		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	計器故障等	SBO
(a) 残留熱除去系（格納容器スプレッド冷却系）復旧後の格納容器内の冷却	電源	最終ヒータの確保	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	①	—	—	—	—	—	—	
			残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	
		電源	275kV東海原子力線 1L, 2 L 電圧	2	2	2	③	東海原子力線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			154kV原子力 1 号線電圧	1	1	1	③	原子力 1 号線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			緊急用 M / C 電圧	1	1	1	③	緊急用 M / C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			緊急用 P / C 電圧	1	1	1	③	緊急用 P / C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			M / C 2 C 電圧	1	1	1	③	非常用 M / C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			P / C 2 C 電圧	1	1	1	③	非常用 P / C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			M / C 2 D 電圧	1	1	1	③	非常用 M / C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			P / C 2 D 電圧	1	1	1	③	非常用 P / C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

監視パラメータ																									
項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価															
		計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO														
対応手段	(a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の冷却	判断基準 (4 / 4)	水源の確保	サブプレッション・プール水位	1	1	1	1	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	高圧代替注水系，代替循環冷却系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，残留熱除去系，低圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより，水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能 常設高圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ，原子炉隔離時冷却系ポンプ，高圧炉心スプレイ系ポンプ，残留熱除去系ポンプ，低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより，プール水位が確保されていることを監視可能 監視可能であれば，サブプレッション・プール水位（常用計器）により監視可能 監視可能であれば，サブプレッション・プール水位（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認											
									代替循環冷却系原子炉注流量	1	1	1													
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1													
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0													
									残留熱除去系系統流量	3	0	0													
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0													
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1													
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1													
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1													
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0													
操作	(1 / 2)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能 ドライウエル雰囲気温度の変化により，ドライウエル圧力の代替監視可能 監視可能であれば，ドライウエル圧力（常用計器）により監視可能 直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プール水温度の変化により，サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能 監視可能であれば，サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認											
									ドライウエル雰囲気温度	8	8	8													
									【ドライウエル圧力】	2	0	0													
									ドライウエル圧力	1	1	1													
									サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2													
									サブプレッション・プール水温度	3	3	3													
									【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0													
									操作	(1 / 2)	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力			1	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能 ドライウエル雰囲気温度の変化により，ドライウエル圧力の代替監視可能 監視可能であれば，ドライウエル圧力（常用計器）により監視可能 直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プール水温度の変化により，サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能 監視可能であれば，サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
																				ドライウエル雰囲気温度	8	8	8		
																				【ドライウエル圧力】	2	0	0		
ドライウエル圧力	1	1	1																						
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2																						
サブプレッション・プール水温度	3	3	3																						
【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0																						

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

監視パラメータ															
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
(a) 残留熱除去系（格納容器サブレイ冷却系）復旧後の格納容器内の冷却	操作（2／2）	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サブプレッション・プール水温度	3	3	3	サブプレッション・プール水温度の温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
		原子炉格納容器への注水量 補機監視機能	残留熱除去系系統流量（A、B系のみ）	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力（A、B系のみ）	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系統格納容器サブレイ流量	2	2	2	低圧代替注水系統格納容器サブレイ流量の注水量より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	1	代替プレッション・プール水位の代替監視可能	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能			
			ドライウエル圧力	1	1	1	①	－	ドライウエル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	1	1	1	ドライウエル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能		
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	1	1	1	サブプレッション・プール水位の代替監視可能			
			[サブプレッション・プール水位]			2	0	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・プール水位（常用計器）により監視可能					

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						監視パラメータ				評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	計器故障等	SBO
1.6.2.2 炉心の著しい損傷を防止するための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧														
(b) 残留熱除去系 (サブレーション・プール冷却系) 復旧後のサブレーション・プールの冷却	電源		275kV東海原子力線 1L, 2L 電圧	2	2	2	③	東海原子力線 1L, 2Lの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			154kV原子力 1 号線電圧	1	1	1	③	原子力1号線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			緊急用M/C 電圧	1	1	1	③	緊急用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			緊急用P/C 電圧	1	1	1	③	緊急用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			M/C 2 C電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			P/C 2 C電圧	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			M/C 2 D電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			P/C 2 D電圧	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			緊急用海水流量 (残留熱除去系熱交換器)	1	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—
	最終ヒートの確保	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—		

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

監視パラメータ										
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後
(b) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系） 復旧後のサブプレッション・プールの冷却	判断基準（2／2）	水源の確認	サブプレッション・プール水位	1	1	1	高圧代替注水系系統流量	1	1	1
							代替循環冷却系原子炉注水流	1	1	1
							量			
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1
							高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0
							残留熱除去系系統流量	3	0	0
							低圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0
							常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1
							代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1
							原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1
							高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	1	0	0
							残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0
							低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	1	0	0
							[サブプレッション・プール水位]	2	0	0

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	直後	SD0影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SD0影響 負荷切り離し後		
(b) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系） 復旧後のサブプレッション・プールの冷却	操作	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量（A, B系のみ）	2	0	0	－	－	－	－	－	－	計器故障等	SD0
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力（A, B系のみ）	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		最終ヒートシンクの確保	サブプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サブプレッション・チェンバ霧囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ霧囲気温度の変化によりサブプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・プール水温度の代替監視可能	
		残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	①	－	－	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量	2	2	2	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量の注水量より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	サブプレッション・プールの水位の代替監視可能	
									[サブプレッション・プール水位]	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・プール水位（常用計器）により監視可能	

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ							評価		SBO				
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		計器故障等						
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由		計器名称		計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	
1.6.2.3 格納容器破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ	(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉圧力	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能		
									原子炉圧力 (SA)	2	2	2			
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			
			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			ドライウエル圧力	1	1	1	①	－	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									[ドライウエル圧力]	2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により監視可能		
									ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能		
									サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プール温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	サブプレッション・プール水温	3	3	3			
									[サブプレッション・チェンバ圧力]	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価					
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	SBO影響 負荷切り離し後			
(a) 代替格納容器サブレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却	判断基準（2／2）	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウエル圧力	1	1	1	計器故障等	SBO	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	3	0	0	－	－	サブレイウエル圧力	1	1	1				監視事項は抽出パラメータにて確認
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	－	－	－	－	－	－	－	監視事項は抽出パラメータにて確認		
		水源の確認	水源の確認	代替淡水貯槽水位	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水量	3	3		3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能
											低圧代替注水系統格納容器サブレイ流量	2	2	2	代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									低圧代替注水系統格納容器下部注水量	1	1	1			代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後	SBO影響 負荷切り離した後	
(a) 代替格納容器スプレッド冷却系（常設）による格納容器内の冷却	操作（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	－	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能 ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能 監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	0	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プールの温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能 監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認
			ドライウエル圧力	1	1	1	①	－	ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プールの温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能 監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サブプレッション・プールの温度	3	3	3	サブプレッション・プールの温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能 飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後		SBO影響	
(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	1	1	1	1	①	－	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の注水量より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				1	1	1	1	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能		
				1	1	1	1	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力とサブプレッション・チェンバンプ圧力の差圧より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能		
				1	1	1	1	サブプレッション・チェンバンプ圧力	1	1	1	監視可能であれば、サブプレッション・プール水位（常用計器）により監視可能		
				2	0	0	0	【サブプレッション・プール水位】	2	0	0	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能		
操作（2）／（2）	原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	2	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				1	1	1	1	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位置変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能		
				2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	
水源の確保	補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	2	－	－	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				1	1	1	①	－	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	2	2	2	監視可能	
				1	1	1	2	2	2	1	1	1	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等			
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		SBO影響 直後	負荷切り離し後	
1.6.2.3 格納容器破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ	(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水/海水）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)			2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
原子炉圧力容器内の温度		原子炉圧力容器内の温度	4	4	4	①	—	原子炉圧力	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能		
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			
								原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能		
								残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後		
(b) 代替格納容器スプレッド冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）	判断基準（2／3）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	－	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			ドライウエル雰囲気温度	8	8	8			ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能					
			【ドライウエル圧力】	2	0	0			監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により監視可能					
			ドライウエル圧力	1	1	1			直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能					
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1			①	－	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	
		原子炉格納容器内の温度					①	－	【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			ドライウエル雰囲気温度	8	8	8			ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後
(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）	判断基準 3 / 3 補機監視機能	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	3	0	0	—	—	—	—	—	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	—	1	1	1		代替淡水貯槽の水位変化より、低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量の代替監視可能	
			代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	1	1	1	—	—	—	—	—		サブプレッジョン・プール水位の代替監視可能	
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—		—	
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—	—		—	—
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	—	—	—		—	—
			消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—		—	—
			復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—		—	—
		水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	1	1	1		2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能
				2	2	2	2	3	3	3	2		1	2

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	SBO影響 直後 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後 負荷切り離し後				
(b) 代替格納容器スプレッド冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）	操作（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	－	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			ドライウエル雰囲気温度	1	1	8	8	ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8		
			【ドライウエル圧力】	2					【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により監視可能	
			ドライウエル圧力						ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1		①	－	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プールの温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2		①	－	サブプレッション・プールの水温度	3	3	3	サブプレッション・プールの温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1				サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

監視パラメータ															
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		SBO		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後		計器故障等	
(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水/海水）	操作（2/2）	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	－		低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量	2	2	2	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量の注水量より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	
										ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	
										サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	サブプレッション・プール水位の代替監視可能	
										【サブプレッション・プール水位】	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・プール水位（常用計器）により監視可能	
	原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量	2	2	2		①	－		代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量の代替監視可能	
										低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	1	①	－		低圧代替注水系統格納容器下部注水流量	1	1	1	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価			
		分類	計器名称	計器数		SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		計器故障等	SBO
				直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後		
1.6.2.3 格納容器破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ (c) 代替循環冷却系による格納容器内の冷却	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認	監視事項は抽出パラメータにて確認
		格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認	
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能					
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能					
			原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能					
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能					
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能					
			原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能					
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧						

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

監視パラメータ															
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後			
(c) 代替循環冷却系による格納容器内の冷却	原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	ドライウエルの温度	8	8	8	①	—	ドライウエルの圧力	1	1	1	ドライウエルの圧力及びサブプレッション・チェンバールの圧力の変化により、ドライウエルの雰囲気温度の代替監視可能	SBO	監視事項は抽出パラメータにて確認
			残留熱除去系系統流量	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系統格納容器スプレイレイ流量	2	2	2	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、低圧代替注水系統格納容器スプレイレイ流量の代替監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・プール水位	1	1	1	—	—	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水圧変化より、低圧代替注水系統格納容器スプレイレイ流量の代替監視可能		
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			常設低圧代替注水系統ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			高圧代替注水系統流量	1	1	1	—	—	高圧代替注水系統、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	1	1	1	高圧代替注水系統、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能		
		水源の確保	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	—	常設高圧代替注水系統ポンプ吐出圧力	1	1	1	常設高圧代替注水系統ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	1	0	0	圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能		
			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを監視可能		
		[サブプレッション・プール水位]	2	0	0	—	—	[サブプレッション・プール水位]	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・プール水位（常用計器）により監視可能			

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ											
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO影響 直後 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後 負荷切り離した後			
(c) 代替循環冷却系による格納容器内の冷却	操作 (1 / 2)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウエル雰囲気温度	8	8	ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能	
									【ドライウエル圧力】	2	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力 (常用計器) により監視可能	
									ドライウエル圧力	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プールの温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	
									【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力 (常用計器) により監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1		
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・プールの温度	3	3	サブプレッション・プールの温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後			
(c) 代替循環冷却系による格納容器内の冷却	原子炉格納容器内の水位	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量	2	2	2			低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量	2	2	2	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量の注水量より、サブプレッショ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		代替淡水貯槽水位	1	1	1			代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、サブプレッショ・プール水位の代替監視可能		
		ドライウェル圧力	1	1	1	①	—	ドライウェル圧力とサブプレッショ・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッショ・プール水位の代替監視可能	1	1	1	ドライウェル圧力とサブプレッショ・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッショ・プール水位の代替監視可能		
		サブプレッショ・チェンバ圧力	1	1	1			サブプレッショ・チェンバ圧力	1	1	1	サブプレッショ・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッショ・プール水位の代替監視可能		
		【サブプレッショ・プール水位】	2	0	0			【サブプレッショ・プール水位】	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッショ・プール水位（常用計器）により監視可能		
	原子炉格納容器への注水量の補機監視機能	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	1	1	1	—	—	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	1	1	1	—	—	
		代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	
		高圧代替注水系統流量	1	1	1			高圧代替注水系統流量	1	1	1	高圧代替注水系統、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッショ・プールの水位が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1			常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッショ・プール水位が確保されていることを監視可能		
		高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	高圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッショ・プール水位が確保されていることを監視可能		
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	残留熱除去系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッショ・プール水位が確保されていることを監視可能				
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッショ・プール水位が確保されていることを監視可能				
水源の確認	サブプレッショ・プール水位	1	1	1	①	—	サブプレッショ・プール水位	1	1	1	サブプレッショ・プール水位（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
	【サブプレッショ・プール水位】	2	0	0			【サブプレッショ・プール水位】	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッショ・プール水位（常用計器）により監視可能			

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							監視パラメータ			評価		SBO		
		分類	計器名称	計器数		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数		計器故障等	SBO影響				
				直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後						
1.6.2.3 格納容器破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ	(d) 消火系による格納容器内の冷却	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉圧力							原子炉圧力	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				原子炉圧力 (SA)							原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	
				原子炉水位 (広帯域)	4	4	4	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能		
				原子炉水位 (燃料域)						原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
				原子炉水位 (SA広帯域)						原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			
				原子炉水位 (SA燃料域)						原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			
		原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力	原子炉圧力							サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能		
				ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力 (常用計器) により監視可能		
				サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プールの温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能		
判断基準 (1/2)		原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力 (常用計器) により監視可能			

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後		
(d) 消火系による格納容器内の冷却	判断基準 (2 / 2)	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバール圧力の变化により，ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			残留熱除去系系統流量	2	0	0	—	—	—	—	—	—	—	
		原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系統格納容器スブレイ流量	2	2	2	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より，低圧代替注水系統格納容器スブレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			代替循環冷却系格納容器スブレイ流量	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ											
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後			
(d) 消火系による格納容器内の冷却	操作 (1 / 2)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	ドライウエル圧力	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	ドライウエル圧力	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	SBO影響 負荷切り離し後	
(d) 消火系による格納容器内の冷却	操作（2／2）	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系統格納容器スプレィ流量	2	2	2	低圧代替注水系統格納容器スプレィ流量の注水量より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	監視可能であれば、サブプレッション・プール水位（常用計器）により監視可能	
									【サブプレッション・プール水位】	2	0	0		
	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量（B系のみ）	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	
	補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
	水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後		
1.6.2.3 格納容器破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ (e) 補給水系による格納容器内の冷却	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認	
		格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認	
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉圧力	2	2	2	—	—	原子炉圧力	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	—	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	力の代替監視可能
			原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	—	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能
			原子炉水位 (SA広帯域)	4	4	4	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能
			原子炉水位 (SA燃料域)	4	4	4	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能
			[ドライウエル圧力]	2	0	0	—	—	[ドライウエル圧力]	2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力 (常用計器) により監視可能
			ドライウエル圧力	1	1	1	—	—	ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	—	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プール水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	
		[サブプレッション・チェンバ圧力]	2	0	0	—	—	[サブプレッション・チェンバ圧力]	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力 (常用計器) により監視可能	

判断基準 (1 / 2)

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	SBO影響 負荷切り離し後	
(e) 補給水系による格納容器内の冷却	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバール圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		残留熱除去系系統流量	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
	原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系統格納容器スプレイレイ流量	2	2	2	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、低圧代替注水系統格納容器スプレイレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		代替循環冷却系統格納容器スプレイレイ流量	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—		
	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
	判断基準 (2 / 2)													

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	SBO影響 負荷切り離し後		
(e) 補給水系 による格納容 器内の冷却	操作 (1 / 2)	原子炉格 納容器内 の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	－	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	SBO 監視事項は抽出 パラメータ にて確認	
								①	－	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8		ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能
										【ドライウエル圧力】	2	0	0		監視可能であれば、ドライウエル圧力 (常用計器) により監視可能
										ドライウエル圧力	1	1	1		直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プールの温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能		
										【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0		監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力 (常用計器) により監視可能
		原子炉格 納容器内 の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出 パラメータ にて確認	
										サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サブプレッション・プールの温度	3	3	3	サブプレッション・プールの温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		
										サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後 負荷切り離し後		
(e) 補給水系 による格納容 器内の冷却	操 作 (2 / 2)	原子炉格 納容器内 の水位	サブプレッ ション・プ ール水位	1	1	1	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	計器故障等 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の注水量より，サブプレッ ション・プール水位の代替監視可能 代替淡水貯槽の水位変化より，サ ブプレッション・プール水位の代替 監視可能 ドライウェル圧力とサブプレッショ ン・チェンバンプ圧力の差圧より，サ ブプレッション・プール水位の代替 監視可能 監視可能であれば，サブプレッショ ン・プール水位（常用計器）によ り監視可能	SBO 監視事項は抽 出パラメータ にて確認
代替淡水貯槽水位							1	1	1			
ドライウェル圧力							1	1	1			
サブプレッション・チェンバンプ圧力							1	1	1			
[サブプレッション・プール水位]							2	0	0			
	原子炉格 納容器へ の注水量	1	0	0	－	－	－	－	－	－	－	
	補機監視 機能	1	1	0	③	復水移送系ポン プの運転状態を 確認するパラメ ータ	－	－	－	－	－	
	水源の確 保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確 保状態を確認す るパラメータ	－	－	－	－	－
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ												

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	監視パラメータ						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
1.6.2.3 格納容器破損を防止するための対応手順 b. ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の冷却														
(a) ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の冷却	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			1	1	1	①	—	—	—	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			—	—	—	—	—	—	—	1	1	サブプレッション・プールの水位変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能		
			—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
	判断基準	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
			2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—	
		補機監視機能	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価					
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					計器故障等	SBO			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後					
(a) ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の冷却	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1			①	-		サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
				ドライウエル雰囲気温度								ドライウエル雰囲気温度	8	8	8		ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能
				[ドライウエル圧力]	2	0	0					[ドライウエル圧力]	2	0	0		監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により監視可能
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1			①	-		ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
				サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2						サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プールの温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能
				[サブプレッション・チェンバ圧力]	2	0	0					[サブプレッション・チェンバ圧力]	2	0	0		監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8			①	-		ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
		サブプレッション・チェンバ圧力	1	1						サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		サブプレッション・チェンバ圧力の変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		
		サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2					①	-		サブプレッション・プールの温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	3		3	3	サブプレッション・プールの温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能
						飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	1	1	1			飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能					

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価			
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		計器故障等	SBO					
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数			直後	SBO影響 負荷切り離し後			
1.6.2.3 格納容器破損を防止するための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順	a. 復旧	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	-	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
(a) 残留熱除去系ポンプ電源復旧後の格納容器内の冷却	原子炉圧力容器内の温度	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	-	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力							原子炉圧力 (SA)	2	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
(a) 残留熱除去系ポンプ電源復旧後の格納容器内の冷却	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
(a) 残留熱除去系ポンプ電源復旧後の格納容器内の冷却	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
(a) 残留熱除去系ポンプ電源復旧後の格納容器内の冷却	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
(a) 残留熱除去系ポンプ電源復旧後の格納容器内の冷却	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
(a) 残留熱除去系ポンプ電源復旧後の格納容器内の冷却	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
(a) 残留熱除去系ポンプ電源復旧後の格納容器内の冷却	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
(a) 残留熱除去系ポンプ電源復旧後の格納容器内の冷却	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
(a) 残留熱除去系ポンプ電源復旧後の格納容器内の冷却	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
(a) 残留熱除去系ポンプ電源復旧後の格納容器内の冷却	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
(a) 残留熱除去系ポンプ電源復旧後の格納容器内の冷却	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
(a) 残留熱除去系ポンプ電源復旧後の格納容器内の冷却	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
(a) 残留熱除去系ポンプ電源復旧後の格納容器内の冷却	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
(a) 残留熱除去系ポンプ電源復旧後の格納容器内の冷却	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
(a) 残留熱除去系ポンプ電源復旧後の格納容器内の冷却	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
(a) 残留熱除去系ポンプ電源復旧後の格納容器内の冷却	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
(a) 残留熱除去系ポンプ電源復旧後の格納容器内の冷却	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	-	原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

監視パラメータ															
項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価					
		計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
(a) 残留熱除去系ポンプ電源復旧後の格納容器内の冷却	電源	最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、ドラライウエル雰囲気温度、サブレーション・チェンバール雰囲気温度、サブレーション・プールの温度により最終ヒートシンクの確保が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
				1	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度 ドラライウエル雰囲気温度 サブレーション・チェンバール雰囲気温度 サブレーション・プールの温度	4 8 2 3	4 8 2 3	4 8 2 3			
				2	0	0	①	—	原子炉圧力容器温度 ドラライウエル雰囲気温度 サブレーション・チェンバール雰囲気温度 サブレーション・プールの温度	4 8 2 3	4 8 2 3	4 8 2 3			
				2	0	0	①	—	原子炉圧力容器温度 ドラライウエル雰囲気温度 サブレーション・チェンバール雰囲気温度 サブレーション・プールの温度	4 8 2 3	4 8 2 3	4 8 2 3			
		判断基準 (2/3)		275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧	2	2	2	③	東海原子力線 1 L, 2 L の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
				154kV 原子力 1 号線電圧	1	1	1	③	原子力 1 号線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
				緊急用M/C 電圧	1	1	1	③	緊急用M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
				緊急用P/C 電圧	1	1	1	③	緊急用P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
				M/C 2 C電圧	1	1	1	③	非常用M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
				P/C 2 C電圧	1	1	1	③	非常用P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
				M/C 2 D電圧	1	1	1	③	非常用M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
				P/C 2 D電圧	1	1	1	③	非常用P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価	SBO	
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数				直後
(a) 残留熱除去系ポンプ電源復旧後の格納容器内の冷却	判断基準 3 / 3	水源の確保	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	—	高圧代替注入系系統流量	1	1	1	高圧代替注水系，代替循環冷却系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイス系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより，水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイス系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイス系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注入系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1		
									高圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0		
									低圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力	1	0	0		
									〔サブプレッション・プール水位〕	2	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

監視パラメータ															
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		SBO		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等				
(a) 残留熱除去系ポンプ電源復旧後の格納容器内の冷却	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能		
									【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により監視可能。		
									ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能		
			原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プールの温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サブプレッション・プールの温度	3	3	3			
									【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能。		
									ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能		
			原子炉格納容器内の注水量	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・プールの温度	3	3	3	サブプレッション・プールの温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能		
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量 (A, B系のみ)	2	0	0	—	—	—	—	—	—	—		
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (A, B系のみ)	2	0	0	①	①	—	—	—	—	—		

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

監視パラメータ															
項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価			
		計器名称	計器数	直後	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響		計器故障等	SBO
					負荷切り離し後	負荷切り離した後						負荷切り離し後	負荷切り離した後		
(b) 残留熱除去系（サブプレッショナル・プール冷却系） 復旧後のサブプレッショナル・プールの冷却	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能		
		原子炉圧力	2	2	2			原子炉圧力	2	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能		
		原子炉圧力 (SA)	2	2	2			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2			
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2			原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1			
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	2			原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1			
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－		原子炉圧力 (SA 広帯域)	1	1	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－		原子炉水位 (SA 燃料域)	1	1	1	1		
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－		残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－			2	0	0	0		
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－			2	0	0	0		
		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－			2	0	0	0		
	電源	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧	1	1	1	③		東海原子力線 1 L, 2 L の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	監視事項は抽出パラメータにて確認
		154kV 原子力 1 号線電圧	1	1	1	③		原子力 1 号線の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
		緊急用 M/C 電圧	1	1	1	③		緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
		緊急用 P/C 電圧	1	1	1	③		緊急用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
		M/C 2 C 電圧	1	1	1	③		非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
		P/C 2 C 電圧	1	1	1	③		非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
判断基準 (1 / 2)															

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO	
(b) 残留熱除去系 (サブプレッジョン・プール冷却系) 復旧後のサブプレッジョン・プールの冷却	判断基準 (2 / 2)	最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	1	1	0	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッジョン・チェンバースの雰囲気温度、サブプレッジョン・プールの水温、サブプレッジョン・プールの水温により最終ヒートシンクの確保が監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
				残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	①	—	原子炉圧力容器温度 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッジョン・チェンバースの雰囲気温度 サブプレッジョン・プールの水温	4 8 2 3	4 8 2 3	4 8 2 3		残留熱除去系海水系系統流量の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッジョン・チェンバースの雰囲気温度、サブプレッジョン・プールの水温により最終ヒートシンクの確保が監視可能
					高圧代替注入系系統流量 代替循環冷却系原子炉注水流	1	1	1	①	—	高圧代替注入系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・プールの水位が確保されていることを監視可能				
						原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・プールの水位が確保されていることを監視可能			
		水源の確保	サブプレッジョン・プール水位	1	1	1	①	—	高圧代替注入系系統流量	1	1	1	①	高圧代替注入系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・プールの水位が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替循環冷却系原子炉注水流	1	1	1	①	代替循環冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・プールの水位が確保されていることを監視可能	
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・プールの水位が確保されていることを監視可能	
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	高圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・プールの水位が確保されていることを監視可能	
									残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	残留熱除去系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・プールの水位が確保されていることを監視可能	
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	低圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・プールの水位が確保されていることを監視可能	
									常設高圧代替注入系ポンプ吐出圧力	1	1	1	①	常設高圧代替注入系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・プールの水位が確保されていることを監視可能	
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	①	代替循環冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・プールの水位が確保されていることを監視可能	
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	①	原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・プールの水位が確保されていることを監視可能	
									高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	①	高圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・プールの水位が確保されていることを監視可能	
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	①	残留熱除去系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・プールの水位が確保されていることを監視可能										
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	①	低圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッジョン・プールの水位が確保されていることを監視可能										
監視可能であれば、サブプレッジョン・プール水位 (常用計器) により監視可能															

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
(b) 残留熱除去系（サブプレッション・プールの冷却系） 復旧後のサブプレッション・プールの冷却	操作	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量（A、B系のみ）	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力（A、B系のみ）	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
		最終ヒートシンクの確保	サブプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の変化によりサブプレッション・プールの水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・プールの水温度の代替監視可能	
									原子炉圧力容器温度	4	4	4	残留熱除去系海水系系統流量の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力容器温度、ドライウエル・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・プールの水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能	
									ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	監視可能	
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	2	0	0	①	－	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サブプレッション・プールの水温度	3	3	3	監視可能	
									低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量	2	2	2	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量の注水量より、サブプレッション・プールの水位の代替監視可能	
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、サブプレッション・プールの水位の代替監視可能	
ドライウエル圧力	1								1	1	ドライウエル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッション・プールの水位の代替監視可能			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO	
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後				負荷切り離し後
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	(a) 格納容器 圧力逃がし装 置による格納 容器内の減圧 及び除熱	原子炉格 納容器内 の放射線 量率	格納容器雰囲気放射線 モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線 レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータ にて確認	
			格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線 レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータ にて確認	
									原子炉圧力	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧 力により、原子炉圧力容器内の温 度の代替監視可能		
		原子炉圧 力容器内 の温度							原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有 効長頂部に到達するまでの経過時 間より原子炉圧力容器内の温度の 代替監視可能	監視事項は抽出パラメータ にて確認	
			原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 残留熱除去系熱交換器入口温 度	2 2 1 1 2	2 2 1 1 0	1 1 1 1 0	残留熱除去系が運転状態であれ ば、残留熱除去系熱交換器入口温 度より原子炉圧力容器温度の代替 監視可能		
									サブプレッション・チェンバ圧 力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測す ることができ、監視可能		
			ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の変化に より、ドライウエル圧力の代替監視 可能	監視事項は抽出パラメータ にて確認	
									[ドライウエル圧力]	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧 力 (常用計器) により代替監視可 能		
	原子炉格 納容器内 の圧力								ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測す ることができ、監視可能		
			サブプレッション・チェ ンバ圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ雰 囲気温度 サブプレッション・プールの水温 度 [サブプレッション・チェンバ 圧力]	2 3 2	2 3 0	2 3 0	サブプレッション・チェンバ雰 囲気温度及びサブプレッション・プ ール水温の変化により、サブプレ ッション・チェンバ圧力の代替監視 可能 監視可能であればサブプレッシ ョン・チェンバ圧力 (常用計器) に より代替監視可能	監視事項は抽出パラメータ にて確認	

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後		
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	(a) 格納容器 圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッ ション・チェンバ圧力の変化によ り、ドライウエル雰囲気温度の代 替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2		2	2	①	—	サブプレッション・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・プール水温度の 温度変化によりサブプレッ ション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可 能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
							サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッ ション・チェンバ圧力によりサブ プレッション・チェンバ雰囲気温度 の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
							サブプレッション・チェンバ雰 囲気温度	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰 囲気温度の変化によりサブプレッ ション・プール水温度の代替監視可 能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
							サブプレッション・チェンバ圧 力	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッ ション・チェンバ圧力によりサブ プレッション・プール水温度の代替 監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
							低圧代替注水系格納容器スプレ イ流量	1	1	1	1	低圧代替注水系格納容器スプレ イ流量の注水量より、サブプレッ ション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
							代替淡水貯槽水位	1	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、サ プレッション・プール水位の代替 監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
							ドライウエル圧力	1	1	1	1	ドライウエル圧力とサブプレッ ション・チェンバ圧力の差圧より、サ プレッション・プール水位の代替 監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
							サブプレッション・チェンバ圧 力	1	1	1	1	サブプレッション・プール水位の代 替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
							[サブプレッション・プール水 位]	2	0	0	0	監視可能であればサブプレッ ション・プール水位（常用計器）によ り、水位を推定する。	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
	原子炉建 屋内の水 素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6 階	2	0	0	0	①	—	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	4	4	4	静的触媒式水素再結合器 動作監視 装置により原子炉建屋水素濃度の 代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器									
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後				
(a) 格納容器 圧力逃がし装置による格納 容器内の減圧 及び除熱	判断基準 (3 / 3)	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4				
									ドラライウェル雰囲気温度	8	8	8				
									サブプレッション・チェンバース雰囲気温度	2	2	2				
									サブプレッション・プール水温度	3	3	3				
		原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スブレイ流量	2	2	2	①	—	ドラライウェル雰囲気温度	8	8	8				
									サブプレッション・チェンバース雰囲気温度	2	2	2				
									代替淡水貯槽水位	1	1	1				
									サブプレッション・プール水位	1	1	1				
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	—	—	—	—	—	—				
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—
	補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	—	—	—	—					
								消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	—	—	—	—
								復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	—	—	—	—
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ																
		評価														
		計器故障等							SBO							
		原子炉圧力容器温度，ドラライウェル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバース雰囲気温度及びサブプレッション・プール水温度により，残留熱除去系による冷却の代替監視可能							監視事項は抽出パラメータにて確認							
		ドラライウェル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバース雰囲気温度により最終ヒートシンクの確保の代替監視可能							監視事項は抽出パラメータにて確認							
		代替淡水貯槽水位の水位変化により，低圧代替注水系格納容器スブレイ流量の代替監視可能							監視事項は抽出パラメータにて確認							
		サブプレッション・プールの水位変化により低圧代替注水系格納容器スブレイ流量の代替監視可能							監視事項は抽出パラメータにて確認							

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ									
		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後
(a) 格納容器 圧力逃がし装置による格納 容器内の減圧 及び除熱	操作 (1 / 3)	原子炉格 納容器内 の放射線 量率	格納容器雰囲気放射線 モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (S/C)	2	2
			格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W)	2	2
		原子炉格 納容器内 の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェン バ圧力	1	1
				1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8
				1	1	1	①	—	【ドライウエル圧力】	2	0
				1	1	1	①	—	ドライウエル圧力	1	1
		原子炉格 納容器内 の温度	サブプレッション・チェ ンバ圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェン バ圧力	2	2
				1	1	1	①	—	サブプレッション・チェン バ圧力	3	3
				1	1	1	①	—	【サブプレッション・チェン バ圧力】	2	0
				1	1	1	①	—	ドライウエル圧力	1	1
		原子炉格 納容器内 の温度	サブプレッション・チェ ンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェン バ圧力	1	1
				2	2	2	①	—	サブプレッション・チェン バ圧力	3	3
				2	2	2	①	—	サブプレッション・チェン バ圧力	1	1
				3	3	3	①	—	サブプレッション・チェン バ圧力	2	2

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
			計器名称	計器数	直後	SBO影響	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後			
(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) または格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の解析結果により格納容器内水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気 (酸素) の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能		
		格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	－	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	監視可能であれば格納容器内水素濃度 (常用計器) により代替監視可能		
		格納容器内水素濃度 (SA)	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) または格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能		
操作 (2 / 3)	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気 (酸素) の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	監視可能であれば格納容器内酸素濃度 (常用計器) により代替監視可能		
		格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	－	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	監視可能であれば格納容器内酸素濃度 (常用計器) により代替監視可能		
		格納容器内酸素濃度 (SA)	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	低圧代替注水系格納容器スプレイレイ流量の注水量より、サブプレッション・ブール水位の代替監視可能		
	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・ブール水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系格納容器スプレイレイ流量	2	2	2	代替淡水貯槽の水位変化より、サブプレッション・ブール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		サブプレッション・ブール水位	1	1	1	①	－	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッション・ブール水位の代替監視可能		
		サブプレッション・ブール水位	1	1	1	①	－	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	監視可能		
		サブプレッション・ブール水位	2	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	監視可能であればサブプレッション・ブール水位 (常用計器) により代替監視可能		
	原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋水素濃度・原子炉建屋原子炉棟6階	2	0	0	①	－	静的触媒式水素再結合作監視装置	4	4	4	静的触媒式水素再結合作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉建屋水素濃度・原子炉建屋原子炉棟6階	2	0	0	①	－	静的触媒式水素再結合作監視装置	4	4	4	監視可能		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
(a) 格納容器 圧力逃がし装 置による格納 容器内の減圧 及び除熱	操作 (3 / 3)	最終ヒートシンク の確保	フィルタ装置圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度, サプレ ッション・チェンバ雰囲気温度, ドライウエル圧力及びサブレッシ ョン・チェンバ圧力により, 格納 容器圧力逃がし装置による最終ヒ ートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
									サブレッション・チェンバ雰 囲気温度	2	2	2		
									ドライウエル圧力	1	1	1		
									サブレッション・チェンバ圧 力	1	1	1		
			フィルタ装置水位	2	2	2	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8		
									サブレッション・チェンバ雰 囲気温度	2	2	2		
									ドライウエル圧力	1	1	1		
									サブレッション・チェンバ圧 力	1	1	1		
			フィルタ装置スクラビ ング水温度	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8		
									サブレッション・チェンバ雰 囲気温度	2	2	2		
									ドライウエル圧力	1	1	1		
									サブレッション・チェンバ圧 力	1	1	1		
			フィルタ装置入口水素 濃度	2	0	0	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8		
									サブレッション・チェンバ雰 囲気温度	2	2	2		
									ドライウエル圧力	1	1	1		
									サブレッション・チェンバ圧 力	1	1	1		
			フィルタ装置出口放射 線モニタ (高レンジ・ 低レンジ)	2 1	2 1	2 1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8		
									サブレッション・チェンバ雰 囲気温度	2	2	2		
									ドライウエル圧力	1	1	1		
									サブレッション・チェンバ圧 力	1	1	1		
		補機監視 機能	モニタリング・ポスト	4	4	0	③	原子炉建屋周辺 の放射線量を 確認するパラメ ータ	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器故障等	SBO		
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	(b) フィルタ装置スクラビング水補給	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	-	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度、サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力及びサブプレッジョン・チェンバ圧力により、格納容器圧力逃がし装置による最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		
									ドライウエル圧力	1	1	1		
									サブプレッジョン・チェンバ圧力	1	1	1		
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	-	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度、サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力及びサブプレッジョン・チェンバ圧力により、最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		
									ドライウエル圧力	1	1	1		
									サブプレッジョン・チェンバ圧力	1	1	1		
(c) 格納容器内の不活性ガス(窒素)置換	判断基準		残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	-	原子炉圧力容器温度	8	8	8	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッジョン・プール水温度により、最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウエル雰囲気温度	2	2	2		
									サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度	1	1	1		
									サブプレッジョン・プール水温度	1	1	1		
	判断基準 (1 / 2)	最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系格納容器スブレイ流量	1	1	1	①	-	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度、サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		
		残留熱除去系海水系系統流量	2	0	0	①	-	原子炉圧力容器温度	8	8	8	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッジョン・プール水温度により、最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								ドライウエル雰囲気温度	2	2	2			
								サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度	1	1	1			
								サブプレッジョン・プール水温度	1	1	1			

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価										
		分類	計器名称	計器数		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数		SBO影響		計器故障等	SBO								
				直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後												
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	(c) 格納容器内の不活性ガス(窒素)置換	最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)	1	1	1	①			原子炉圧力容器温度	8	8	8	原子炉圧力容器温度、ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プールの水温により、最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2									
										サブプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・プールの水温	1	1	1									
										サブプレッション・プールの水温	1	1	1									
	操作	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度(SA)	1	0	0	①	-			格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)または格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認						
											格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	2								
											ドライウェル圧力	1	1	1								
											サブプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・プールの水温	1	1	1								
											[格納容器内酸素濃度]	2	0	0								
											格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	2	2								
											格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	2								
											ドライウェル圧力	1	1	1								
											サブプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・プールの水温	1	1	1								
											[格納容器内酸素濃度]	2	0	0								
操作	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度(SA)	1	0	0	①	-			格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)または格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
										格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	2									
										ドライウェル圧力	1	1	1									
										サブプレッション・チェンバースプレッション・チェンバースプレッション・プールの水温	1	1	1									
操作	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度(SA)	1	0	0	①	-			[格納容器内酸素濃度]	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度(常用計器)により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後	SBO影響 負荷切り離し後
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	(d) フィルタ装置の不活性ガス(窒素)置換	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	①	－	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
				ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能						
				[ドライウエル圧力]	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力(常用計器)により代替監視可能						
				ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能						
				サブプレッション・チェンバース雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバース雰囲気温度及びサブプレッション・プールの水温度の変化により、サブプレッション・チェンバース圧力の代替監視可能						
				サブプレッション・プールの水温度	3	3	3	監視可能であればサブプレッション・チェンバース圧力(常用計器)により代替監視可能						
				[サブプレッション・チェンバース圧力]	2	0	0	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)または格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)の解析結果により格納容器内水素濃度の代替監視可能						
				格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	2	2	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気(酸素)の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能						
				格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	2	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気(酸素)の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能						
				ドライウエル圧力	1	1	1	監視可能であれば格納容器内水素濃度(常用計器)により代替監視可能						
判断基準	原子炉格納容器内の水素濃度	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(SA)	1	0	①	－	1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気(酸素)の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
				サブプレッション・チェンバース圧力	1	1	1	監視可能であれば格納容器内水素濃度(常用計器)により代替監視可能						
				[格納容器内水素濃度]	2	0	0	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)または格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能						
				格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	2	2	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気(酸素)の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能						
				格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	2	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気(酸素)の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能						
				ドライウエル圧力	1	1	1	監視可能であれば格納容器内水素濃度(常用計器)により代替監視可能						
				サブプレッション・チェンバース圧力	1	1	1	監視可能であれば格納容器内水素濃度(常用計器)により代替監視可能						
				[格納容器内酸素濃度]	2	0	0	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)または格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能						
				格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	2	2	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気(酸素)の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能						
				格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	2	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気(酸素)の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能						

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価				
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	(d) フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度、サブプレッジョン・チェンバース雰囲気温度、ドライウエル圧力及びサブプレッジョン・チェンバース圧力により、格納容器圧力逃がし装置による最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サブプレッジョン・チェンバース雰囲気温度	2	2	2		
									ドライウエル圧力	1	1	1		
									サブプレッジョン・チェンバース圧力	1	1	1		
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置入口水素濃度	2	0	0	①	－	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度、サブプレッジョン・チェンバース雰囲気温度、ドライウエル圧力及びサブプレッジョン・チェンバース圧力により、格納容器圧力逃がし装置による最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サブプレッジョン・チェンバース雰囲気温度	2	2	2		
									ドライウエル圧力	1	1	1		
									サブプレッジョン・チェンバース圧力	1	1	1		
(e) フィルタ装置スクラビング水移送	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度、サブプレッジョン・チェンバース雰囲気温度、ドライウエル圧力及びサブプレッジョン・チェンバース圧力により、格納容器圧力逃がし装置による最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サブプレッジョン・チェンバース雰囲気温度	2	2	2		
									ドライウエル圧力	1	1	1		
									サブプレッジョン・チェンバース圧力	1	1	1		
	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度、サブプレッジョン・チェンバース雰囲気温度、ドライウエル圧力及びサブプレッジョン・チェンバース圧力により、最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サブプレッジョン・チェンバース雰囲気温度	2	2	2		
									ドライウエル圧力	1	1	1		
									サブプレッジョン・チェンバース圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

監視パラメータ												
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後		
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順												
(1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順												
a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱												
(e) フィルタ装置スクラビング水移送	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	①	-	ドライウエル雰囲気温度	8	8	ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度，ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力により，最終ヒートシンクの確保の代替監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認	
				2	2	①		サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2		
								ドライウエル圧力	1	1		
								サブプレッション・チェンバ圧力	1	1		
(f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	①	-	ドライウエル雰囲気温度	8	8	ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度，ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力により，最終ヒートシンクの確保の代替監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認	
				2	2	①		サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2		
								ドライウエル圧力	1	1		
								サブプレッション・チェンバ圧力	1	1		
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	①	-	ドライウエル雰囲気温度	8	8	ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度，ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力により，最終ヒートシンクの確保の代替監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認	
				2	2	①		サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2		
								ドライウエル圧力	1	1		
								サブプレッション・チェンバ圧力	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				SBO影響		計器故障等	SBO
			計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2		直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	4	4	4	①	—	原子炉圧力	2	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
								原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認	監視事項は抽出パラメータにて確認
								ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能	
								[ドライウエル圧力]	2	0	0	0	監視可能であればドライウエル圧力 (常用計器) により代替監視可能	
ドライウエル圧力	1							1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能			
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2							2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・ブール水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能			
原子炉格納容器内の圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・ブール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・ブール水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
						[サブプレッション・チェンバ圧力]	2	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力 (常用計器) により代替監視可能			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	補助パラメータ 分類	パラメータ 分類	計器名称	計器数			直後	SBO影響 負荷切り離し後
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 b. 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱	判断基準 (2 / 3)	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッジョン・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッジョン・プール水温度	3	3	3	サブプレッジョン・プール水温度の温度変化によりサブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サブプレッジョン・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッジョン・チェンバ圧力によりサブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	
									サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサブプレッジョン・プール水温度の代替監視可能	
			サブプレッジョン・プール水温度	3	3	3	①	—	サブプレッジョン・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッジョン・チェンバ圧力によりサブプレッジョン・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									[サブプレッジョン・チェンバ圧力]	2	0	0	監視可能であればサブプレッジョン・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO		
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後				SBO影響 負荷切り離し後	
b. 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱	判断基準 (3 / 3)	水源の確保	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
				代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1	原子炉心スプレイ系系統流量	1	1	1	原子炉隔離時冷却系系統流量	1		0	0
				高圧炉心スプレイ系系統流量	3	0	0	残留熱除去系系統流量	1	0	0	低圧炉心スプレイ系系統流量	1		0	0
				常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	[サブプレッション・プール水位]	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認	
				原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能								
				高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能								
				残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能								
				低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能								
				最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能								
				最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能								
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保	2	0	0	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースプレッション・プール水温の確保の代替監視可能												
最終ヒートシンクの確保																

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
b. 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱	操作 (1 / 4)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域)	3	3	0	③	原子炉の水位を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			原子炉水位 (広帯域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位 (燃料域)						原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									高压代替注水系原子炉注水量	1	1	1		
									低压代替注水系原子炉注水量	3	3	3		
									代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1		
				2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									高压炉心スプレイ系系統流量	1	1	1		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
				1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									高压代替注水系原子炉注水量	1	1	1		
									低压代替注水系原子炉注水量	3	3	3		
									代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1		
			原子炉水位 (SA広帯域)	1 1	1 1	1 1	① ①		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
			原子炉水位 (SA燃料域)						高压炉心スプレイ系系統流量	1	1	1		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低压炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
		分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器数	計器名称	SBO影響		計器故障等	SBO		
				直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
b. 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱	操作 (2 / 4)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	-	2	原子炉圧力 (SA)	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
										原子炉炉水位 (広帯域)	2	2	1		
										原子炉炉水位 (燃料域)	2	2	1		
										原子炉炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
										原子炉炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
										原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉圧力	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	-	2	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉炉水位 (広帯域)	2	2	1		
										原子炉炉水位 (燃料域)	2	2	1		
										原子炉炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
										原子炉炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
										原子炉圧力容器温度	4	4	4		
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	-	8	ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
								ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能			
								[ドライウエル圧力]	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力 (常用計器) により代替監視可能			
								ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能			
								サブプレッション・チェンバール雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバール雰囲気温度及びサブプレッション・ブール水温度の変化により、サブプレッション・チェンバール圧力の代替監視可能			
								サブプレッション・ブール水温度	3	3	3	監視可能であればサブプレッション・チェンバール圧力 (常用計器) により代替監視可能			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		SBO
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等		
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
b. 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱	操作 (3 / 4)	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバール圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバール雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・ブール水温度	3	3	3	サブプレッション・ブール水温度の温度変化によりサブプレッション・チェンバール雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			サブプレッション・ブール水温度	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバール圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバール圧力によりサブプレッション・チェンバール雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			代替循環冷却系原子炉注水流	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバール雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバール雰囲気温度の温度変化によりサブプレッション・ブール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバール圧力、原子炉圧力容器温度、サブプレッション・ブール水温度により最終ヒートシンクによる冷却状態の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			代替循環冷却系ポンプ入口温度	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバール雰囲気温度	2	2	2	ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバール圧力、原子炉圧力容器温度、サブプレッション・ブール水温度により最終ヒートシンクによる冷却状態の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			残留熱除去系海水系系統流量 (A系のみ)	1	0	0	①	—	サブプレッション・チェンバール雰囲気温度	1	1	1	ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバール圧力、原子炉圧力容器温度、サブプレッション・ブール水温度により最終ヒートシンクによる冷却状態の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			残留熱除去系熱交換器入口温度 (A系のみ)	1	0	0	①	—	サブプレッション・ブール水温度	1	1	1	ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバール圧力、原子炉圧力容器温度、サブプレッション・ブール水温度により最終ヒートシンクによる冷却状態の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉圧力容器温度	4	4	4	ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバール圧力、原子炉圧力容器温度、サブプレッション・ブール水温度により最終ヒートシンクによる冷却状態の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバール圧力、原子炉圧力容器温度、サブプレッション・ブール水温度により最終ヒートシンクによる冷却状態の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サブプレッション・チェンバール雰囲気温度	1	1	1	ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバール圧力、原子炉圧力容器温度、サブプレッション・ブール水温度により最終ヒートシンクによる冷却状態の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サブプレッション・ブール水温度	1	1	1	ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバール圧力、原子炉圧力容器温度、サブプレッション・ブール水温度により最終ヒートシンクによる冷却状態の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
b. 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱	操作 (4 / 4)	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量により、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	サブプレッション・プール水位の代替監視可能	
									[サブプレッション・プール水位]	2	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	
		補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	監視パラメータ															SBO	
	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価				
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響						
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後					
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順																	
c. サプレッション・ブール水pH制御	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
		原子炉圧力容器内の温度		4	4	4	①	—	原子炉圧力	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
									原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能				
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1					
水源の確保			栗液タンク水位	1	1	1	③	サブレーション・ブール水pH制御設備の状態を確認するパラメータ	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	—			
									—	—	—	—	—				
操作	補機監視機能	栗液タンク圧力	1	1	1	③	サブレーション・ブール水pH制御設備の状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—			
		栗液タンク水位	1	1	1	③		—	—	—	—	—					

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO	
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後				SBO影響 負荷切り離し後
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉圧力	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能		
		原子炉圧力容器内の温度						①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉圧力容器温度	4	4	4				原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 残留熱除去系熱交換器入口温度	2 2 1 1 2	2 2 1 1 0	1 1 1 1 0		
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		ドライウエル圧力		1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									[ドライウエル圧力]	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力 (常用計器) により代替監視可能		
	原子炉格納容器内の圧力								ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		サブプレッション・チェンバ圧力		1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・ブール水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									[サブプレッション・チェンバ圧力]	2	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力 (常用計器) により代替監視可能		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	SBO影響 負荷切り離し後	
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	(a) 格納容器 圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温度	3	3	3	サブプレッション・プール水温度の温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉格納容器内の温度	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・プール水温度	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサブプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	判断基準 (2／3)	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量により、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			「サブプレッション・プール水位」	2	0	0	0	0	0	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・プール水位（常用計器）により、水位を推定する。	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後			
(a) 格納容器 圧力逃がし装置による格納 容器内の減圧 及び除熱（現 場操作）	原子炉格納 容器内の放射線 量率	格納容器雰囲気放射線 モニタ (D/W)	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニ タ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベ ルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
			格納容器雰囲気放射線 モニタ (S/C)	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニ タ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベ ルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
		ドライウエル圧力	1	1	1	①	－	サブプレッション・チェンバ ー圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測するこ とができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
			ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の変化によ り、ドライウエル圧力の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
	原子炉格納 容器内の圧力	サブプレッション・チェ ンバ圧力	1	1	1	①	－	【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力 （常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
			ドライウエル圧力	1	1	1	①	－	ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測するこ とができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
		サブプレッション・チェ ンバ圧力	1	1	1	①	－	サブプレッション・チェンバ ー雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 及びサブプレッション・プール水温度の 変化により、サブプレッション・チェン バ圧力の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
			【サブプレッション・チェン バ圧力】	2	0	0	①	－	サブプレッション・チェン バ圧力	2	0	0	監視可能であればサブプレッション・チ ェンバ圧力（常用計器）により代替監 視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
	原子炉格納 容器内の温度	ドライウエル雰囲気温 度	8	8	8	①	－	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッショ ン・チェンバ圧力の変化により、ドラ イウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
			サブプレッション・チェ ンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サブプレッション・チェンバ ー温度	3	3	3	変化によりサブプレッション・チェンバ 雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
サブプレッション・プー ール水温度		3	3	3	①	－	サブプレッション・チェンバ ー圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッ ション・チェンバ圧力によりサブプレッ ション・チェンバ雰囲気温度の代替監視 可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認		
		サブプレッション・プー ール水温度	2	2	2	①	－	サブプレッション・チェンバ ー雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 の温度変化によりサブプレッショ ン・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
								サブプレッション・チェンバ ー圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッ ション・チェンバ圧力によりサブプレッ ション・チェンバ雰囲気温度の代替監視 可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										抽出パラメータ				SBO
		分類	計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数		SBO影響		計器故障等		
					直後	SBO影響 負荷切り離し後				直後	SBO影響 負荷切り離し後					
(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	原子炉格納容器内の酸素濃度	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	-	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) または格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気（酸素）の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能			
									ドライウェル圧力	1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気（酸素）の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能			
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気（酸素）の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能			
									【格納容器内酸素濃度】	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能			
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	-	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) または格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気（酸素）の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能			
									ドライウェル圧力	1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気（酸素）の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能			
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気（酸素）の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能			
									【格納容器内酸素濃度】	2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用計器）により代替監視可能			
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プールの水位	1	1	1	①	-	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の注水量より、サブプレッション・プールの水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
									代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、サブプレッション・プールの水位の代替監視可能			
									ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッション・プールの水位の代替監視可能			
									サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッション・プールの水位の代替監視可能			
									【サブプレッション・プールの水位】	2	0	0	監視可能であればサブプレッション・プールの水位（常用計器）により代替監視可能			
	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋・原子炉建屋原子炉棟6階	原子炉建屋水素濃度	2	0	0	①	-	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	静的触媒式水素再結合器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
(a) 格納容器 圧力逃がし装置による格納 容器内の減圧及び除熱（現場操作）	最終ヒートシンキングの確保	最終ヒートシンキングの確保	フィルタ装置圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度、サブレーション・チェンバール雰囲気温度、ドライウエル圧力及びサブレーション・チェンバール圧力により、格納容器圧力逃がし装置による冷却の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									サブレーション・チェンバール雰囲気温度	2	2	2		
									ドライウエル圧力	1	1	1		
									サブレーション；チェンバール圧力	1	1	1		
									ドライウエル雰囲気温度	8	8	8		
									サブレーション・チェンバール雰囲気温度	2	2	2		
									ドライウエル圧力	1	1	1		
									サブレーション；チェンバール圧力	1	1	1		
									ドライウエル雰囲気温度	8	8	8		
									サブレーション・チェンバール雰囲気温度	2	2	2		
									ドライウエル圧力	1	1	1		
									サブレーション；チェンバール圧力	1	1	1		
	補機監視機能	補機監視機能	フィルタ装置入口水素濃度	2	0	0	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8		—
									サブレーション・チェンバール雰囲気温度	2	2	2		
									ドライウエル圧力	1	1	1		
									サブレーション；チェンバール圧力	1	1	1		
	モニタリング・ポスト	モニタリング・ポスト	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	2 1	2 1	2 1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8		—
									サブレーション・チェンバール雰囲気温度	2	2	2		
									ドライウエル圧力	1	1	1		
									サブレーション；チェンバール圧力	1	1	1		
	補機監視機能	補機監視機能	モニタリング・ポスト	4	4	0	③	原子炉建屋周辺の放射線量を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価			
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等		SBO		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響			
1.7.2.1. 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）															
(b) フィルタ装置スクラビング水補給	基準判断	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度、サブレーション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力及びサブレーション・チェンバ圧力により、格納容器圧力逃がし装置による最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
										サブレーション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力により、最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
										サブレーション；チェンバ圧力	1	1	1		
(c) 格納容器内の不活性ガス（窒素）置換	判断基準（1／2）	最終ヒートシンクの確保	残留熟除去系系統流量	2	0	0	①	－	原子炉圧力容器温度	8	8	8	原子炉圧力容器温度、サブレーション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル雰囲気温度及びサブレーション・プールの水温度により、最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
										サブレーション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		
										サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1		サブレーション・チェンバ圧力により、最終ヒートシンクの確保の代替監視可能
										サブレーション；チェンバ圧力	1	1	1		
		最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	1	1	1	①	－	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度、サブレーション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								サブレーション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2				
								原子炉圧力容器温度	8	8	8	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブレーション・チェンバ雰囲気温度及びサブレーション・プールの水温度により、最終ヒートシンクの確保の代替監視可能			
								ドライウエル雰囲気温度	2	2	2				
		最終ヒートシンクの確保	残留熟除去系海水系系統流量	2	0	0	①	－	サブレーション・チェンバ雰囲気温度	1	1	1	サブレーション・チェンバ雰囲気温度及びサブレーション・プールの水温度により、最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								サブレーション；チェンバ圧力	1	1	1				

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器		補助パラメータ分類	分類理由	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
				直後	負荷切り離した後				直後	負荷切り離した後			
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	(c) 格納容器内の不活性ガス(窒素)置換	最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	1	1	①	—	8	8	8	原子炉圧力容器温度、ドライウェル雰囲気温度、サプレッション・チェンバーステーション・プールの水温により、最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								2	2	2			
								1	1	1			
								1	1	1			
								2	2	2			
	操作	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	①	—	1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気 (酸素) の流入を把握し、酸素燃焼の可能性を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度 (常用計器) により代替監視可能		
								2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) または格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能		
								1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気 (酸素) の流入を把握し、酸素燃焼の可能性を代替監視可能		
								2	0	0	監視可能であれば格納容器内酸素濃度 (常用計器) により代替監視可能		

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ						評価								
		分類	抽出パラメータを計測する計器			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			計器故障等	SBO						
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 直後	計器数	直後			負荷切り離し後					
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	(d) フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能 ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認				
				原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバース圧力	1	1	1	1	1	1	1	1	監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
						1	1	1	1	1	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバース圧力（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
						1	1	1	1	1	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバース圧力（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
						1	1	1	1	1	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバース圧力（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
						1	1	1	1	1	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバース圧力（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
						1	1	1	1	1	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバース圧力（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
						1	1	1	1	1	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバース圧力（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
						1	1	1	1	1	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバース圧力（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
						1	1	1	1	1	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバース圧力（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
						1	1	1	1	1	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバース圧力（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
1	1	1	1	1	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバース圧力（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認						

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

監視パラメータ																
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価					
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	(d) フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	ドライウェル雰囲気温度、サブレーション・チェンバ雰囲気温度、ドライウェル圧力及びサブレーション・チェンバ圧力により、最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
	(e) フィルタ装置スクラビング水移送	判断基準	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度	1	1	1	①	－	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	ドライウェル雰囲気温度、サブレーション・チェンバ雰囲気温度、ドライウェル圧力及びサブレーション・チェンバ圧力により、最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
				フィルタ装置水位	2	2	2	①	－	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	ドライウェル雰囲気温度、サブレーション・チェンバ雰囲気温度、ドライウェル圧力及びサブレーション・チェンバ圧力により、最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

監視パラメータ																	
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価						
			計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO			
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄	最終ヒートシンクの確保の確保	①	2	2	2	①	-	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバース雰囲気温度，ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバース圧力により，最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認				
								サブプレッション・チェンバース雰囲気温度	2	2	2	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバース圧力により，最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								ドライウエル圧力	1	1	1	サブプレッション；チェンバース圧力	1	1	1	ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバース雰囲気温度，ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバース圧力により，最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サブプレッション；チェンバース圧力	1	1	1	サブプレッション・チェンバース雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバース圧力により，最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄	最終ヒートシンクの確保の確保	①	2	2	2	①	-	サブプレッション・チェンバース雰囲気温度	2	2	2	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバース圧力により，最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認				
								ドライウエル圧力	1	1	1	サブプレッション；チェンバース圧力	1	1	1	ドライウエル雰囲気温度，サブプレセッション・チェンバース雰囲気温度，ドライウエル圧力及びサブプレセッション・チェンバース圧力により，最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サブプレッション；チェンバース圧力	1	1	1	サブプレセッション・チェンバース雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル圧力及びサブプレセッション・チェンバース圧力により，最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サブプレセッション・チェンバース雰囲気温度	2	2	2	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル雰囲気温度，サブプレセッション・チェンバース雰囲気温度，ドライウエル圧力及びサブプレセッション・チェンバース圧力により，最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ																	

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
			計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後		
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 a、二次隔離弁操作室の正圧化	二次隔離弁操作室空気ポンプユニットによる二次隔離弁操作室の正圧化	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認	
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力	2	2	2	2	2	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能
				原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	2	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能
				原子炉水位 (SA広帯域)	4	4	4	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能
				原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	1	1	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能
		原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認
				[[ドライウエル圧力]]	2	0	0	0	0	監視可能であればドライウエル圧力 (常用計器) により代替監視可能				
				ドライウエル圧力	1	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能				
				サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・ブール水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能				
		サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・ブール水温度	3	3	3	監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能		
			[[サブプレッション・チェンバ圧力]]	2	0	0	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力 (常用計器) により代替監視可能					

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	評価	SBO
a. 二次隔離弁操作室空気がボンベユニットによる二次隔離弁操作室の正圧化	判断基準（2／3）	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温度	3	3	3	サブプレッション・プール水温度の温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ圧力	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・プール水温度	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサブプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量	2	2	2	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量の注水量より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽の水位変化より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	サブプレッション・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			[サブプレッション・プール水位]	2	0	0	①	—	[サブプレッション・プール水位]	2	0	0	監視可能であればサブプレッション・プール水位（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉建屋水素濃度・原子炉建屋原子炉棟6階	2	0	0	①	—	原子炉建屋水素濃度・原子炉建屋原子炉棟6階	4	4	4	静的触媒式水素再結合器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
a. 二次隔離弁操作室空気ポンプによる二次隔離弁操作室の正圧化	判断基準 (3 / 3)	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	原子炉圧力容器温度	4	4	4	原子炉圧力容器温度、ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースタブ温度及びサブプレッション・プールの水温度により、残留熱除去系による冷却の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									ドライウェル雰囲気温度	8	8	8			
									サブプレッション・チェンバースタブ温度	2	2	2			
									サブプレッション・プールの水温度	3	3	3			
		原子炉格納容器への注水量	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	1	1	1	①	－	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8	ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバースタブ温度により最終ヒートシンクの確保の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サブプレッション・チェンバースタブ温度	2	2	2			
			低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化により、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									サブプレッション・プールの水位	1	1	1	サブプレッション・プールの水位変化により低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能		
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－	－
操作	重要監視パラメータ, ②: 有効監視パラメータ, ③: 補助パラメータ	補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	
			消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	1	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			二次隔離弁操作室差圧	1	1	1	③	二次隔離弁操作室の陽圧化を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			空気ポンプベニユット流量	1	1	1	③		－	－	－	－	－		

①: 重要監視パラメータ, ②: 有効監視パラメータ, ③: 補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
1.8.2.1 ベデスタル（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順																
(1) ベデスタル（ドライウエル部）への注水																
a. 格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却	原子炉格納容器内の放射線量率		格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			原子炉圧力	2	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
	原子炉圧力容器内の温度		原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
				原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
				原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
				原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
	原子炉圧力容器内の水位		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	2	0	0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
				原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
				高圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
	原子炉圧力容器内の水位		原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
				原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
代替循環冷却系原子炉注水流量				3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認								
代替循環冷却系原子炉注水流量				1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認								
原子炉圧力				1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認								
原子炉圧力容器内の水位		原子炉水位 (SA燃料域)	3	3	3	①	—	原子炉圧力	3	0	0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
			原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認								
			代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認								
			代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認								
			原子炉圧力	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認								

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ																	
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価								
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO					
a. 格納容器下部注水系(常設)によるデブリ冷却	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認						
								原子炉水位 (広帯域)						原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位 (SA広帯域)						原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
								原子炉水位 (SA燃料域)							1	1	1		
								原子炉圧力容器温度							4	4	4		
								原子炉圧力							2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
	原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉水位 (広帯域)				－	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認						
			原子炉水位 (SA広帯域)	2	2	①		原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1								
			原子炉水位 (SA燃料域)						1	1	1								
			原子炉圧力容器温度						4	4	4								
	判断基準 (2 / 4)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	－	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認					
									ドライウエル雰囲気温度							8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能
									[ドライウエル圧力]							2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力 (常用計器) により監視可能
									ドライウエル圧力							1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能
	原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・ブール水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認						
								サブプレッション・ブール水温度							3	3	3		
								[サブプレッション・チェンバ圧力]							2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力 (常用計器) により監視可能	

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
a. 格納容器下部注水系(常設)によるデブリ冷却	原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバール雰囲気温度の代り、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバール雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温度	3	3	3	サブプレッション・プール水温度の温度変化によりサブプレッション・チェンバール雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・プール水温度	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバール水温度	2	2	2	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の解析結果により格納容器内水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	格納容器内が正圧であることを確認することにより空気 (酸素) の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器内水素濃度	2	0	0	監視可能であれば、格納容器内水素濃度 (常用計器) により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
a. 格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却	電源	275kV東海原子力線 1L, 2L 電圧	2	2	2	③	東海原子力線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		154kV原子力 1 号線電圧	1	1	1	③	原子力 1 号線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		M/C 2C 電圧	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		M/C 2D 電圧	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		P/C 2C 電圧	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		P/C 2D 電圧	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		制御棒位置指示	185	185	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
		水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
								常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
a. 格納容器下部注水系(常設)によるデブリ冷却	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温度	3	3	3	サブプレッション・プール水温度の温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・プール水温度	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・プール水温度	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサブプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・プール水温度	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器下部水位	5 2	5 2	5 2	①	—	低圧代替注水系格納容器下部注水量	1	1	1	低圧代替注水系格納容器下部注水量の注水量より、格納容器下部水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			低圧代替注水系格納容器下部注水量	5 2	5 2	5 2	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化により、格納容器下部水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			低圧代替注水系格納容器下部注水量	5 2	5 2	5 2	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化により、低圧代替注水系格納容器下部注水量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	代替監視可能

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
1.8.2.1 ベデスタル（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ベデスタル（ドライウエル部）への注水	b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却（淡水／海水）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	—	原子炉圧力	2	2	2	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能
									原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能
									原子炉水位（広帯域）	2	2	2	1	間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能
									原子炉水位（燃料域）	1	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	2	① ①	— —	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
									原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能
									高圧代替注水系系統流量	3	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能
低圧代替注水系原子炉注水流量	1								1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
代替循環冷却系原子炉注水流量	1								1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
原子炉隔離時冷却系系統流量	1								1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
高圧炉心スプレイ系系統流量	1								0	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（燃料域）	1	1	1	① ①	— —	残留熱除去系系統流量	3	0	0	0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
							原子炉水位（広帯域）	2	2	2	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	2	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
							高圧代替注水系系統流量	3	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	抽出パラメータを計測する計器		補助パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数		SBO影響		計器故障等	SBO
				直後	負荷切り離し後				直後	負荷切り離し後				
b. 格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却(淡水/海水)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉圧力	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	-	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
判断基準 (2 / 4)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能		
								【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力 (常用計器) により監視可能。		
								サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・ブール水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能		

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価			
		分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等	SBO	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響	バラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響			
b. 格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却(淡水/海水)	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	—	
		サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温度	3	3	3	サブプレッション・プール水温度の温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
		サブプレッション・プール水温度	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
		サブプレッション・プール水温度	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサブプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
		サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	—	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサブプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
		サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
		格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の解析結果により格納容器内水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
		格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認することにより空気 (酸素) の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
		格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認することにより空気 (酸素) の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
		格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	【格納容器内水素濃度】	2	0	0	監視可能であれば、格納容器内水素濃度 (常用計器) により監視可能。	監視事項は抽出パラメータにて確認		
判断基準 (3 / 4)	原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—	
			低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—	—

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
b. 格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却(淡水/海水)	電源		275kV東海原子力線1L, 2L電圧	2	2	2	③	東海原子力線1L, 2Lの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			154kV原子力1号線電圧	1	1	1	③	原子力1号線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			M/C 2C電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			M/C 2D電圧	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			P/C 2C電圧	1	1	1	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			P/C 2D電圧	1	1	1	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
		補機監視機能	制御棒位置指示	185	185	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	消火系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	1	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	1	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			水源の確保	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2		

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
b. 格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却(淡水/海水)	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温度	3	3	3	サブプレッション・プール水温度の温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・プール水温度	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・プール水温度	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサブプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・プール水温度	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器下部水位	5 2	5 2	5 2	①	—	低圧代替注水系格納容器下部注水量	1	1	1	低圧代替注水系格納容器下部注水量の注水量より、格納容器下部水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			低圧代替注水系格納容器下部注水量	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化により、格納容器下部水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器下部注水量	5 2	5 2	5 2	①	—	格納容器下部水位	5 2	5 2	5 2	格納容器下部水位の水位変化により、低圧代替注水系格納容器下部注水量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			低圧代替注水系格納容器下部注水量	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系格納容器下部注水量	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	計器故障等	SBO
c. 消火系によるデブリ冷却 1.8.2.1 ペデスタル（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ペデスタル（ドライウエル部）への注水		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—		格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力	4	4	①	—		原子炉圧力	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能
										原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能
										原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能
			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力	4	4	①	—		原子炉圧力	2	0	0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
										原子炉水位 (広帯域)	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能
										原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能
										残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	2	2	①	—		原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能
										低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能
										代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能
										原子炉圧力容器内注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能
										高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能
										残留熱除去系系統流量	3	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能
										低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (燃料域)	2	2	①	—		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
							原子炉圧力容器内注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
							残留熱除去系系統流量	3	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能			

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
c. 消火系によるデブリ冷却	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉圧力	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	－	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
判断基準 (2 / 4)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	－	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能		
								【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力 (常用計器) により監視可能。		
								ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能		
		サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・ブール水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								サブプレッション・ブール水温度	3	3	3			
								【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力 (常用計器) により監視可能。		
								サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能		
								サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・ブール水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能		
								サブプレッション・ブール水温度	3	3	3			

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO	
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後					
c. 消火系によるデブリ冷却	判断基準 (3 / 4)	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバール雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温度	3	3	3	サブプレッション・プール水温度の温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			サブプレッション・プール水温度	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
	原子炉格納容器内の水素濃度		格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) または格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の解析結果により格納容器内水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
	原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水量	1	1	1	①	—	—	【格納容器内水素濃度】	2	0	0	監視可能であれば、格納容器内水素濃度（常用計器）により監視可能。	—	

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価	
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等
c. 消火系によるデブリ冷却	電源	275kV東海原子力線1L, 2L電圧	2	2	2	③	東海原子力線1L, 2Lの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
		154kV原子力1号線電圧	1	1	1	③	原子力1号線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
		M/C 2C電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
		P/C 2C電圧	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
		M/C 2D電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
		P/C 2D電圧	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
	補機監視機能	制御棒位置指示	185	185	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
		常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—
		ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響	計器故障等	SBO
c. 消火系によるデブリ冷却	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温度	3	3	3	サブプレッション・プール水温度の温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・プール水温度	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレセッション・チェンバ圧力によりサブプレセッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレセッション・プール水温度	3	3	3	①	—	サブプレセッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレセッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサブプレセッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
操作	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器内の注水量	格納容器下部水位	5 2	5 2	5 2	①	—	低圧代替注水系格納容器下部注水量	1	1	1	低圧代替注水系格納容器下部注水量の注水量より、格納容器下部水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器下部水位	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化により、格納容器下部水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			低圧代替注水系格納容器下部注水量	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化により、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器下部水位	5 2	5 2	5 2	2	2	格納容器下部水位	5 2	5 2	5 2	格納容器下部水位の水位変化により、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
操作	補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
			ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確認状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後	SBO影響 負荷切り離し後	
d. 補給水系 によるデブリ 冷却	判断基準 (2 / 4)	原子炉圧 力容器内 の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	-	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
										原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
										原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
										原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
										原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉格 納容器内 の圧力	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	-	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
										原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
										原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
										原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
										原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉格 納容器内 の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ 圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
										ドライウエル雰囲気温度	8	8	8		ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能
							【ドライウエル圧力】		2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力 (常用計器) により監視可能。			
							ドライウエル圧力		1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能			
							サブプレッション・チェンバ 雰囲気温度		2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・ブール水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能			
							サブプレッション・ブール水 温度		3	3	3				
					【サブプレッション・チェンバ 圧力】	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力 (常用計器) により監視可能。						

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	SBO影響 負荷切り離し後	
d. 補給水系 によるデブリ 冷却	判断基準（3／4）	原子炉格 納容器内 の温度	ドライウエル雰囲気 温度	8	8	8	①	－	ドライウエル圧力 サブレーション・チェンバ 圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブレーション・ チェンバ圧力の変化により、ドラ イウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
			サブレーション・チ ェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サブレーション・プール水 温度	3	3	3	サブレーション・チェンバ温度の温 度変化によりサブレーション・チェ ンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
									サブレーション・チェンバ 圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブレッ ション・チェンバ圧力によりサブレッ ション・チェンバ雰囲気温度の代替監視 可能	
			サブレーション・ブ ール水温度	3	3	3	①	－	サブレーション・チェンバ 雰囲気温度	2	2	2	サブレーション・チェンバ雰囲気温度 の温度変化によりサブレーション・ブ ール水温度の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
									サブレーション・チェンバ 圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブレッ ション・チェンバ圧力によりサブレッ ション・プール水温度の代替監視可能	
									格納容器雰囲気放射線モニ タ (D/W)	2	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ま たは格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)の解析結果により格納容器内水 素濃度の代替監視可能
	原子炉格 納容器内 の水素濃 度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	－	格納容器雰囲気放射線モニ タ (S/C)	2	2	2	2	格納容器内が正圧であることを確認す ることにより空気（酸素）の流入を把 握し、水素燃焼の可能性を代替監視可 能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
									ドライウエル圧力	1	1	1	1	
									サブレーション・チェンバ 圧力	1	1	1	1	
		原子炉格 納容器へ の注水量	1	1	1	①	－	－	2	0	0	0	監視可能であれば、格納容器内水素濃 度（常用計器）により監視可能。	－

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対応に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					監視パラメータ					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
d. 補給水系によるデブリ冷却	電源		275kV東海原子力線L, 2 L電圧	2	2	2	③	東海原子力線1L, 2Lの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			154kV原子力1号線電圧	1	1	1	③	原子力1号線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			M/C 2 C電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			P/C 2 C電圧	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			M/C 2 D電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			P/C 2 D電圧	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			制御棒位置指示	185	185	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—
			消火系ポンプ吐出ベッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
d. 補給水系によるデブリ冷却	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	—	サブプレッション・プール水温度	3	3	3	サブプレッション・プール水温度の温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・チェンバ圧力	2	2	2	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレセッション・チェンバ圧力によりサブプレセッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・プール水温度	3	3	3	①	—	サブプレセッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレセッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサブプレセッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	5 2	5 2	5 2	①	—	低圧代替注水系統格納容器下部注水量	1	1	1	低圧代替注水系統格納容器下部注水量の注水量より、格納容器下部水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化により、格納容器下部水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化により、低圧代替注水系統格納容器下部注水量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		補機監視機能	補給水系系統圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価			
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					計器故障等	SBO	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後			
1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水	a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	1								
				原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1								
				原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1								
			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0			残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能						
				原子炉圧力 (SA)	2	2	2			直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能					
		判断基準 (1/3)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1							
原子炉水位 (SA広帯域)	1				1	1									
原子炉水位 (SA燃料域)	1				1	1									
原子炉圧力容器温度	4			4	4										
	原子炉圧力			2	2	1	①	—	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能						
		原子炉水位 (広帯域)	2	2	1										
		原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能							
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1									
			原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1									
			原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1									

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ									
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価
			計器名称	計器数	直後	負荷切り離した後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離した後	
a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水	判断基準 (2 / 3)	原子炉圧力容器への注水の注水量	高圧炉心スプレイス 系統流量	1	0	0	①	—	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、高圧炉心スプレイス系統流量の代替監視可能
			給水流量	1	0	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧炉心スプレイス系統流量の代替監視可能
			275kV東海原子力線 1 L, 2 L電圧	2	2	2	③	東海原子力線 1L, 2Lの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—
			154kV原子力1号線 電圧	1	1	1	③	原子力1号線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—
			M/C 2 C電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—
		電源	P/C 2 C電圧	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—
			M/C 2 D電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—
			P/C 2 D電圧	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水	補機監視機能		高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	1	0	0	①	—	—	—	—	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
			給水系ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
	判断基準 (3 / 3) 水源の確保		サプレッション・プール水位		1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイス系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイス系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
									高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
									残留熱除去系系統流量	3	0	0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
									低圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
									代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
									原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
									高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	1	0	0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	1	0	0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水	操作 (1 / 2)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熟除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0		
									残留熟除去系系統流量	3	0	0		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	①	—	低圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
			原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熟除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	残留熟除去系系統流量	3	0	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0		
									原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

監視パラメータ													
項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		SBO	
		計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等			
a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水	原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	-	サブレーション・プール水位				サブレーション・プール水位の水位変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能 崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位 (広帯域)					
								原子炉水位 (燃料域)					
								原子炉水位 (SA広帯域)					
	補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	-	-	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブレーション・プールの水位が確保されていることを監視可能					
								高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブレーション・プールの水位が確保されていることを監視可能					
	水源の確保	サブレーション・プール水位	1	1	1	①	-	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力				常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブレーション・プールの水位が確保されていることを監視可能	
								代替循環冷却系ポンプ吐出圧力					
								原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力					
								高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力					
								残留熱除去系ポンプ吐出圧力					
								低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力					
								サブレーション・プール水位					
								監視可能であれば、サブレーション・プール水位 (常用計器) により監視可能					
復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	-	-	監視可能であれば、サブレーション・プール水位 (常用計器) により監視可能						
							監視可能であれば、サブレーション・プール水位 (常用計器) により監視可能						

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価					
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					計器故障等	SBO			
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後					
1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 b. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	原子炉格納容器内の放射線量率	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認	監視事項は抽出パラメータにて確認			
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認		監視事項は抽出パラメータにて確認		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力							原子炉圧力	2	2	1		飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				原子炉圧力 (SA)								原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	
				原子炉水位 (広帯域)								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	
				原子炉水位 (燃料域)								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	
				原子炉水位 (SA広帯域)								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	
				原子炉水位 (SA燃料域)								原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力容器内の圧力	残留熱除去系熱交換器入口温度							残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認	監視事項は抽出パラメータにて確認	
				原子炉圧力 (SA)								原子炉圧力 (SA)	2	2	2		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
原子炉水位 (広帯域)										原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能			
原子炉水位 (燃料域)										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能			
		原子炉水位 (SA広帯域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
		原子炉水位 (SA燃料域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力の代替監視可能				
		原子炉圧力容器温度							原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
		原子炉圧力							原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
		原子炉水位 (広帯域)							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
		原子炉水位 (燃料域)							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能				
		原子炉水位 (SA広帯域)							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
		原子炉水位 (SA燃料域)							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力の代替監視可能			
		原子炉圧力容器温度							原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
		原子炉圧力							原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		
		分類	抽出パラメータを計測する計器					補助パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		計器故障等	SBO
			計器数	SBO影響 直後	負荷切り離した後	パラメータ 分類	抽出パラメータを計測する計器				直後	負荷切り離した後		
1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水	b．高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイス 系統流量	1	0	0	①	—	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水 位変化より、高圧炉心スプレイ系 系統流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
原子炉圧力容器への注水量				1	0	0	③	給復水系の運転 状態を確認する パラメータ	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、高圧炉心スプ レイ系系統流量の代替監視可能	
給水流量				1	0	0	③	給復水系の運転 状態を確認する パラメータ	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、高圧炉心スプ レイ系系統流量の代替監視可能	
原子炉隔離時冷却系 系統流量				1	1	1	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、高圧炉心スプ レイ系系統流量の代替監視可能	
電源		275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧	2	2	2	③	東海原子力線 1L, 2Lの受電状態 を確認するパラ メータ	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水 位変化より、原子炉隔離時冷却系 系統流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
			154kV原子力 1 号線電 圧	1	1	1	③	原子力 1 号線の受 電状態を確認す るパラメータ	原子炉水位（広帯域）	2	2	1		崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、原子炉隔離時 冷却系系統流量の代替監視可能
			M/C 2 C 電圧	1	1	1	③	非常用 M / C の 受電状態を確認 するパラメータ	原子炉水位（燃料域）	2	2	1		崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、原子炉隔離時 冷却系系統流量の代替監視可能
			P/C 2 C 電圧	1	1	1	③	非常用 P / C の 受電状態を確認 するパラメータ	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、原子炉隔離時 冷却系系統流量の代替監視可能
			M/C 2 D 電圧	1	1	1	③	非常用 M / C の 受電状態を確認 するパラメータ	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、原子炉隔離時 冷却系系統流量の代替監視可能
			P/C 2 D 電圧	1	1	1	③	非常用 P / C の 受電状態を確認 するパラメータ	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、原子炉隔離時 冷却系系統流量の代替監視可能

判断基準（2／3）

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後			SBO影響 負荷切り離し後
b. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	補機監視機能		高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			給水系ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	
	水源の確保								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉心スプレイスポンプ、高圧炉心スプレイス系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイス系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	—
									代替循環冷却系原子炉注水流	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイス系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイス系系統流量	1	0	0		
									常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイスポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイスポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	—
							代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1				
								原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
								高圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
								残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
								低圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力	1	0	0			
								[サブプレッション・プール水位]	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・プール水位（常用計器）により監視可能	—	

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	SBO影響 負荷切り離した後	
b. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	操作 (1 / 2)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広 帯 域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	SBO
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
			代替循環冷却系原子炉注水流量	2	2	1	①	—	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	1	1	1	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			原子炉隔離時冷却系系統流量	2	2	1	①		原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	1	1	1		
			高圧炉心スプレイ系系統流量	2	2	1	①		原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	1	0	0		
			残留熱除去系系統流量	2	2	1	①		原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	1	0	0		
			低圧炉心スプレイ系系統流量	1	1	0	0	—	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	3	0	0	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			原子炉水位 (広 帯 域)	1	1	1	①		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	2	2	1		
			原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	①		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	2	2	1		
			高圧代替注水系系統流量	1	1	1	①		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	1	1	1		
			代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	3	3	3	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①		原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	1	1	1		
高圧炉心スプレイ系系統流量	1	1	1	①	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	1	0		0					
残留熱除去系系統流量	1	1	1	①	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	3	0		0					
低圧炉心スプレイ系系統流量	1	1	0	0	—	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	1	0	0	監視事項は抽出パラメータにて確認				
原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	2	2	2					
原子炉水位 (広 帯 域)	2	2	1	①		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	2	2	1					
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	2	2	1					
原子炉圧力	2	2	1	①	—	飽和温度 (圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能)	1	1	1	監視事項は抽出パラメータにて確認				
原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	①		飽和温度 (圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能)	1	1	1					
原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	①		飽和温度 (圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能)	1	1	1					
原子炉圧力容器温度	4	4	4	①		飽和温度 (圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能)	4	4	4					
原子炉圧力容器内の圧力	2	2	2	①	—	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	2	2	2	監視事項は抽出パラメータにて確認				
原子炉水位 (広 帯 域)	2	2	1	①		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	2	2	1					
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	2	2	1					
原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	①		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	1	1	1					
原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	2	2	2	監視事項は抽出パラメータにて確認				
原子炉水位 (広 帯 域)	2	2	1	①		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	2	2	1					
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	2	2	1					
原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	①		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	1	1	1					
原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	—	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	4	4	4	監視事項は抽出パラメータにて確認				
原子炉圧力容器温度	4	4	4	①		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	4	4	4					
原子炉圧力容器温度	4	4	4	①		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	4	4	4					
原子炉圧力容器温度	4	4	4	①		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	4	4	4					

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
b. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	補機監視機能	原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系流量	1	1	1	①	-	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
	補機監視機能	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	1	-	-	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		-
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイス系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイス系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	
	水源の確保	サブプレッション・プール水位	1	1	1	1	①	-	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイス系系統流量	1	0	0		
									残留熱除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイス系系統流量	1	0	0		
操作 (2 / 2)	高圧代替注水系	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	①	-	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイスポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイスポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プールの水位が確保されていることを監視可能	-	
								代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
								原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1			
								高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	1	0	0			
								残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0			
操作 (2 / 2)	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	【サブプレッション・プール水位】	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・プール水位 (常用計器) により監視可能	-	
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1			
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			
								原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																											
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水	c. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																											
				格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①		—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2			2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
					原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2		2	2	2			2	2	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
					原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2		2	2	2			2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	2		2	2	2			2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
					原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1		1	1	1			1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
					原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	1		1	1	1			1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
			原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
					原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2		2	2	2			2	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の圧力の代替監視可能																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
原子炉水位 (燃料域)	2	2			2	2	2	2	2		2	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の圧力の代替監視可能																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
原子炉水位 (SA広帯域)	1	1			1	1	1	1	1		1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の圧力の代替監視可能																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									</

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価			
			計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	給復水系の運転 状態を確認する パラメータ	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離した後						直後	負荷切り離した後			
1. 1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 c. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	原子炉圧力容器への注水	判断基準（2／3）	給水流速	1	0	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
				高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0	①	—	—	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、高圧炉心スプレイス系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
					原子炉水位（広帯域）	2	2	2	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧炉心スプレイス系統流量の代替監視可能			
					原子炉水位（燃料域）	2	2	2	1	1	1	1				
					原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	1	1	1	1				
			原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	1	1	1	1						
			低圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0	①	—	—	—	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、低圧炉心スプレイス系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				原子炉水位（広帯域）	2	2	2	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧炉心スプレイス系統流量の代替監視可能				
				原子炉水位（燃料域）	2	2	2	1	1	1	1					
				原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	1	1	1	1					
				原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	1	1	1	1					
			残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	—	—	—	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				原子炉水位（広帯域）	2	2	2	1	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能				
				原子炉水位（燃料域）	2	2	2	1	1	1	1					
				原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	1	1	1	1					
原子炉水位（SA燃料域）	1	1		1	1	1	1	1								

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後	SBO影響 負荷切り離し後
c. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	電源	275kV東海原子力線1 L, 2 L電圧	2	2	2	③	東海原子力線1L, 2Lの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
		154kV原子力1号線電圧	1	1	1	③	原子力1号線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
		M/C 2 C電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
		P/C 2 C電圧	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
		M/C 2 D電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
		P/C 2 D電圧	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
		給水系ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
		高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	補機監視機能	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	3 2 1 2	3 2 1 2	3 2 1 2	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能 代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				1	1	2	—	—	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
c. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
			原子炉圧力容器内の水位	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熟除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熟除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
			原子炉圧力	2	2	1	①	－	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熟除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熟除去系系統流量	3	0	0		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	2	①	－	低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（SA）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
			原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	－	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
									原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
			原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	－	原子炉水位（広帯域）	2	2	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
									原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

監視パラメータ																			
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価						
			計器名称	計器数	直後	SBO影響	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響							
c. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	操作（2／2）	原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認					
															原子炉水位（広帯域）	2	2	1	1
															原子炉水位（燃料域）	2	2	1	1
															原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	1
		原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	1													
水源の確保	補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	2	2	2	－	－	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認					
															低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	
															低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	1
															常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	2

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価				
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO			
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後					
1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水	d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
				格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①		—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2			2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能
			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	—	原子炉圧力	2	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
										原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2			スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能
										原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1			
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1			
										原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1			
										原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	1			
			原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	2	0	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
										原子炉圧力 (SA)						2	2
	原子炉水位 (広帯域)	2								2						2	1
原子炉水位 (燃料域)	2	2								2						1	
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	2	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認				
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	1						
							原子炉圧力容器温度	4	4	4	4						
							原子炉圧力	2	2	2	1						

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）	原子炉圧力容器への注水量		給水流	1	0	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			高圧炉心スプレイス	1	0	0	①	—	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水	監視事項は抽出パラメータにて確認
			高圧炉心スプレイス	1	0	0	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	位置変化より、高圧炉心スプレイス	
			高圧炉心スプレイス	1	0	0	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	系統流量の代替監視可能	
			高圧炉心スプレイス	1	0	0	①	—	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子	
			高圧炉心スプレイス	1	0	0	①	—	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	炉水位の変化より、高圧炉心スプレ	監視事項は抽出パラメータにて確認
			高圧炉心スプレイス	1	0	0	①	—	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	レイ系系統流量の代替監視可能	
			低圧炉心スプレイス	1	0	0	①	—	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水	
			低圧炉心スプレイス	1	0	0	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	位置変化より、低圧炉心スプレ	
			低圧炉心スプレイス	1	0	0	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			低圧炉心スプレイス	1	0	0	①	—	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子	
			低圧炉心スプレイス	1	0	0	①	—	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	炉水位の変化より、低圧炉心スプレ	
			低圧炉心スプレイス	1	0	0	①	—	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	レイ系系統流量の代替監視可能	
原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量		残留熱除去系系統流	3	0	0	①	—	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水	監視事項は抽出パラメータにて確認
			残留熱除去系系統流	3	0	0	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	位置変化より、残留熱除去系	
			残留熱除去系系統流	3	0	0	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子	
			残留熱除去系系統流	3	0	0	①	—	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	炉水位の変化より、残留熱除去系	
			残留熱除去系系統流	3	0	0	①	—	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			低圧代替注水系原子	3	3	3	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水	
			低圧代替注水系原子	3	3	3	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	位置変化より、低圧代替注水系原子	
			低圧代替注水系原子	3	3	3	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子	
			低圧代替注水系原子	3	3	3	①	—	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	炉水位の変化より、低圧代替注水系	監視事項は抽出パラメータにて確認
			低圧代替注水系原子	3	3	3	①	—	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	原子炉注水流量の代替監視可能	
			代替循環冷却系原子	1	1	1	①	—	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水	
			代替循環冷却系原子	1	1	1	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	位置変化より、代替循環冷却系原子	
①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ			代替循環冷却系原子	1	1	1	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子	監視事項は抽出パラメータにて確認
			代替循環冷却系原子	1	1	1	①	—	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	炉水位の変化より、代替循環冷却系	
			代替循環冷却系原子	1	1	1	①	—	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	原子炉注水流量の代替監視可能	

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					監視パラメータ			評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後	
d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）	電源		275kV東海原子力線1 L, 2 L 電圧	2	2	③	東海原子力線1L, 2Lの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			154kV原子力1号線電圧	1	1	③	原子力1号線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			M/C 2 C 電圧	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			P/C 2 C 電圧	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			M/C 2 D 電圧	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			P/C 2 D 電圧	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			給水系ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—
	補機監視機能		低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—
			消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

判断基準（3／4）

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）	判断基準（4／4）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）						常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
									原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
				2	2	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
				2	2	1	①	－	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉隔離開時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
					残留熱除去系系統流量	3	0	0						
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）						低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1			
			1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3			
			1	1	1	①	－	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1			
								原子炉隔離開時冷却系系統流量	1	1	1			
								高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
								残留熱除去系系統流量	3	0	0			
								低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	計器故障等	SBO
d．低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）	操作（2／2）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
									原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉圧力	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認						
			原子炉水位（広帯域）	2	2	1								
			原子炉水位（燃料域）	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能							
			原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1								
原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1			原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉圧力容器温度	4	4	4			原子炉圧力容器温度	4	4	4		
			代替淡水貯槽水位	1	1	1			代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
			原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	－	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
			原子炉水位（燃料域）	2	2	2			原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
			原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1			原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
水源の確保	水源の確保	水源の確保	低圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1			低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	代替淡水貯槽水位	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
									代替淡水貯槽水位	1	1	1		
									代替淡水貯槽水位	2	2	2		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

項目		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
対応手段	分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
				直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
e. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	2 2 1 1	2 2 1 1	2 2 1 1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	2 2 1 1	2 2 1 1	2 2 1 1	①	—	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	2 2 1 1	2 2 1 1	1 1 1 1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	2 2 1 1	2 2 1 1	2 2 1 1	①	—	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	2 2 1 1	2 2 1 1	1 1 1 1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
			原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	2 2 1 1	2 2 1 1	2 2 1 1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器数	計器名称	計器数	SBO影響 直後	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
e. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	判断基準 (2 / 3)	原子炉圧力容器への注水量	給水流速	1	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	1	—	—	—	—	—	—
			高圧炉心スプレレイ系系統流量	1	0	①	—	2	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、高圧炉心スプレレイ系 系統流量の代替監視可能	監視事項 は抽出パ ラメータ にて確認
			低圧炉心スプレレイ系系統流量	1	0	①	—	2	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、高圧炉心スプレ レイ系系統流量の代替監視可能	監視事項 は抽出パ ラメータ にて確認
			残留熱除去系系統流量	3	0	①	—	2	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、低圧炉心スプレ レイ系系統流量の代替監視可能	監視事項 は抽出パ ラメータ にて確認
			低圧代替注水系原子炉注水流速	3	3	①	—	2	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、残留熱除去系 系統流量の代替監視可能	監視事項 は抽出パ ラメータ にて確認
			275kV東海原子力線1L, 2L電圧	2	2	③	東海原子力線1L, 2Lの受電状態を確認するパラメータ	1	代替淡水貯槽水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、低圧代替注水系原子 炉注水流速の代替監視可能	監視事項 は抽出パ ラメータ にて確認
			154kV原子力1号線電圧	1	1	③	原子力1号線の受電状態を確認するパラメータ	2	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、低圧代替注水系 原子炉注水流速の代替監視可能	監視事項 は抽出パ ラメータ にて確認
			M/C 2C電圧	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	1	原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、低圧代替注水系 原子炉注水流速の代替監視可能	監視事項 は抽出パ ラメータ にて確認
			P/C 2C電圧	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	2	原子炉水位 (SA広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、低圧代替注水系 原子炉注水流速の代替監視可能	監視事項 は抽出パ ラメータ にて確認
			M/C 2D電圧	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	1	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、低圧代替注水系 原子炉注水流速の代替監視可能	監視事項 は抽出パ ラメータ にて確認
			P/C 2D電圧	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	1	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、低圧代替注水系 原子炉注水流速の代替監視可能	監視事項 は抽出パ ラメータ にて確認
			電源	1	1	③	確認するパラメータ	1	—	—	—	—	—	—
				1	1	③	確認するパラメータ	1	—	—	—	—	—	—
				1	1	③	確認するパラメータ	1	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
e. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	操作 (1 / 2)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熟除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									残留熟除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
									低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
									残留熟除去系系統流量	3	0	0		
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
			原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
									原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO	
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後				SBO影響 負荷切り離し後
e. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	①	-	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
								原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能			
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1				
								原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1				
								原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1				
	補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	-	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイス系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイス系の流量から各系統が正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブレーション・プールの水位が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
								代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1				
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1				
								高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0				
								残留熱除去系系統流量	3	0	0				
操作（2／2）	水源の確保	サブレーション・プール水位	1	1	1	①	-	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイスポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイスポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブレーション・プール水位が確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
								代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1				
								原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1				
								高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	1	0	0				
								残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0				
		低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	1	0	0	0	0	サブレーション・プール水位	2	0	0	監視可能であれば、サブレーション・プール水位（常用計器）により監視可能			

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					計器故障等	SBO
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	負荷切り離し後		
f. 消火系による原子炉圧力容器への注水 1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	1		原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	能	
	判断基準（1／3）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	4	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				原子炉圧力	2	2	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
				原子炉圧力	2	2	2	2	1	能		監視事項は抽出パラメータにて確認		
				原子炉圧力	2	2	2	2	1	能		監視事項は抽出パラメータにて確認		
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	4	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			原子炉圧力	2	2	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認				
			原子炉圧力	2	2	2	2	1	能		監視事項は抽出パラメータにて確認			
			原子炉圧力	2	2	2	2	1	能		監視事項は抽出パラメータにて確認			

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
f. 消火系による原子炉圧力容器への注水	原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	給水流速	1	0	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			高圧炉心スプレイスシステム流量	1	0	0	①	—	サブプレッション・プールの水位	1	1	1	サブプレッション・プールの水位変化より、高圧炉心スプレイスシステム流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			低圧炉心スプレイスシステム流量	1	0	0	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧炉心スプレイスシステム流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			残留熱除去系システム流量	3	0	0	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧炉心スプレイスシステム流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			低圧代替注水水系原子炉注水流量	3	3	3	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	サブプレッション・プールの水位変化より、低圧代替注水水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	①	—	サブプレッション・プールの水位	1	1	1	サブプレッション・プールの水位変化より代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	監視パラメータ						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		評価				
			計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	SBO影響 負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
f. 消火系による原子炉圧力容器への注水	判断基準 (3 / 3)	電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧	2	2	③	東海原子力線 1L, 2Lの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
			154kV原子力1号線 電圧	1	1	③	原子力1号線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
			M/C 2 C 電圧	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
			P/C 2 C 電圧	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
			M/C 2 D 電圧	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
			P/C 2 D 電圧	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
			給水系ポンプ吐出 ヘッド圧力	1	1	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	
			高圧炉心スプレイ 系ポンプ吐出圧力	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			低圧炉心スプレイ 系ポンプ吐出圧力	1	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			残留熱除去系ポン プ吐出圧力	3	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
		補機監視 機能	常設低圧代替注水 系ポンプ吐出圧力	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			代替循環冷却系ボ ンプ吐出圧力	1	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			ろ過水貯蔵タンク 水位	1	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			水源の確保												

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
				直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
f. 消火系による原子炉圧力容器への注水	操作 (1 / 2)	原子炉圧力容器内の水位	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位 (燃料域)	1	1	1		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
								低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
								代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
								高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
								残留熱除去系系統流量	3	0	0		
								低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
								低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
								代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
								高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
								残留熱除去系系統流量	3	0	0		
								低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
		原子炉圧力容器内の圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
								原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	4	4	4		
								原子炉圧力	2	2	1		
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
								原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
								原子炉圧力容器温度	4	4	4		
								原子炉圧力	2	2	1		
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
								原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価					
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後			SBO影響 負荷切り離した後			
f. 消火系による原子炉圧力容器への注水	操作（2／2）	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量（B系のみ）	1	0	0	①	－	サブレーション・プール水位	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、残留熱除去系系統流 量の代替監視可能	SBO				
														原子炉水位（広帯域）	2	2	1
														原子炉水位（燃料域）	2	2	1
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	－				
														原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1
		水源の確保（保）	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－				

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

監視パラメータ																						
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価									
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後										
1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 g. 補給水系 による原子炉 圧力容器への 注水	原子炉圧力容器内の圧力の注水	原子炉圧力容器内の圧力	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認								
															格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
																格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器内の温度	4	4	①	—	原子炉圧力	2	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認						
																	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
																	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2		
																	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		
																	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
																	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器内の温度	4	4	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
																残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認						
原子炉水位 (広帯域)	2	2															2	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
原子炉水位 (燃料域)	2	2															2					
原子炉水位 (SA広帯域)	1	1															1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
原子炉水位 (SA燃料域)	1	1															1					
原子炉圧力容器温度	4	4															4					
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (広帯域)	2	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認									
														原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
														原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
														原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1					
原子炉圧力容器温度	4	4	4																			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
補給水系による原子炉圧力容器への注水	原子炉圧力容器への注水量	原子炉圧力容器への注水量	給水流速	1	0	0	③	給復水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			高圧炉心スプレイスシステム流量	1	0	0	①	—	サブプレッション・プールの水位	1	1	1	サブプレッション・プールの水位変化より、高圧炉心スプレイスシステム流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			低圧炉心スプレイスシステム流量	1	0	0	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧炉心スプレイスシステム流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			残留熱除去系システム流量	3	0	0	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧炉心スプレイスシステム流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			低圧代替注水系原子炉注水流速	3	3	3	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	サブプレッション・プールの水位変化より、低圧代替注水系原子炉注水流速の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			代替循環冷却系原子炉注水流速	1	1	1	①	—	サブプレッション・プールの水位	1	1	1	サブプレッション・プールの水位変化より代替循環冷却系原子炉注水流速の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉圧力容器への注水量	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧炉心スプレイスシステム流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			低圧炉心スプレイスシステム流量	1	0	0	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧炉心スプレイスシステム流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			残留熱除去系システム流量	3	0	0	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	サブプレッション・プールの水位変化より、残留熱除去系システム流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			低圧代替注水系原子炉注水流速	3	3	3	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	サブプレッション・プールの水位変化より、低圧代替注水系原子炉注水流速の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			代替循環冷却系原子炉注水流速	1	1	1	①	—	サブプレッション・プールの水位	1	1	1	サブプレッション・プールの水位変化より代替循環冷却系原子炉注水流速の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉圧力容器への注水量	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧炉心スプレイスシステム流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			低圧炉心スプレイスシステム流量	1	0	0	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧炉心スプレイスシステム流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					監視パラメータ			評価			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	計器故障等	SBO
g. 補給水系 による原子炉 圧力容器への 注水	判断基準 (3 / 3)	電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧	2	2		③	東海原子力線 1L, 2Lの受電状 態を確認するパ ラメータ	—	—	—	—	—	
			154kV原子力1号線 電圧	1	1		③	原子力1号線の 受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—	
			M/C 2 C電圧	1	1		③	非常用M/Cの 受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—	
			P/C 2 C電圧	1	1		③	非常用P/Cの 受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—	
			M/C 2 D電圧	1	1		③	非常用M/Cの 受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—	
			P/C 2 D電圧	1	1		③	非常用P/Cの 受電状態を確認 するパラメータ	—	—	—	—	—	
			給水系ポンプ吐出 ヘッド圧力	1	1	0	③	給復水系の運転 状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—	
			高圧炉心スブレイ 系ポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	
			低圧炉心スブレイ 系ポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	
			残留熱除去系ポン プ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	
			常設低圧代替注水 系ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	
			代替循環冷却系ボ ンプ吐出圧力	1	1	1	—	—	—	—	—	—	—	
			消火系ポンプ吐出 ヘッド圧力	1	1	0	③	消火系の運転状 態を確認するパ ラメータ	—	—	—	—	—	
			復水貯蔵タンク水 位	2	0	0	③	代替淡水源の確 保状態を確認す るパラメータ	—	—	—	—	—	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価	
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					SBO
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	負荷切り離し後	
e.g. 補給水系 による原子炉 圧力容器への 注水	操作 (1 / 2)	原子炉圧 力容器内 の水位	原子炉水位 (広帯 域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
			原子炉水位 (燃料 域)	2	2	1	①		原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	
									低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	
									残留熱除去系系統流量	3	0	0	
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	
									低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	
									代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	
									高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	
									残留熱除去系系統流量	3	0	0	
									低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	
		原子炉圧 力容器内 の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	
									原子炉圧力容器温度	4	4	4	
									原子炉圧力	2	2	1	
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	
								—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
									原子炉圧力容器温度	4	4	4	

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価			
		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
		分類	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後			SBO影響 負荷切り離した後	
g. 補給水系 による原子炉 圧力容器への 注水	操作 (2 / 2)	原子炉圧 力容器へ の注水量	残留熱除去系系統流 量 (B系のみ)	1	0	0	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	計器故障等	サブレーション・プール水位の水 位変化より、残留熱除去系系統流 量の代替監視可能	SBO
		補機監視 機能	復水移送ポンプ吐出 ヘッド圧力	1	1	0	③	補給水系の運転 状態を確認する パラメータ	—	—	—	—	—	—	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、残留熱除去系 系統流量の代替監視可能
水源の確 保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確 保状態を確認す るパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

監視パラメータ																
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
1.8.2.2 溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水	h. ほう酸注入系による原子炉圧力容器へのほう酸注入	原子炉圧力容器内の放射線の量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)			2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
原子炉圧力容器内の温度			4	4	①	—		原子炉圧力	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能				
								原子炉圧力 (SA)	2	2	2					
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1					
								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1					
原子炉水位 (SA燃料域)			1	1	1			残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能				
電源			275kV東海原子力線 1L, 2L 電圧	2	2	2	③	東海原子力線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—			
			154kV原子力 1 号線電圧	1	1	1	③	原子力 1 号線の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—			
			M/C 2 C 電圧	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—			
			P/C 2 C 電圧	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—			
			M/C 2 D 電圧	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—			
			P/C 2 D 電圧	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—			
			ほう酸水貯蔵タンク液位	1	0	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—			
			判断基準													

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ											
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後
h. ほう酸注入系による原子炉圧力容器へのほう酸注入	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	SBO
								原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
								低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
		代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能							
		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1								
		高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0								
		残留熱除去系系統流量	3	0	0								
	低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0									
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
								低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
		代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能							
		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1								
		高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0								
残留熱除去系系統流量		3	0	0									
低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0										
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	2	2	1	①	－	原子炉圧力（SA）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1			
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1			
	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能								
	原子炉圧力容器温度	4	4	4									
	原子炉圧力	2	2	1									
	原子炉水位（広帯域）	2	2	1									
原子炉水位（燃料域）	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能									
原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1										
原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1										
原子炉圧力容器温度	4	4	4										

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ									
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 負荷切り離し後
h. ほう酸注入系による原子炉圧力容器へのほう酸注入	操作 (2 / 2)	補機監視機能	ほう酸水注入系系統圧力	1	0	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—
			ほう酸水注入ポンプ吐出圧力	1	0	0	③		—	—	—
		水源の確保	ほう酸水貯蔵タンク液位	1	0	0	③		—	—	—

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価	SBO	
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後			SBO影響 負荷切り離した後
a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出	判断基準 (2 / 3)	格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	-	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) または格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の解析結果により格納容器内水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気 (酸素) の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能	
									【格納容器内水素濃度】	2	0	0	監視可能であれば、格納容器内水素濃度 (常用計器) により監視可能	
									格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	-	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	
			格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	-	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	-	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) または格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気 (酸素) の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能	
									【格納容器内酸素濃度】	2	0	0	監視可能であれば、格納容器内酸素濃度 (常用計器) により監視可能	
									格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	
			格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	-	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	-	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

監視パラメータ																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
		計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	計器故障等	SBO																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
対応手段	a. 格納容器 圧力逃がし装置による格納 容器内の水素 及び酸素の排出	格納容器 内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェン バ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
				ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の変化によ り、ドライウエル圧力の代替監視可 能																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
				【ドライウエル圧力】	2	0	0	0	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧 力（常用計器）により監視可能																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
				ドライウエル圧力	1	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測する ことができ、監視可能																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
判断基準 (3 / 3)		格納容器 内の圧力	サブプレッション・チェン バ圧力	1	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェン バ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温 度及びサブプレッション・プール水温 度の変化により、サブプレッション・ チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
				サブプレッション・プー ル水温度	3	3	3	3	3	3	監視可能であれば、サブプレッショ ン・チェンバ圧力（常用計器）によ り監視可能																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
				【サブプレッション・チェン バ圧力】	2	0	0	0	0	0	監視可能																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
				可燃性ガス濃度制御系ブ ロワ吸込ガス流量	2	0	0	0	0	0	可燃性ガス濃度 制御系の運転状 態を確認するパ ラメータ																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
補機監視 機能		格納容器 内の圧力	ドライウエル圧力	2	0	0	0	③	可燃性ガス濃度 制御系の運転状 態を確認するパ ラメータ	1	1	1	1	監視可能	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
				可燃性ガス濃度制御系ブ ロワ吸込ガス圧力	2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

監視パラメータ															
項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価			
		計器名称	計器数	直後	SBO影響	補助パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響				
対応手段	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
		格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能			
		格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認することにより、酸素（酸素）の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認	
			【格納容器内水素濃度】	2	0	0	—	格納容器内水素濃度 (常用計器) により監視可能							
			格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2			直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能
	格納容器内の酸素濃度	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
		格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認することにより、酸素（酸素）の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能		監視事項は抽出パラメータにて確認	
			【格納容器内酸素濃度】	2	0	0	—	格納容器内酸素濃度 (常用計器) により監視可能							
			格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2			直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能
			格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2			直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後	SBO影響 負荷切り離した後
a. 格納容器 圧力逃がし装 置による格納 容器内の水素 及び酸素の排 出	最終ヒー トシンク による冷 却状態の 確認	② ② ② ②	フィルタ装置入口水素濃度	2	0	0	①	－	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度、サブプレッショ ン・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル 圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力 により、格納容器圧力逃がし装置による 冷却の代替監視可能	SBO
									サブプレッ ション・チェ ンバ 雰囲気温度	2	2	2		
			フィルタ装置出口放射線モ ニタ（高レンジ・低レン ジ）	2 1	2 1	2 1	①	－	ドライウエル圧力	1	1	1		
									サブプレッ ション・チェ ンバ 圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価				
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後			
b. 可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御	1.9.2.1 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	—	原子炉圧力	2	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力 (SA)	2	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	1		
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		
									原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	1		
									原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	1		
									残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0		残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) または格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の解析結果により格納容器内水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	2		
									ドライウエル圧力	1	1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気 (酸素) の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能	
サブレーション・チェンバ圧力	1								1	1	1				
【格納容器内水素濃度】	2								0	0	0	監視可能であれば、格納容器内水素濃度 (常用計器) により監視可能			
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
							格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
b. 可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御	1.9.2.1 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止														
	格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
								格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2				
								ドライウエル圧力	1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気（酸素）の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能			
								サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1				
								【格納容器内酸素濃度】	2	0	0	監視可能であれば、格納容器内酸素濃度（常用計器）により監視可能			
	格納容器内の酸素濃度	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
								格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能			
								サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能			
								ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能			
							【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により監視可能				
格納容器内の圧力							ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
							サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プール水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能				
							サブプレッション・プール水温度	3	3	3	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能				
							【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0					

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

監視パラメータ														
項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			SBO	
		計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等		
対応手段 b. 可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御	格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	1	0	0	①	-	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) または格納容器雰囲気放射線モニタ (S/O) の解析結果により格納容器内水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								ドライウェル圧力	1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気（酸素）の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能		
								サプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	監視可能であれば、格納容器内水素濃度（常用計器）により監視可能		
		[格納容器内水素濃度]	2	0	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能								
		格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能								
		格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能								
	操作 (1 / 2)	格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	1	0	0	①	-	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/O) の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									ドライウェル圧力	1	1	1	格納容器内が正圧であることを確認することにより、空気（酸素）の流入を把握し、水素燃焼の可能性を代替監視可能	
									[格納容器内酸素濃度]	2	0	0	監視可能であれば、格納容器内酸素濃度（常用計器）により監視可能	
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能							
		格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	-	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

監視パラメータ																
対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	計器故障等	SBO		
b. 可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御	操作（2／2）	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
				1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能			
				2	0	0	0	0	【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力（常用計器）により監視可能			
				1	1	1	1	1	ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能			
		補機監視機能		サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プールの水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
					3	3	3	3	3	サブプレッション・プールの水温度	3	3	3	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		
					2	0	0	0	0	【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であれば、サブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		
					3	0	0	0	0	—	—	—	—	—		—
				可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量	2	0	0	③	—	—	—	—	—	—	—	—
					2	0	0	③	—	—	—	—	—	—	—	—
					2	0	0	③	—	—	—	—	—	—	—	—
					2	0	0	③	—	—	—	—	—	—	—	—
					2	0	0	③	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
					2	0	0	③		—	—	—	—	—	—	—
					2	0	0	③		—	—	—	—	—	—	—
					2	0	0	③		—	—	—	—	—	—	—
					2	0	0	③		—	—	—	—	—	—	—
					2	0	0	③		—	—	—	—	—	—	—
					2	0	0	③		—	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	SBO		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後				
a. 格納容器内水素濃度（S/A）及び格納容器内酸素濃度（S/A）による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	2	2	2	1	格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	2	2	2	1	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器内の温度	4	4	4	4	原子炉圧力	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉圧力（SA）	2	2	2		
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
									原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
						残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能					

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

監視パラメータ												
項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後
対応手段	a. 格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（SA）	1	0	0	—	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	2	2	2	
								格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	2	2	2	
								ドライウエル圧力	1	1	1	
								サブプレッジョン・チェンバ圧力	1	1	1	
								【格納容器内水素濃度】	2	0	0	
	操作							格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	2	2	2	
								格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	2	2	2	
								ドライウエル圧力	1	1	1	
								サブプレッジョン・チェンバ圧力	1	1	1	
								【格納容器内酸素濃度】	2	0	0	
	格納容器内の酸素濃度		格納容器内酸素濃度（SA）	1	0	0	—	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	2	2	2	
								格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	2	2	2	
								ドライウエル圧力	1	1	1	
								サブプレッジョン・チェンバ圧力	1	1	1	
								【格納容器内酸素濃度】	2	0	0	
									格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）または格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）の解析結果により格納容器内水素濃度の代替監視可能			
									格納容器内が正圧であることを確認することにより，空気（酸素）の流入を把握し，水素燃焼の可能性を代替監視可能			
									監視可能であれば，格納容器内水素濃度（常用計器）により監視可能			
									格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）または格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能			
									格納容器内が正圧であることを確認することにより，空気（酸素）の流入を把握し，水素燃焼の可能性を代替監視可能			
監視事項は抽出パラメータにて確認												

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

監視パラメータ															
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後					
1.9.2.1 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 b. 格納容器内の放射線量率による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	格納容器内の放射線量率	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
			原子炉圧力容器内の温度	4	4	原子炉圧力	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
						原子炉圧力 (SA)	2	2	2	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	
						原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	
						原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	
						原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	
						残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
						原子炉圧力	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	
						原子炉圧力 (SA)	2	2	2	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	
						原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後		
b. 格納容器 雰囲気モニタ による格納容 器内の水素濃 度及び酸素濃 度監視	操 作	格納容器 内の水素 濃度	格納容器 雰囲気放射線 モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器 雰囲気放射線 モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内 雰囲気放射線レ ベルを計測する ことができ、監視 可能	SBO 監視事項は抽出 パラメータ にて確認
			格納容器 雰囲気放射線 モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器 雰囲気放射線 モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内 雰囲気放射線レ ベルを計測する ことができ、監視 可能	
		格納容器 内の酸素 濃度	格納容器 雰囲気放射線 モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器 雰囲気放射線 モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内 雰囲気放射線レ ベルを計測する ことができ、監視 可能	SBO 監視事項は抽出 パラメータ にて確認
			格納容器 雰囲気放射線 モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器 雰囲気放射線 モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内 雰囲気放射線レ ベルを計測する ことができ、監視 可能	
補機監視 機能		補機監視 機能	残留熱除去系海水系系統 流量	3	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—
			緊急用海水系流量（残留 熱除去系補機）	1	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						監視パラメータ				評価		SBO		
			計器名称	計器数	直後	SDO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SDO影響		計器故障等				
											直後	負荷切り離した後					
1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手順 (1) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手順	a. 原子炉建屋原子炉棟内の放射線監視	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	—	
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力	原子炉圧力							原子炉圧力	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能		—
				原子炉圧力 (SA)							原子炉圧力 (SA)	2	2	2			
	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力	原子炉圧力容器温度	4	4	4	4	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	—
					原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
					原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			
					原子炉水位 (SA 燃料域)	1	1	1			原子炉水位 (SA 燃料域)	1	1	1			
					残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0			残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	—				
					静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4			静的触媒式水素再結合器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認					
操作	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	4	—	—	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4		—	—	
			非常用ガス再循環系空気流量	2	0	0	0	③	原子炉建屋ガス処理系の運転状態を確認するパラメータ		—	—	—				
			非常用ガス処理系空気流量	2	0	0	0	③	原子炉建屋ガス処理系の運転状態を確認するパラメータ		—	—	—				

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		評価					
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後		
1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手順 (2) 格納容器外への水素漏えいを抑制するための対応手順 a. 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉圧力容器内の温度	4	4	4	①	—	原子炉圧力	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		水源の確認	原子炉圧力容器内の温度	4	4	4	①	—	原子炉圧力 (広帯域)	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉圧力 (燃料域)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (SA広帯域)	1	1	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉圧力 (SA燃料域)	1	1	1	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッジョン・チェンパ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		格納容器内の温度	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系格納容器下部注水量	1	1	1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	①	—	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッジョン・チェンパ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
操作	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	①	—	サブプレッジョン・チェンパ圧力	1	1	1	ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
	格納容器頂部注水系（常設）注水量	1	1	1	③	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
	補機監視機能	1	1	1	③	—	—	—	—	—	—	—		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

監視パラメータ															
対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	計器故障等	SBO	
b. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエル注水（淡水／海水）	格納容器内の放射線量率		格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
	原子炉圧力容器内の温度								原子炉圧力	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能		
		原子炉圧力容器内の温度			4	4	4	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
										原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
										原子炉水位 (SA 燃料域)	1	1	1		
										残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	格納容器内の温度		ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッシャ・チェンパ圧力の変化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
	補機監視機能		格納容器頂部注水系（常設）注水流量	1	1	1	③	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—	
	水源の確認								低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後	SBO影響 負荷切り離した後
b. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエル注水（淡水／海水）	操作	格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウエル圧力	1	1	1	計器故障等	SBO 監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器頂部注水系（常設）注水流量	1	1	1	③	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の变化により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	
			格納容器頂部注水系（可搬型）注水流量	1	1	1	③	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO	
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等				
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後	SBO影響 負荷切り離した後		
1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手順 (3) 水素排出による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手順 a. 原子炉建屋原子炉棟ベントによる水素の排出	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認	監視事項は抽出パラメータにて確認	
				2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認		
				4		4		①	—	原子炉圧力	2	2	1		飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能
										原子炉圧力(SA)	2	2	2		スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能
	操作	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟0階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟0階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階	2	0	0	①	—	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	4	4	4	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認	監視事項は抽出パラメータにて確認
5					0	0	①	—	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	4	4	4	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価											
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO								
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後										
1.11.2.1	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順																					
(1) 燃料プール代替注水																						
a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	①	使用済燃料プールの状態を監視するパラメータ	③	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
				1	0	0					1	1	1	1								
				2	0	0					2	2	2	2								
				2	0	0					2	2	2	2								
				1	1	1					1	1	1	1								
水源の確保	補機監視機能	スキマサージタンク水位	残留熱除去系系統流量	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	1	0	0	①	使用済燃料プールの状態を監視するパラメータ	—	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認							
																2	2	2	2	2	2	2
																2	2	2	2	2	2	2
																2	2	2	2	2	2	2

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

監視パラメータ															
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
						負荷切り離し後	直後					負荷切り離し後	直後		
a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水（注水ライン）を使用した使用済燃料プールの注水	操作（1／2）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			使用済燃料プール温度	1	1	0	③	－	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	－	
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	1	0	0	②	－	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	－	
			原子炉建屋換気系燃料取扱床排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	②	－	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	使用済燃料プールの監視可能	－	
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	②	－	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	使用済燃料プールの監視可能	－	
			①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ												

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プールの注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールの注水	水源の確保 操作（2／2）	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2			
								低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
								常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2			
補機監視機能		常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－	
		低圧代替注水系系統流量（使用済燃料プール）	1	1	1	③	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	監視パラメータ						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
1.11.2.1	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールの小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水													
b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水/海水）	使用済燃料プールの監視		使用済燃料プール水位・温度（SA区域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			スキマサージタンク水位	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－
			低圧代替注水系系統流量（使用済燃料プール）	1	1	1	③	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
	補機監視機能		常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			純水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
									低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	水源の確保		代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2 1 2	2 1 2	2 1 2	代替淡水貯槽とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ													
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後			
b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）	操作 (1／2)	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	計器故障等	SBO
			使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	計器故障等	SBO
			使用済燃料プール温度	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	①	－	使用済燃料プール温度 (SA広域)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	計器故障等	SBO
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	計器故障等	SBO
			燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					計器故障等	SBO
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後		
b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールの注水（淡水／海水）	操作（2／2）	補機監視機能	低圧代替注水系系統流量（使用済燃料プール）	1	1	1	③	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
		水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価					
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO			
											直後	負荷切り離した後					
1.1. 2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールの小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水	c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインゾル）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
			スキマサージタンク水位	1	0	0	③	使用済燃料プールの条チアを確認するパラメータ	－	－	－	－			－		
			残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	－	－	－	－			－		
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	－	－	－	－	－	－			－		
			低圧代替注水系系統流量（使用済燃料プール）	1	1	1	③	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－			－		
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	①	－	－	－	－	－			－		
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－			－		
			純水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－			－		
			消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－			－		
			水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3			3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2			2		
										低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1			1		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	評価	SBO
c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型サブレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）	操作（1／2）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	
			使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プール温度	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	①	－	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プール監視カメラ	1			①	－	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料ブール注水系（可搬型スプレインズル）を使用した使用済燃料ブール注水（淡水／海水）	操作（2／2）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	2	2	0	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3		代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					計器故障等	SBO
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後		
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールの小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水	d. 補給水系 による使用済 燃料プール注 水	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	監視事項は抽出パラメータにて確認	
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)			1	1	1	①	－	使用済燃料プール監視カメラ (SA広域)	1	1	1			
燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ			1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－			
原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ			4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－			
原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ			4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－			
スキマサージタンク水位			1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－			
残留熱除去系系統流量			2	0	0	①	－	－	－	－	－			
残留熱除去系ポンプ吐出圧力			2	0	0	－	－	－	－	－	－			
低圧代替注水系系統流量 (使用済燃料プール)			1	1	1	③	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－			
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力			2	2	2	①	－	－	－	－	－			
判定基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
d. 補給水系による使用済燃料プール注水	操作 (1 / 2)	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プール温度	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1 1	1 1	1 1	①	—	使用済燃料プール温度 (SA広域)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度 (SA広域)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

監視パラメータ										
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数
					直後	負荷切り離し後				
d. 補給水系による使用済燃料プール注水	操作 (2 / 2)	補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	-	-
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	2	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	-	-

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ												
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後	SBO影響 負荷切り離した後
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールの小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水	e. 消火系による使用済燃料プール注水 判断基準 (1 / 2)	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)			1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ			1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－
原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ			4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称		計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後	直後	負荷切り離した後									
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールの小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水	e. 消火系による使用済燃料プール注水	補機監視機能	スキマサージタンク水位	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
			残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—		
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	—	—	—	—	—	—	—		
			低圧代替注水系系統流量 (使用済燃料プール)	1	1	1	③	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—		
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
			純水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
			ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
判断基準 (2 / 2)															

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
e. 消火系による使用済燃料プール注水	操作（1／2）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プール温度	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	①	－	使用済燃料プール温度（SA広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（SA広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段		項目	監視パラメータ											評価					
			分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										
				計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響						
e. 消火系による使用済燃料プールの注水		操作 (2 / 2)	補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	SBO
			水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位	1	0	0	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価					
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					計器故障等		SBO		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後					
1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プールのスプレイ																	
a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ	使用済燃料プールの監視 判断基準（1／2） 補機監視機能	使用済燃料プール温度・ （SA広域）	1	1	1	①	—					使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		スキマサージタンク水位	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ					—	—	—	—		
		残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	—					—	—	—	—		
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	—	—					—	—	—	—		
		低圧代替注水系系統流量（使用済燃料プール）	1	1	1	③	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ					—	—	—	—		
		常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—					—	—	—	—		
		復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ					—	—	—	—		
		純水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ					—	—	—	—		
		消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ					—	—	—	—		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ	判断基準（2／2）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	－	①	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水の代替監視可能な代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2		
									低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
									常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
									使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1		
使用済燃料プールの監視	操作（1／2）		使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	－	①	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1	1	1	使用済燃料プールの冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	－	①	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1	1	1		
			使用済燃料プール温度	1			使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	③		－	－	－		
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1	1	1	－	①	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1		
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	－	①	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1		
使用済燃料プールの監視			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	－	①	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	使用済燃料プールの冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1		
									使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1		
									使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1		
									使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価	
		分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					
			計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響 直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等
a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ	操作 (2 / 2)	使用済燃料プールの監視	燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	
			原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	
	補機監視機能	低圧代替注水系系統流量（使用済燃料プール）	1	1	1	③	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	
		水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水の注水量より、代替淡水貯槽水の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2								2	2			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プールのスプレイ														
b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水/海水）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		スギマサージタンク水位	1	0	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
		残留熱除去系系統流量	2	0	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
		低圧代替注水系統流量（使用済燃料プール）	1	1	1	1	③	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
		常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—
		復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
		純水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
		消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
									低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量	2	2	2		
									低圧代替注水系統格納容器下部注水流量	1	1	1		
判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	1	①	—	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水/海水）	操作（1 / 2）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プール温度	1			③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ						
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1		①	－	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	1	0		③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ						
			原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ						
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ						

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

監視パラメータ																				
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価							
			計器名称		計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO					
			直後	負荷切り離し後	直後	負荷切り離し後	直後	負荷切り離し後	直後	負荷切り離し後										
b. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水/海水）	操作（2）／（2）	水源の確保	補機監視機能	低圧代替注水系系統流量（使用済燃料プール）	1	1	1	③	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－						
															低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
																低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	
																	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1
																		常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価			
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器								
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後			SBO影響 負荷切り離し後	
1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プールのスプレイ															
c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（SAD域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	1	使用済燃料プールの冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		スキマサージタンク水位	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－		
		残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	－	－	－	－	－	－	－		
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	－	－	－	－	－	－	－	－		
		低圧代替注水系統流量（使用済燃料プール）	1	1	1	③	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－		
		常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	－	－	－	－	－	－	－	－		
		復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－		
		純水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－		
		消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－		
	水源の確保	代替淡水貯槽水位		1	1	①	－	低圧代替注水系原子炉注水流量 低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	3 2 1 2	3 2 1 2	3 2 1 2	3 2 1 2	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水の注水量より代替監視可能な位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
c. 可搬型代替注水(大型ボンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレインゾル)を使用した使用済燃料プールのスプレイ(淡水/海水)	操作(1/2)	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況, 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ, 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況, 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ, 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プール温度	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			使用済燃料プールエリア放射線 (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況, 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ, 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況, 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ, 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

監視パラメータ										
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			
			計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響	
					直後	負荷切り離した後			直後	負荷切り離した後
c. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プールの注水系（可搬型スプレインゾル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）	操作（2／2）	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2
監視事項は抽出パラメータにて確認										

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ					抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO				
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後						
1. 11. 2. 2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (2) 漏えい緩和 a. 使用済燃料プール漏えい緩和	判断基準 使用済燃料プールの監視 (1 / 2)		使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認				
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認				
			燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—				
			原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—				
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—				

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	監視パラメータ						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	SBO影響 負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 a. 使用済燃料プール漏えい緩和			スキマサージタンク水位	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			残留熱除去系統流量	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
			低圧代替注水系統流量 (使用済燃料プール)	1	1	1	③	低圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—
			復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	補給水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			消火系ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	③	消火系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
a. 使用済燃料プールの漏えい緩和	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況, 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ, 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況, 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ, 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況, 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ, 使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称		計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
			直後	負荷切り離した後						直後	負荷切り離した後					
1. 11. 2. 3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順 (1) 使用済燃料プールの状態監視 a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度・水位・温度 (SA広域)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
				1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を監視するパラメータ	—	—	—	—			—	
				2	0	0	①	—	—	—	—	—			—	
				2	0	0	—	—	—	—	—	—			—	
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール監視カメラ	使用済燃料プール監視力	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
					1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1			
					1	1	1	①	—	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1			
					1	1	1	①	—	—	—	—	—			—
					1	1	1	①	—	—	—	—	—			—
					1	1	1	①	—	—	—	—	—			—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後			
1.11.2.4 重大事故等発生時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順 a. 代替燃料プール冷却 (a)代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
			使用済燃料プール温度・温度 (SA広域)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	1	使用済燃料プールの冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度・温度 (SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プールの冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			スキマサージタンク水位	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
			原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力	1	0	0	③	原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	
			残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—	
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
			残留熱除去系海水系系統流量	2	01	0	①	—	—	—	—	—	—	—	
			判断基準	補機監視機能	使用済燃料プール温度	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—
					使用済燃料プール温度・温度 (SA広域)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	1

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
(a)代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの冷却	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プール温度	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1 1	1 1	1 1	①	—	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
			原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	4	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価			
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等	SBO			
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後	SBO影響 負荷切り離した後	
I.11.2.4 重大事故等発生時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順 (1) 燃料プール冷却 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 (b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保	判断 基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—		
			使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能
				使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能
				スミキサージタンク水位	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
				原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力	1	0	0	③	原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
				残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—
			補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
				残留熱除去系海水系統流量	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—
				緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）	1	1	1	③	緊急用海水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
				補機監視機能											

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	計器故障等	SBO
1.11.2.4 重大事故等発生時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順 (1) 燃料プール冷却 a. 代替燃料プール冷却 (c) 可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保	判断基準 (1 / 2)	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
			使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	使用済燃料プールの冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
											直後	負荷切り離した後		
1.11.2.4 重大事故等発生時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順 (1) 燃料プールの冷却 a. 代替燃料プール冷却による使用済燃料プール冷却 (c) 可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保	判断基準 (2 / 2) 補機監視機能		スミヤサージタンク水位	1	0	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
			原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力	1	0	0	③	原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
			残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	0	0	—	—	—	—	—	—	—	
			残留熱除去系海水系統流量	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	
			緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）	1	1	1	③	緊急用海水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
			緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）	1	1	1	③	緊急用海水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
	操作	補機監視機能	緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）	1	1	1	③	緊急用海水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
			緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）	1	1	1	③	緊急用海水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	
			緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）	1	1	1	③	緊急用海水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段		項目	監視パラメータ										評価		SBO
			抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器							
			分類	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後			
重大事故等対策要領「大気への放射線物質の拡散抑制」	手順着手の判断基準（1／5）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	－	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	－	原子炉圧力	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
									原子炉圧力 (SA)	2	2	2	スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器内の温度の代替監視可能		
									原子炉水位 (広帯域)	2	2	1			
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度より原子炉圧力容器温度の代替監視可能			
			原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1									

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

監視パラメータ														
項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		SBO
		計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等		
対応手段 重大事故等対策要領 「大気への放射線物質の拡散抑制」	原子炉圧力容器への注水量 の手順着手的判断基準 (3 / 5)	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	①	－	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			
		低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	①	－	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量、常設低圧代替注水系ポンプ流量の代替監視可能		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			
		代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	①	－	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能		
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
								原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			
原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	①	－	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、原子炉隔離時冷却系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
						原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系統流量の代替監視可能				
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	1					
						原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1					

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		SBO
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		計器故障等					
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由		計器名称	計器数			
重大事故等対策要領 「大気への放射性物質の拡散抑制」	手順着手の判断基準（4／5）	原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、高圧炉心スプレレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
									原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
									原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
			原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能			
			原子炉水位（広帯域）	2	2	1								
	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	3	0	0	①	－	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	原子炉水位と原子炉水位の変化より、高圧炉心スプレレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
								原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1			
								原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1			
		低圧炉心スプレレイ系系統流量	1	0	0	①	－	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、低圧炉心スプレレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
								原子炉水位（広帯域）	2	2	1	原子炉水位と原子炉水位の変化より、低圧炉心スプレレイ系系統流量の代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

監視パラメータ															
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		SBO
			計器名称	計器数	直後	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後			
重大事故等対策要領 「大気への放射線物質の拡散抑制」	手順着手の判断基準（5／5）	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
										1	1	1	使用済燃料プール監視カメラ		1
			使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
										1	1	1	使用済燃料プール監視カメラ		1
			使用済燃料プール水位・放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
										1	1	1	使用済燃料プール監視カメラ		1
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
										1	1	1	使用済燃料プール監視カメラ		1

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

監視パラメータ																
項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価						
		計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO					
重大事故等対策要領「大気への放射性核種物質の拡散抑制」	原子炉格納容器への注水量のスプレイ開始の判断基準（1／2）	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	－		1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
		低圧代替注水系統格納容器下部注水流量	1	1	1	①	－		1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系統格納容器下部注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
		ドライウエル圧力	1	1	1	①	－		1	1	8	ドライウエル雰囲気温度の変化により、ドライウエル圧力の代替監視可能 監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
	原子炉格納容器内の圧力		サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	－		1	1	2	0	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プール水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能 監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

監視パラメータ																
項目	対応手段	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		SBO	
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等			
スプレイ開始の判断基準 (2 / 2)	重大事故等対策要領 「大気への放射線物質の拡散抑制」	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	－	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の変化により，ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	監視事項は抽出パラメータにて確認	
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サブプレッション・プール水温度	3	3	3	サブプレッション・チェンバ水温度の温度変化によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			サブプレッション・プール水温度	3	3	3	①	－	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	①	－	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化によりサブプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
		原子炉建屋内の水素濃度	5	0	0	①	－	原子炉建屋水素濃度	4	4	4	4	静的触媒式水素再結合物器動作監視装置	静的触媒式水素再結合物器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
原子炉建屋周辺の放射線量率		モニタリング・ポスト	4	4	0	③	原子炉建屋周辺の放射線量率を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－		
		可搬型モニタリング・ポスト	10	10	10	③	原子炉建屋周辺の放射線量率を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－		

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視パラメータ												
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響 直後	SBO 影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響 直後	SBO 影響 負荷切り離した後
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (1) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）												
a. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水												
(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	判断基準	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。										
	操作											
(b) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	判断基準	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。										
	操作											
(c) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のベデスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）	判断基準	「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」で整備する。										
	操作											
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ												

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視パラメータ																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
			計器名称	計器数	SBO 影響 直後	SBO 影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			SBO 影響 直後	SBO 影響 負荷切り離した後																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
1.13.2.1. 水源を利用した対応手順 (1) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順 (常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視パラメータ											
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価
			計器名称	計器数	SBO 影響 直後	SBO 影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (1) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合）											
d. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水											
(a) 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェル注水	判断基準		「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。								
	操作										
e. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水 / スプレイ											
(a) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	判断基準		「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。								
	操作										
(b) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイ	判断基準		「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。								
	操作										

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離した後				直後	負荷切り離した後			
1.13.2.1	水源を利用した対応手順													
(2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順 (可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合)														
a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	-	①	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認		
									2	2	2			
									1	1	1			
									2	2	2			
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位				-	①	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認		
									2	2	2			
									1	1	1			
									2	2	2			
b. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水														
(a) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水	判断基準													
	操作													
「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。														
(b) 低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却	判断基準													
	操作													
「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。														
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ														

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視パラメータ									
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		
			計器名称	計器数	直後	負荷切り離した後	計器数	計器名称	計器故障等
1.13.2.1	水源を利用した対応手順								SBO
(2)	代替淡水貯槽を水源とした対応手順 (可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合)								
b.	代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水								
(c)	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水	判断基準							
	溶融炉心のペデスタル (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止)	操作							
e.	代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却								
(a)	代替格納容器スプレッド冷却系 (可搬型) による格納容器内の冷却 (炉心損傷前)	判断基準							
		操作							
(b)	代替格納容器スプレッド冷却系 (可搬型) による格納容器内の冷却 (炉心損傷後)	判断基準							
		操作							

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視パラメータ													
対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
		分類	計器名称	計器数	SBO 影響 直後	SBO 影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称			計器数	直後
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合） d. 代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給													
(a) フィルタ装置スクラビング水補給	判断基準	「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。											
	操作												
e. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水													
(a) 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却	判断基準	「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。											
	操作												
f. 代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水													
(a) 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエル注水	判断基準	「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。											
	操作												

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視パラメータ												
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO 影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順 (可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合)												SBO
g. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ												
(a) 可搬型 代替注水大型 ポンプによる 代替燃料プー ル注水系 (注 水ライン) を 使用した使用 済燃料プール 注水	判断基準		「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。									
	操作											
(b) 可搬型 代替注水大型 ポンプによる 代替燃料プー ル注水系 (可 搬型スプレイ ノズル) を使 用した使用済 燃料プール注 水	判断基準		「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。									
	操作											
(c) 可搬型 代替注水大型 ポンプによる 代替燃料プー ル注水系 (常 設スプレイヘ ッド) を使用 した使用済燃 料プールスプ レイ	判断基準		「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。									
	操作											

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
			計器名称	計器数	SBO 影響 直後	SBO 影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		SBO 影響 直後	SBO 影響 負荷切り離した後																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (2) 代替淡水貯槽を水源とした対応手順（可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合） g. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレー																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				</

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価	
		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						
		分類	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等
直後	負荷切り離した後				直後	負荷切り離した後							
1.13.2.1 水源を利用した対応手順													
(3) サプレッション・プールを水源とした対応手順													
(a) サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水	判断基準	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。											
	操作												
(b) 高圧代替注水系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水 (現場手動操作による高圧代替注水系起動)	判断基準	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。											
	操作												
(c) 原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水	判断基準	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。											
	操作												

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視パラメータ											
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	
直後	負荷切り離した後	直後			負荷切り離した後						
1.13.2.1 水源を利用した対応手順											
(3) サプレッション・プールを水源とした対応手順											
a. サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水											
高圧炉心スプレイ系によるサプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水	判断基準										
	操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。									
(e) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のベデスタの（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）	判断基準	「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。									
	操作										
(f) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のベデスタの（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）	判断基準	「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。									
	操作										

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視パラメータ												
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響 直後	SBO 影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		
1.13.2.1 水源を利用した対応手順												
(3) サプレッション・プールを水源とした対応手順												
b. サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水												
(a) 残留熱除去系による原子炉圧力容器への注水	判断基準	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。										
	操作											
(b) 低圧炉心スプレЕЙ系による原子炉圧力容器への注水	判断基準	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。										
	操作											
c. サプレッション・プールを水源とした格納容器内の冷却												
(a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の冷却	判断基準	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。										
	操作											
(b) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の冷却	判断基準	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。										
	操作											

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO 影響	負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO 影響	負荷切り離し後
1.13.2.1 水源を利用した対応手順														
(3) サプレッション・プールを水源とした対応手順														
d. サプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器及び格納容器の冷却														
(a) 代替循環冷却系による原子炉注水	判断基準		「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。											
	操作													
(b) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	判断基準		「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。											
	操作													
(c) 代替循環冷却系による格納容器内の冷却（炉心損傷前）	判断基準		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」で整備する。											
	操作													
(d) 代替循環冷却系による格納容器内の冷却（炉心損傷後）	判断基準		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」で整備する。											
	操作													

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視パラメータ												
対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
		分類	計器名称	計器数	SBO 影響 直後	SBO 影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響 直後	SBO 影響 負荷切り離し後
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (3) サプレッション・プールを水源とした対応手順												
d. サプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器及び格納容器の冷却												
(e) 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱	判断基準	「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。										
	操作											
(f) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のベデスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）	判断基準	「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」で整備する。										
	操作											
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ												

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視パラメータ													
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響 直後	SBO 影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数 直後		SBO 影響 負荷切り離した後	
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順 (4) 淡水貯水池を水源とした対応手順 a. 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	判断基準	水源の確保	淡水貯水池 A			「災害対策本部」に確認	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ		③	—		
			淡水貯水池 B										③
	操作	水源の確保	淡水貯水池 A			「災害対策本部」に確認	③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ		③	—		
			淡水貯水池 B										③
	b. 淡水貯水池を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水												
	(a) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	判断基準	「1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。										
		操作											
	(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	判断基準	「1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。										
		操作											

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視パラメータ													
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響 直後	SBO 影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO 影響 負荷切り離し後	計器故障等
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順													
(4) 淡水貯水池を水源とした対応手順													
b. 淡水貯水池を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水													
(c) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のベデスタル（ドライウェル部）の床下遅延・防止）	判断基準		「1. 8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」で整備する。										
	操作												
c. 淡水貯水池を水源とした格納容器内の冷却													
(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（炉心損傷前）	判断基準		「1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。										
	操作												
(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（炉心損傷後）	判断基準		「1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。										
	操作												

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視パラメータ											
対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		計器名称	計器数	SBO 影響 直後 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響 直後 負荷切り離した後	計器故障等	SBO
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (4) 淡水貯水池を水源とした対応手順											
d. 淡水貯水池を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給											
(a) フィルタ装置スクラビング水補給	判断基準	「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。									
	操作										
e. 淡水貯水池を水源とした格納容器下部への注水											
(a) 格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却	判断基準	「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。									
	操作										
f. 淡水貯水池を水源とした格納容器頂部への注水											
(a) 格納容器頂部注水系(可搬型)による原子炉ウエル注水	判断基準	「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。									
	操作										
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ											

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視パラメータ																
対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価						
		分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	負荷切り離し後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
1.13.2.1 水源を利用した対応手順																
(4) 淡水貯水池を水源とした対応手順																
g. 淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ																
(a) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	判断基準	「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。														
	操作															
(b) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水	判断基準	「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。														
	操作															
(c) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイ	判断基準	「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。														
	操作															

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視パラメータ												
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO 影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (4) 淡水貯水池を水源とした対応手順												SBO
g. 淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ												
(d) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プー ル注水系（可搬型スプレイ ノズル）を使 用した使用済 燃料プールの スプレイ	判断基準	「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。										
	操作											
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (5) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手順												
a. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水												
(a) 消火系による原子炉圧力容器への注水	判断基準	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。										
	操作											
(b) 消火系による残存溶融炉心の冷却	判断基準	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。										
	操作											

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視パラメータ											
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価
			計器名称	計器数	SBO 影響 直後	SBO 影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (5) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手順											
a. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水											
(c) 消火系 による原子炉 圧力容器への 注水（溶融炉 心のベデスタ ル（ドライウ エル部）の床 面への落下遅 延・防止）	判断基準		「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」で整備する。								
	操作										
b. ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器内の冷却											
(a) 消火系 による格納容 器内の冷却 （炉心損傷 前）	判断基準		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。								
	操作										
(b) 消火系 による格納容 器内の冷却 （炉心損傷 後）	判断基準		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。								
	操作										

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
			計器名称	計器数	SBO 影響 直後	SBO 影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数			直後	SBO 影響 負荷切り離し後																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																						
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (5) ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした対応手順																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視パラメータ													
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響 直後	負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響 直後	負荷切り離し後	計器故障等
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順	1.13.2.1 水源を利用した対応手順												
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順 a. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水	判断基準	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。											
		操作											
	判断基準	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。											
		操作											
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順 c. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	判断基準	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。											
		操作											

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視パラメータ											
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価
			計器名称	計器数	SBO 影響 直後	SBO 影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順											
a. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水	判断基準	(d) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のベデスタの（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）									
		「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。									
	操作										
b. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水											
(a) 補給水系による原子炉圧力容器への注水	判断基準	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。									
	操作										
(b) 補給水系による残存溶融炉心の冷却	判断基準	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。									
	操作										
(c) 補給水系による原子炉圧力容器への注水（溶融炉心のベデスタの（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止）	判断基準	「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。									
	操作										

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視パラメータ												
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO 影響	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO 影響
1.13.2.1 水源を利用した対応手順												
(6) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順												
c. 復水貯蔵タンクを水源とした格納容器内の冷却												
(a) 補給水系による格納容器内の冷却 (炉心損傷前)	判断基準		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」で整備する。									
	操作											
(b) 補給水系による格納容器内の冷却 (炉心損傷後)	判断基準		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」で整備する。									
	操作											
d. 復水貯蔵タンクを水源とした格納容器下部への注水												
(a) 補給水系によるデブリ冷却	判断基準		「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。									
	操作											
e. 復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水												
(a) 補給水系による使用済燃料プールへの注水	判断基準		「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」で整備する。									
	操作											

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視パラメータ													
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響 直後	SBO 影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響 直後	SBO 影響 負荷切り離し後	計器故障等
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (7) 淡水タンクを水源とした対応手順													
a. 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	判断基準	水源の確保	多目的タンク水位				③					—	
			ろ過水貯蔵タンク水位		「災害対策本部」に確認			代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ				—	
			原水タンク水位				③				—		
			純水貯蔵タンク水位				③				—		
	操作	水源の確保	多目的タンク水位				③					—	
			ろ過水貯蔵タンク水位		「災害対策本部」に確認			代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ				—	
			原水タンク水位				③					—	
			純水貯蔵タンク水位				③					—	
b. 淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給													
(a) フィルタ装置スクラビング水補給	判断基準	「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。											
	操作												
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (8) 海を水源とした対応手順													
a. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水	判断基準	水源の確保				—						—	
	操作	水源の確保				—						—	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										評価		
		分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				計器故障等			SBO
			計器名称	計器数	SBO 影響 直後	SBO 影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		SBO 影響 直後	SBO 影響 負荷切り離した後	
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (8) 海を水源とした対応手順 b. 海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水		判断基準	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。											
		操作												
(b) 低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却		判断基準	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。											
		操作												
(c) 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(溶融炉心のベデスタクル(ドライウエル部)の床面への落下遅延・防止)		判断基準	「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。											
		操作												

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	直後	SBO 影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO 影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (8) 海を水源とした対応手順														
c. 海を水源とした 格納容器内の冷却														
(a) 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器内の冷却(炉心損傷前)	判断基準	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」で整備する。												
	操作													
(b) 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器内の冷却(炉心損傷後)	判断基準	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」で整備する。												
	操作													
d. 海を水源とした格納容器下部への注水														
(a) 格納容器下部注水系(可搬型)によるデブリ冷却	判断基準	「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。												
	操作													
e. 海を水源とした格納容器頂部への注水														
(a) 格納容器頂部注水系(可搬型)による原子炉ウエル注水	判断基準	「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。												
	操作													

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視パラメータ														
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
			計器名称	計器数	直後	SBO 影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO 影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (8) 海を水源とした対応手順														
f. 海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ														
(a) 可搬型 代替注水大型 ポンプによる 代替燃料プー ル注水系（注 水ライン）を 使用した使用 済燃料プー ル注水	判断基準		「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。											
	操作													
(b) 可搬型 代替注水大型 ポンプによる 代替燃料プー ル注水系（可 搬型スプレイ ノズル）を使 用した使用済 燃料プー ル注水	判断基準		「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。											
	操作													
(c) 可搬型 代替注水大型 ポンプによる 代替燃料プー ル注水系（常 設スプレイヘ ッド）を使 用した使用済 燃料プー ルスプレイ	判断基準		「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。											
	操作													

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視パラメータ												
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO 影響 負荷切り離した後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後
1. 13. 2. 1 水源を利用した対応手順 (8) 海を水源とした対応手順												SBO
f. 海を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ												
(d) 可搬型 代替注水大型 ポンプによる 代替燃料プー ル注水系（可 搬型スプレイ ノズル）を使 用した使用済 燃料プー ルス スプレイ	判断基準		「1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。									
	操作											
g. 海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送												
(a) 緊急用 海水系によ る冷却水の 確保	判断基準		「1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」で整備する。									
	操作											
(b) 代替残 留熱除去系 海水系によ る冷却水の 確保	判断基準		「1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」で整備する。									
	操作											
h. 海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制												
(a) 可搬型 代替注水大 型ポンプ及 び放水砲に よる大気へ の放射性物 質の拡散抑 制	判断基準		「1. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」で整備する。									
	操作											

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視パラメータ												
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	計器数	直後	SBO 影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数		直後
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (8) 海を水源とした対応手順												SBO
i. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火												
(a) 可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）による航空機燃料火災への泡消火	判断基準		「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」で整備する。									
	操作											
j. 海を水源とした非常用ディーゼル（高圧炉心スプレイ系を含む）発電機用海水系への代替送水												
(a) 非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル冷却海水系への代替送水による非常用及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源供給機能の復旧	判断基準		「1.14 電源の確保に関する手順等」で整備する。									
	操作											
k. 海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却												
(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	判断基準		「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」で整備する。									
	操作											

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視パラメータ											
対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		計器名称	計器数	SBO 影響 直後	負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響 直後	負荷切り離し後
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (9) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順											SBO
a. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入											
(a) 原子炉 制御「反応度 制御」	判断基準	「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。									
	操作										
(b) ほう酸 水注入系に よる原子炉 注水	判断基準	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。									
	操作										
(c) ほう酸 水注入系に よる原子炉 圧力容器へ のほう酸水 注入（溶融炉 心のペデス タル（ドライ ウエル部）の 床面への落 下遅延・防 止）	判断基準	「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。									
	操作										

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響		補助パラメータ	パラメータ	分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後						直後	負荷切り離し後			
1.13.2.2 水源へ水を補給のための対応手順																
(1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順																
a. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）																
(a) 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
	操作	水源の確保	淡水貯水池 A	「災害対策本部」に確認			③	代替淡水水源の確保状態を確認するパラメータ		—	—					
			淡水貯水池 B				③									
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ																

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価														
			計器名称	計器数	直後	SBOの影響 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	直後	SBOの影響 負荷切り離し後													
I.13.2.2 水源へ水を補給のための対応手順 (1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順	a. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）		判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認	SBO										
										低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2												
										低圧代替注水系格納容器下部注水量	1	1	1												
										常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2												
										多目的タンク水位	③					—									
										ろ過水貯蔵タンク水位	③					—									
										原水タンク水位	③					—									
										純水貯蔵タンク水位	③					—									
										b. 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位			1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認	
																				低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2		
低圧代替注水系格納容器下部注水量	1	1	1																						
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2																						
多目的タンク水位	③			—																					
ろ過水貯蔵タンク水位	③			—																					
原水タンク水位	③			—																					
純水貯蔵タンク水位	③			—																					

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

対応手段	項目	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価			
		分類	計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO	
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
1. 13. 2. 2 水源へ水を補給のための対応手順															
(1) 代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順															
a. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 (淡水／海水)															
(c) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給	判断基準	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 低圧代替注水系格納容器下部注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
				2	2	2				2					
	操作	水源の確保	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系原子炉注水流量 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
				3	3	3				3					
1. 13. 2. 2 水源へ水を補給のための対応手順															
(2) 淡水貯水池へ水を補給するための対応手順															
a. 淡水貯水池 B (A) から淡水貯水池 A (B) への補給	判断基準	水源の確保	淡水貯水池 A 淡水貯水池 B	「災害対策本部」に確認			③	代替淡水水源の確保状態を確認するパラメータ				—			
	操作	水源の確保	淡水貯水池 A 淡水貯水池 B	「災害対策本部」に確認			③	代替淡水水源の確保状態を確認するパラメータ				—			
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ															

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

対応手段		項目	監視パラメータ										評価					
			抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器										
			分類	計器名称	計器数	SBO 影響	直後	負荷切り離した後	パラメータ	分類	補助パラメータ	分類理由			計器名称	計器数	直後	負荷切り離した後
1. 13. 2. 2 水源へ水を補給のための対応手順																		
(2) 淡水貯水池へ水を補給するための対応手順																		
b. 可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給 (淡水/海水)																		
(a) 淡水タンクを水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給	判断基準	水源の確保	淡水貯水池A						③		代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ							
			淡水貯水池B						③									
			多目的タンク水位						③									
			ろ過水貯蔵タンク水位						③									
			原水タンク水位						③									
	操作	水源の確保	純水貯蔵タンク水位						③									
			淡水貯水池A						③									
			淡水貯水池B						③									
			多目的タンク水位						③									
			ろ過水貯蔵タンク水位						③									
(b) 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給	判断基準	水源の確保	淡水貯蔵タンク水位						③		代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ							
			淡水貯水池A						③									
			淡水貯水池B						③									
			多目的タンク水位						③									
			ろ過水貯蔵タンク水位						③									
	操作	水源の確保	原水タンク水位						③									
			純水貯蔵タンク水位						③									
			淡水貯水池A						③									
			淡水貯水池B						③									
			多目的タンク水位						③									
1. 13. 2. 3 水源を切替えるための対応手順																		
(1) サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源の切替え																		
a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水	判断基準	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。																
	操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。																
b. 高圧炉心スプレイス系による原子炉圧力容器への注水	判断基準	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。																
	操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。																

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

監視パラメータ																
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				補助パラメータ 分類理由	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価				
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後		パラメータ 分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等	SBO		
1.14.2.1 交流電源喪失時の対応手順 (1) 代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	判断基準	電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧	2	2	2	③	東海原子力線 1 L, 2 L の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	
			154kV原子力1号線電圧	1	1	1	③	原子力1号線の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-		
			M/C 2 C電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-		
			M/C 2 D電圧	1	1	1	③		-	-	-	-	-	-		
			常設代替高压電源装置発電機電圧	5	5	5	③		-	-	-	-	-	-		
	操作	常設代替高压電源装置運転監視	常設代替高压電源装置発電機周波数	5	5	5	③		-	-	-	-	-	-		
			常設代替高压電源装置エンジン回転数	5	5	5	③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-		
			常設代替高压電源装置潤滑油入口温度	5	5	5	③		-	-	-	-	-	-		
			常設代替高压電源装置潤滑油入口圧力	5	5	5	③		-	-	-	-	-	-		
			緊急用M/C電圧	1	1	1	③	緊急用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-		
可搬型代替交流電源設備による非常用所内電源設備への給電	判断基準	電源	M/C 2 C電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-		
			M/C 2 D電圧	1	1	1	③		-	-	-	-	-	-		
			P/C 2 C電圧	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-		
			P/C 2 D電圧	1	1	1	③		-	-	-	-	-	-		
			275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧	2	2	2	③	東海原子力線 1 L, 2 L の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-		
	操作	可搬型代替低圧電源車運転監視	154kV原子力1号線電圧	1	1	1	③	原子力1号線の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-		
			M/C 2 C電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-		
			M/C 2 D電圧	1	1	1	③		-	-	-	-	-	-		
			P/C 2 C電圧	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-		
			P/C 2 D電圧	1	1	1	③		-	-	-	-	-	-		
操作	可搬型代替低圧電源車運転監視	可搬型代替低圧電源車発電機電圧	「災害対策本部」に確認				代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	-				-				
		可搬型代替低圧電源車発電機周波数														
		電源	P/C 2 C電圧	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-	
			P/C 2 D電圧	1	1	1	③		-	-	-	-	-	-	-	

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ										抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
		分類	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO							
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後									
1.14.2.1 交流電源喪失時の対応手順 (2) HPCS D/G (常用M/C 2E経由) によるM/C 2C・2Dへの給電	判断基準	電源		275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧	2	2	2	③	東海原子力線 1 L, 2 L の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-						
				154kV原子力1号線電圧	1	1	1	③	原子力1号線の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-						
				M/C 2C電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-						
				M/C 2D電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-						
				HPCS D/G電圧	1	1	1	③	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-						
	操作	電源		M/C HPCS電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-						
				M/C 2E電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-						
				M/C 2C電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-						
				M/C 2D電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-						
1.14.2.1 交流電源喪失時の対応手順 (3) D/G海水系への代替海水送水によるD/G 2C・2D及びHPCS D/Gの電源供給機能の復旧	判断基準	電源		275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧	2	2	2	③	東海原子力線 1 L, 2 L の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-						
				154kV原子力1号線電圧	1	1	1	③	原子力1号線の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-						
				M/C 2C電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-						
				M/C 2D電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-						
				D/G 2C・2D海水系入口圧力	2	2	2	③	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-						
	操作	D/G海水系入口圧力		HPCS D/G海水系入口圧力	1	1	1	③	状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-						

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	監視パラメータ					抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
			計器名称	パラメータ分類	SBO影響		補助パラメータ分類理由	計器数	直後	負荷切り離し後	パラメータ分類	計器名称	計器数	直後	SBO影響	負荷切り離し後	計器故障等	SBO
1.14.2.2 交流電源及び直流電源喪失時の対応手順 (1) 代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	電源	判断基準	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧	③	2	2	東海原子力線 1 L, 2 L の受電状態を確認するパラメータ	2	2	2	③	-	-	-	-	-	-	-
			154kV原子力1号線電圧	③	1	1	原子力1号線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	③	-	-	-	-	-	-	-
			M/C 2 C電圧	③	1	1	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	③	-	-	-	-	-	-	-
			M/C 2 D電圧	③	1	1	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	③	-	-	-	-	-	-	-
			P/C 2 C電圧	③	1	1	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	③	-	-	-	-	-	-	-
	電源	操作	P/C 2 D電圧	③	1	1	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	③	-	-	-	-	-	-	-
			直流125V充電器 A・B 蓄電池電圧	③	2	2	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	2	2	2	③	-	-	-	-	-	-	-
			直流±24V充電器 A・B 蓄電池電圧	③	2	2	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	2	2	2	③	-	-	-	-	-	-	-
			275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧	③	2	2	東海原子力線 1 L, 2 L の受電状態を確認するパラメータ	2	2	2	③	-	-	-	-	-	-	-
			154kV原子力1号線電圧	③	1	1	原子力1号線の受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	③	-	-	-	-	-	-	-
可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	電源	判断基準	M/C 2 C電圧	③	1	1	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	③	-	-	-	-	-	-	-
			M/C 2 D電圧	③	1	1	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	③	-	-	-	-	-	-	-
			P/C 2 C電圧	③	1	1	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	③	-	-	-	-	-	-	-
			P/C 2 D電圧	③	1	1	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	1	1	1	③	-	-	-	-	-	-	-
			直流125V充電器 A・B 蓄電池電圧	③	2	2	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	2	2	2	③	-	-	-	-	-	-	-
	可搬型代替直流電源設備運転監視	操作	可搬型代替低圧電源車発電機電圧	「災害対策本部」に確認	2	2	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	2	2	2	③	-	-	-	-	-	-	-
			可搬型代替低圧電源車発電機周波数															
			可搬型整流器電圧															
			直流125V充電器 A・B 蓄電池電圧	③	2	2	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	2	2	2	③	-	-	-	-	-	-	-

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					監視パラメータ					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO			
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後					
1. 14. 2. 2 交流電源及び直流電源喪失時の対応手順 (2) 常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源復旧 常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源復旧	判断基準	電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧	2	2	2	③	東海原子力線 1 L, 2 L の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	-		
			154kV原子力1号線電圧	1	1	1	③	原子力1号線の受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-			
			M/C 2 C電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-			
			M/C 2 D電圧	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-			
			P/C 2 C電圧	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-			
			P/C 2 D電圧	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-			
			①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ														

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	監視パラメータ					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	抽出パラメータを計測する計器		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	SBO影響 負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.14.2.3 非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順 (1) 代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	電源	電源	M/C 2 C電圧	1	1	1	③	③	非常用M/Cの受電状態を 確認するパラメータ	-	-	-	-	-
			M/C 2 D電圧	1	1	1	③	③	緊急用M/Cの受電状態を 確認するパラメータ	-	-	-	-	-
			緊急用M/C電圧	1	1	1	③	③	緊急用M/Cの受電状態を 確認するパラメータ	-	-	-	-	-
			常設代替高压電源装置発電 機電圧	5	5	5	③	③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	-	-	-	-	-
			常設代替高压電源装置発電 機周波数	5	5	5	③	③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	-	-	-	-	-
			常設代替高压電源装置エン ジン回転数	5	5	5	③	③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	-	-	-	-	-
			常設代替高压電源装置潤滑 油入口温度	5	5	5	③	③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	-	-	-	-	-
			常設代替高压電源装置潤滑 油入口圧力	5	5	5	③	③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	-	-	-	-	-
			緊急用M/C電圧	1	1	1	③	③	緊急用M/Cの受電状態を 確認するパラメータ	-	-	-	-	-
			緊急用P/C電圧	1	1	1	③	③	緊急用P/Cの受電状態を 確認するパラメータ	-	-	-	-	-
可搬型代替交流 電源設備による代 替所内電気設 備への給電	電源	電源	緊急用M/C電圧	1	1	1	③	③	緊急用M/Cの受電状態を 確認するパラメータ	-	-	-	-	-
			可搬型代替低圧電源車発電 機電圧	「災害対策本部」に確認				③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	-	-	-	-	-
			可搬型代替低圧電源車発電 機周波数					③	代替電源設備の運転状態を 確認するパラメータ	-	-	-	-	-
			緊急用P/C電圧	1	1	1	③	③	緊急用P/Cの受電状態を 確認するパラメータ	-	-	-	-	-
			緊急用M/C電圧	1	1	1	③	③	緊急用M/Cの受電状態を 確認するパラメータ	-	-	-	-	-

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	分類	監視パラメータ					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
					直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
1.14.2.3 非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順 (2) 代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電	電源	判断基準	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧	2	2	2	東海原子力線 1 L, 2 L の受電状態を確認するパラメータ	③	-	-	-	-	-	
			154kV原子力1号線電圧	1	1	1	原子力1号線の受電状態を確認するパラメータ	③	-	-	-	-	-	
			M/C 2 C電圧	1	1	1	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	③	-	-	-	-	-	
			M/C 2 D電圧	1	1	1	確認するパラメータ	③	-	-	-	-	-	
			P/C 2 C電圧	1	1	1	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	②	-	-	-	-	-	
			P/C 2 D電圧	1	1	1	確認するパラメータ	③	-	-	-	-	-	
	電源	判断基準	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧	2	2	2	東海原子力線 1 L, 2 L の受電状態を確認するパラメータ	③	-	-	-	-	-	
			154kV原子力1号線電圧	1	1	1	原子力1号線の受電状態を確認するパラメータ	③	-	-	-	-	-	
			M/C 2 C電圧	1	1	1	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	③	-	-	-	-	-	
			M/C 2 D電圧	1	1	1	確認するパラメータ	③	-	-	-	-	-	
電源	判断基準	P/C 2 C電圧	1	1	1	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	③	-	-	-	-	-		
		P/C 2 D電圧	1	1	1	確認するパラメータ	③	-	-	-	-	-		
		緊急用125V充電器蓄電池電圧	1	1	1	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	③	-	-	-	-	-		
		可搬型代替低圧電源車発電機電圧	「災害対策本部」に確認				③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ						
電源	判断基準	可搬型代替低圧電源車発電機周波数	「災害対策本部」に確認				③	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ						
		可搬型整流器電圧					③							
		緊急用125V充電器蓄電池電圧	1	1	1	1	③	-	-	-	-	-		
		直流125V充電器A・B蓄電池電圧	2	2	2	2	③	-	-	-	-	-		
操作	電源													

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

監視パラメータ									
対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器		
			計器名称	計器数	直後	SBO影響 負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後
1.14.2.4 燃料の補給手順 (1) 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油	可搬型設備用軽油タンクからの給油	補機監視機能	可搬型設備用軽油タンク油面	「災害対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認するパラメータ	補助パラメータ 分類理由	SBO影響 負荷切り離し後	計器故障等 SBO
		判断基準							
	操作	補機監視機能	可搬型設備用軽油タンク油面	「災害対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認するパラメータ		-	
		操作							
1.14.2.4 燃料の補給手順 (2) タンクローリから各機器への給油	タンクローリからの給油	補機監視機能	各機器油タンクレベル	「災害対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認するパラメータ		-	
		判断基準							
	操作	補機監視機能	各機器油タンクレベル	「災害対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認するパラメータ		-	
		操作							
1.14.2.4 燃料の補給手順 (3) 燃料補給設備による常設代替高压電源装置への給油	燃料補給設備による常設代替高压電源装置への給油	補機監視機能	常設代替高压電源装置燃料タンクレベル	「災害対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認するパラメータ		-	
		判断基準							
	操作	補機監視機能	常設代替高压電源装置燃料タンクレベル	「災害対策本部」に確認	③	燃料の確保状態を確認するパラメータ		-	
		操作							

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		SBO
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等		
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後			
原子炉スクラムの確認	平均出力領域計装	2	2	0	①	—	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
	起動領域計装	8	8	0	①	—	【制御棒操作監視系】	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能		
高圧注水機能喪失の確認 (1/2)							平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							【制御棒操作監視系】	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能		
							原子炉炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							原子炉炉水位（燃料域）	2	2	1			
							高圧代替注水系統流量	1	1	1			
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3			
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1			
	原子炉炉水位（SA広帯域） 原子炉炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能		
							高圧炉心スブレイ系統流量	1	0	0			
							残留熱除去系統流量	3	0	0			
							低圧炉心スブレイ系統流量	1	0	0			
							流量	1	0	0			
						原子炉炉水位（SA広帯域） 原子炉炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
						高圧代替注水系統流量	1	1	1	監視事項は抽出パラメータにて確認			
						低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3				
						代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能		
						流量	1	1	1				
						原子炉炉隔離時冷却系統流量	1	1	1				
						流量	1	1	1				
						高圧炉心スブレイ系統流量	1	0	0				
						残留熱除去系統流量	3	0	0				
						低圧炉心スブレイ系統流量	1	0	0				
						流量	1	0	0				

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
高圧注水機能喪失 の確認 (2/2)	原子炉隔離時冷却系系統 流量	1	1	1	①	—	サブレーション・プール 水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、原子炉隔離時冷却系 系統流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、原子炉隔離時 冷却系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
	高圧炉心スプレイ系系統 流量	1	1	1	①	—	サブレーション・プール 水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、高圧炉心スプレイ系 系統流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、高圧炉心スプ レイ系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力 を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水 位により、原子炉圧力の代替監視 可能	
	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力 を計測することができ、監視可能	
							原子炉圧力	2	2	1		
	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水 位により、原子炉圧力の代替監視 可能	
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
高圧代替注水系の起動操作※	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
高圧代替注水系系統流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	①	—	サブプレッジョン・プール水位	1	1	1	サブプレッジョン・プール水位の水位変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧注水機能喪失の確認	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）の起動準備操作	常設低圧代替注水ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—
	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
						原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能		
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
						原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			
						原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			
						原子炉圧力容器温度	4	4	4			
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
						原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能		
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
						原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			
						原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			
						原子炉圧力容器温度	4	4	4			
						原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
						高圧代替注水系系統流量	1	1	1			
						低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3			
	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	①	—	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	監視事項は抽出パラメータにて確認	
	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
						高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
						残留熱除去系系統流量	3	0	0			
						低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ												

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作（2/2）							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流	3	3	3		
		2	2	1			代替循環冷却系原子炉注水流	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	—	水流	1	1	1		
	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	—	代替循環冷却系原子炉注水流	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	低圧代替注水系原子炉注水流	3	3	3	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	水流	2	2	2		
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	2	2	2	①	—	格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	2	2	2	①	—	格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）	2	2	2		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉水位の調整 操作	原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA 広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却 (1/2)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA 燃料域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	
							ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の上昇により、ドライウエル圧力の代替監視可能	
							[[ドライウエル圧力]]	2	0	0	監視可能であれば、ドライウエル圧力 (常用計器) により監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却 (2/2)	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・プール水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	
							サブプレッション・プール水温度	3	3	3		
							【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・チェンバ水位より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2		
	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の注水量より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	
							代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	
	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	—	ドライウェル圧力	1	1	1	ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
							【サブプレッション・プール水位】	2	0	0	監視可能であればサブプレッション・プール水位（常用計器）により監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（サブレンジ・チェンバ側） (1/2)	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブレンジ・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の上昇により、ドライウエル圧力の代替監視可能	
							【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により監視可能	
							ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	
	サブレンジ・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	サブレンジ・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブレンジ・チェンバ雰囲気温度、サブレンジ・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブレンジ・チェンバ水温度	3	3	3	温度の変化により、サブレンジ・チェンバ圧力の代替監視可能	
							【サブレンジ・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であればサブレンジ・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の注水量より、サブレンジ・チェンバ圧力の代替監視可能	
	サブレンジ・チェンバ水位	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽の水位変化より、サブレンジ・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力とサブレンジ・チェンバ圧力の差圧より、サブレンジ・チェンバ圧力の代替監視可能	
						【サブレンジ・チェンバ水位】	2	0	0	監視可能であればサブレンジ・チェンバ水位（常用計器）により監視可能		
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	2 1	2 1	2 1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度、サブレンジ・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力及びサブレンジ・チェンバ圧力により、格納容器圧力逃がし装置による冷却の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（サブプレッション・チェンバ側） (2/2)	耐圧強化ベント系放射線モニタ	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	8 2 1 1	8 2 1 1	8 2 1 1	ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力により、耐圧強化ベント系放射線モニタによる冷却の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水量 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 低圧代替注水系格納容器下部注水量 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	3 2 1 2	3 2 1 2	3 2 1 2	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より代替淡水貯槽水位の代替監視可能 代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		SBO
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等		
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後			
原子炉スクラムの確認	平均出力領域計装	2	2	0	①	—	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により、平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
						【制御棒操作監視系】	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能			
	起動領域計装	8	8	0	①	—	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により、起動領域計装の代替監視可能		
高圧注水機能喪失の確認 (1/2)							【制御棒操作監視系】	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							原子炉炉水位（広帯域） 原子炉炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
							高圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1			
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3			
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉炉水位の代替監視可能		
	原子炉炉水位（SA広帯域） 原子炉炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1			
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0			
							残留熱除去系系統流量	3	0	0			
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0			
							原子炉炉水位（SA広帯域） 原子炉炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
							原子炉炉水位（SA広帯域） 原子炉炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	監視事項は抽出パラメータにて確認		
							高圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1			
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3			
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉炉水位の代替監視可能		
	原子炉炉水位（広帯域） 原子炉炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1			
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0			
							残留熱除去系系統流量	3	0	0			
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0			
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1			
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
高圧注水機能喪失 の確認 (2/2)	原子炉隔離時冷却系系統 流量	1	1	1	①	—	サブレーション・プール 水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、原子炉隔離時冷却系 系統流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、原子炉隔離時 冷却系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
	高圧炉心スプレイ系系統 流量	1			①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							サブレーション・プール 水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、高圧炉心スプレイ系 系統流量の代替監視可能	
			1	1			原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、高圧炉心スプ レイ系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力 を計測することができ、監視可能	
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から原子炉水 位により原子炉圧力の代替監視可 能	
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力 を計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水 位により原子炉圧力の代替監視可 能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水 位により原子炉圧力の代替監視可 能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
高圧代替注水系による原子炉注水操作※	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							原子炉炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							原子炉炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
高圧代替注水系系統流量	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	①	—	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		監視事項は抽出パラメータにて確認
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							サブプレッジョン・プール水位	1	1	1	サブプレッジョン・プール水位の水位変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
低圧炉心スプレイス等の自動起動の 確認	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1	1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系原子炉注水量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1		
			1	1			原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							高圧代替注水系原子炉注水量	1	1	1		
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2	1	① ①	— —	低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3		監視事項は抽出パラメータにて確認
							代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1		
			2	1			原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
			2	1			高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0		
	低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉自動減圧の確認 (1/2)	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (燃料域)	1	1	1		

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉自動減圧の確認 (2/2)	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力	2	2	2		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ	低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4		
								—	—	—		

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉水位の調整 操作 (1/2)	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉水位の調整 操作 (2/2)	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	原子炉圧力容器へ注水している系の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
残留熱除去系 (サブプレッション・ブルー冷水冷却系) によるサブプレッション・ブルー冷却操作							原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
残留熱除去系 (サブプレッション・ブルー冷水冷却系) によるサブプレッション・ブルー冷却操作	低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	監視事項は抽出パラメータにて確認
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	
							サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンバ圧力により、サブプレッション・ブルー水温度の代替監視可能	
							サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の変化により、サブプレッション・ブルー水温の代替監視可能	
	残留熱除去系系統流量	1	0	0	①	—	サブプレッション・ブルー水位	1	1	1	サブプレッション・ブルー水位の水位変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
残留熱除去系 (サブプレッション・ブルー冷水冷却系) によるサブプレッション・ブルー冷却操作							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失（長期 T B）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉スクラム及び全交流動力電源喪失の確認	平均出力領域計装	2	2	0	①	—	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							制御棒操作監視系	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能	
	起動領域計装	8	8	0	①	—	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							制御棒操作監視系	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能	
	原子炉圧力 (SA)	2	2				原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
M/C 2 C 電圧		1	1	1	—	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
M/C 2 D 電圧		1	1	1	—	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—
緊急用M/C電圧		1	1	1	—	緊急用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失（長期 T B）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉隔離時冷却系の自動起動の確認	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							高圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
原子炉隔離時冷却系流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							高圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
原子炉隔離時冷却系流量	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	1	1	1	①	—	残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
原子炉隔離時冷却系流量	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失（長期 T B）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉水位の調整 操作（原子炉隔離 時冷却系）	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スズブレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スズブレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	3	3	3		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スズブレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スズブレイ系統流量	1	0	0		
							サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
原子炉隔離時冷却系統 流量	原子炉隔離時冷却系統 流量	1	1	1	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失
2.3.1 全交流動力電源喪失（長期 T B）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作	原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力（SA）	2	2	2		
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
サブプレッション・ブール水温度	サブプレッション・ブール水温度	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンパ圧力	1	1	1	飽和温度／圧力の関係からサブプレッション・チェンパ圧力により、サブプレッション・ブール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブプレッション・チェンパ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンパ雰囲気温度の温度変化により、サブプレッション・ブール水温の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失（長期 T B）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉水位の調整 操作（可搬型代替 注水大型ポンプを 用いた低圧代替注 水系（可搬型）） （1/2）	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位 を計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							高圧代替注水系原子炉注 水流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注 水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注 水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統 流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統 流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統 流量	1	0	0		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位 を計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							高圧代替注水系原子炉注 水流量	1	1	1		
							代替循環冷却系原子炉注 水流量	3	3	3		
							原子炉隔離時冷却系統 流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統 流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統 流量	1	0	0		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							高圧代替注水系原子炉注 水流量	1	1	1		
							代替循環冷却系原子炉注 水流量	3	3	3		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失
2.3.1 全交流動力電源喪失（長期 T B）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉水位の調整 操作（可搬型代替 注水大型ポンプを 用いた低圧代替注 水系（可搬型）） (2/2)	低圧代替注水系原子炉注 水流量	3	3	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
						原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能		
						原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
						原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1			
						原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1			
	代替淡水貯槽水位	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
						低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2			
						低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
						常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失（長期 T B）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		SBO
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等		
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却（1/2）	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の上昇により、ドライウエル圧力の代替監視可能		
							【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により監視可能		
	サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							サブレーション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブレーション・チェンバ雰囲気温度、サブレーション・プール水温の変化により、サブレーション・チェンバ圧力の代替監視可能		
							サブレーション・プール水温	3	3	3			
							【サブレーション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であればサブレーション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		
	低圧代替注水系格納容器スブレイ流量	2	2	2	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器スブレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器スブレイ流量の代替監視可能		
	サブレーション・プール水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系格納容器スブレイ流量	2	2	2	低圧代替注水系格納容器スブレイ流量の注水量より、サブレーション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、サブレーション・プール水位の代替監視可能		
							ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力とサブレーション・チェンバ圧力の差圧より、サブレーション・プール水位の代替監視可能		
							サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	監視可能		
						【サブレーション・プール水位】	2	0	0	監視可能であればサブレーション・プール水位（常用計器）により監視可能			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失（長期 T B）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却（2/2）	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失（長期 T B）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱(1/2)	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	—	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能						
						高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
						残留熱除去系系統流量	3	0	0			
						低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
						直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能						
ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度の上昇により、ドライウエル圧力の代替監視可能						
						監視可能であればドライウエル圧力 (常用計器) により監視可能						

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失（長期 T B）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱(2/2)	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	ドライウェル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・プールの温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	
							サブプレッション・プールの水温	3	3	3		
							「サブプレッション・チェンバ圧力」	2	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	
	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
	残留熱除去系系統流量	1	0	0	①	—	サブプレッション・プールの水位	1	1	1	サブプレッション・プールの水位変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
残留熱除去系海水系統流量		1	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失
2.3.2 全交流動力電源喪失 (TBD, TBU)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉スクラム及び全電源喪失の確認	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
高圧代替注水系の起動操作	高圧代替注水系統流量	1	1	1	①	—	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、高圧代替注水系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
原子炉水位の調整操作 (高圧代替注水系)	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系統流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スブレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スブレイ系統流量	1	0	0		
							サブプレッション・プール水位	1	1	1		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失
2.3.2 全交流動力電源喪失 (TBD, TBU)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		SBO
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等		
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後			
逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			
サブプレッション・プール水温度	サブプレッション・プール水温度	3	3	3	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	飽和温度/圧力の関係からサブプレッション・チェンパ圧力により、サブプレッション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							サブプレッション・チェンパ圧力	1	1	1			
							サブプレッション・チェンパ雰囲気温度	2	2	2			
							原子炉圧力	2	2	1			
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1			
原子炉水位の調整操作（低圧代替注水系（可搬型））(1/2)	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1			
	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1			
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1			
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3			
	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	①	—	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1			
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			
							残留熱除去系系統流量	3	0	0			
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失 (TBD, TBU)													
対応手段		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
		計器名称	計器数	直後	負荷切り離した後	パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	直後	SBO影響		計器故障等
原子炉水位の調整 操作（低圧代替注 水系（可搬型）） (2/2)	低圧代替注水系原子炉注 水流量	3	3	3	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							原子炉水位（広帯域）	2	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、低圧代替注水 系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（燃料域）	2	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	1		
可搬型代替注水大 型ポンプを用いた 代替格納スプレイ 冷却系（可搬型） による格納容器冷 却 (1/2)	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注 水流量	3	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系 統のうち、運転している系統の注 水量より、代替淡水貯槽水位の代 替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							低圧代替注水系格納容器 スプレイ流量	2	2	2	2		
							低圧代替注水系格納容器 下部注水流量	1	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポン プ吐出圧力	2	2	2	2		
	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェン バ圧力	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測す ることができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の上昇に より、ドライウエル圧力の代替監 視可能	
							【ドライウエル圧力】	2	0	0	0	監視可能であればドライウエル圧 力（常用計器）により監視可能	
							ドライウエル圧力	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測す ることができ、監視可能	
	サブプレッション・チェン バ圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェン バ雰囲気温度	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰 囲気温度、サブプレッション・プ ール水温度の変化により、サブ プレッション・チェンバ圧力の代 替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							サブプレッション・プー ル水温度	3	3	3	3		
							【サブプレッション・チェ ンバ圧力】	2	0	0	0	監視可能であればサブプレッシ ョン・チェンバ圧力（常用計器） により監視可能	
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ													

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失
2.3.2 全交流動力電源喪失 (TBD, TBU)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替格納スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却 (2/2)	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			サブプレッション・プール水位	1	1		1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能				
			低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2		2	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能				
	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化により、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			ドライウエル圧力	1	1		1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の差圧により、サブプレッション・プール水位の代替監視可能				
			サブプレッション・チェンバ圧力	1	1		1					
			[サブプレッション・プール水位]	2	0		0	監視可能であればサブプレッション・プール水位（常用計器）により監視可能				
	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2		2					
			低圧代替注水系格納容器下部注水量	1	1		1					
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2		2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能				

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流動力電源喪失（TBD, TBU）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱（1/2）	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失
2.3.2 全交流動力電源喪失 (TBD, TBU)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱 (2/2)	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の上昇により、ドライウエル圧力の代替監視可能	
							[ドライウエル圧力]	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力 (常用計器) により監視可能	
							ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・プールの温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	
							サブプレッション・プールの水温度	3	3	3		
							[サブプレッション・チェンバ圧力]	2	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力 (常用計器) により監視可能	
	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化により、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
残留熱除去系海水系統流量	残留熱除去系系統流量	1	0	0	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
	残留熱除去系海水系統流量	1	0	0	①	—	サブプレッション・プールの水位	1	1	1	サブプレッション・プールの水位変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
	残留熱除去系海水系統流量	1	0	0	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失 (T B P)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉スクラム及び全電源喪失の確認	平均出力領域計装	2	2	0	①	—	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により、平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							制御棒操作監視系	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能	
	起動領域計装	8	8	0	①	—	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により、起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							制御棒操作監視系	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能	
	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失
2.3.3 全交流動力電源喪失 (T B P)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後				
原子炉隔離時冷却系の自動起動の確認	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1				
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1				
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3				
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1				
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1				
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
							残留熱除去系系統流量	3	0	0				
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1				
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1				
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3				
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1				
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1				
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
							残留熱除去系系統流量	3	0	0				
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0				
原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	①	—	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の変化より、原子炉隔離時冷却系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
						原子炉水位（広帯域）	2	2	1					
原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
						原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1					
						原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1					
						原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1					

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失
2.3.3 全交流動力電源喪失 (T B P)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉水位の調整 操作（原子炉隔離 時冷却系） (1/2)	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失
2.3.3 全交流動力電源喪失 (T B P)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後				
原子炉水位の調整 操作（原子炉隔離 時冷却系） (2/2)	原子炉隔離時冷却系系統 流量	1	1	1	①	—	サブレーション・プール 水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、原子炉隔離時冷却系 系統流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認		
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、原子炉隔離時 冷却系系統流量の代替監視可能			
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1				
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1				
	原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力 を計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認		
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1				
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水 位により、原子炉圧力の代替監視 可能			
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1				
	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力 を計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認		
							原子炉圧力（SA）	2	2	2				
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水 位により、原子炉圧力の代替監視 可能			
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1				
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水 位により、原子炉圧力の代替監視 可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1				
							原子炉圧力容器温度	4	4	4				
							原子炉圧力（SA）	2	2	2				

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失（T B P）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系統（可搬型）の起動準備操作（1/2）	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1		
							原子炉隔離開時冷却系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位（広帯域）	1	0	0		監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（燃料域）	3	0	0		
							残留熱除去系統流量	1	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							高圧代替注水系統流量	1	0	0		
							低圧代替注水系原子炉注水量	3	0	0		

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失
2.3.3 全交流動力電源喪失 (T B P)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作 (2/2)	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失（TBP）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力 (SA)	4	4	4		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
							格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2		
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/W)	2	2	2		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失 (T B P)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響	
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後
原子炉水位の調整 操作（低圧代替注 水系（可搬型）） (1/2)	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1
							低圧代替注水系原子炉注 水流量	3	3	3
							代替循環冷却系原子炉注 水流量	1	1	1
							原子炉隔離時冷却系統 流量	1	1	1
							高圧炉心スプレイ系統 流量	1	0	0
							残留熱除去系系統流量	3	0	0
							低圧炉心スプレイ系統 流量	1	0	0
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1
							低圧代替注水系原子炉注 水流量	3	3	3
							代替循環冷却系原子炉注 水流量	1	1	1
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1
							原子炉隔離時冷却系統 流量	1	1	1
							高圧炉心スプレイ系統 流量	1	0	0
							残留熱除去系系統流量	3	0	0
							低圧炉心スプレイ系統 流量	1	0	0
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1
							低圧代替注水系原子炉注 水流量	3	3	3
							代替循環冷却系原子炉注 水流量	1	1	1
							原子炉隔離時冷却系統 流量	1	1	1
							高圧炉心スプレイ系統 流量	1	0	0
							残留熱除去系系統流量	3	0	0
							低圧炉心スプレイ系統 流量	1	0	0

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失（T B P）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉水位の調整 操作（低圧代替注 水系（可搬型）） (2/2)	低圧代替注水系原子炉注 水流量	3	3	3	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			原子炉水位（広帯域）	2			2	1				
			原子炉水位（燃料域）	2			2	1				
			原子炉水位（SA広帯域）	1			1	1				
	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2			2	2				
			低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1			1	1				
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2			2	2				

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失 (T B P)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作 (1/2)							サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	
	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の上昇により、ドライウエル圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							[ドライウエル圧力]	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により監視可能	
							ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	
	サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	サブレーション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブレーション・チェンバ雰囲気温度、サブレーション・プール水温度の変化により、サブレーション・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブレーション・プール水温度	3	3	3		
							[サブレーション・チェンバ圧力]	2	0	0	監視可能であればサブレーション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	
	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブレーション・チェンバ圧力の上昇により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化により、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、サブレーション・プール水位の代替監視可能	
	サブレーション・プール水位	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化により、サブレーション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブレーション・チェンバ圧力の差圧により、サブレーション・プール水位の代替監視可能	
							サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1		
							[サブレーション・プール水位]	2	0	0	監視可能であればサブレーション・プール水位（常用計器）により監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失（TBP）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価			
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作 (2/2)	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認	
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2		
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器熱除 (1/2)	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認	
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	—	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認	
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流動力電源喪失（TBP）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱(2/2)	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の上昇により、ドライウエル圧力の代替監視可能	
	サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	[ドライウエル圧力]	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	
							サブレーション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブレーション・チェンバ雰囲気温度、サブレーション・プールの温度の変化により、サブレーション・チェンバ圧力の代替監視可能	
							サブレーション・チェンバ圧力	3	3	3	監視可能であればサブレーション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	
	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化により、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
残留熱除去系海水系統流量	残留熱除去系系統流量	1	0	0	①	—	サブレーション・プールの水位	1	1	1	サブレーション・プールの水位変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
	残留熱除去系海水系統流量	1	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉スクラムの確認	平均出力領域計装	2	2	0	①	—	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							制御棒操作監視系①	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能	
	起動領域計装	8	8	0	①	—	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							制御棒操作監視系①	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能	
原子炉隔離時冷却系の自動起動の確認 (1/2)							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	①	—	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	①	—	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	①	—	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	1	0	0	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	1	1	1	原子炉压力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ												

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉隔離時冷却系の自動起動の確認 (2/2)	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の変化より、原子炉隔離時冷却系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力	2	2	1		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
	原子炉圧力	2	2	2	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力	2	2	1		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失
2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉水位の調整 操作（原子炉隔離 時冷却系）	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							高圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							流量	1	1	1		
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
							高圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							流量	1	0	0		
	原子炉隔離時冷却系統 流量	1	1	1	①	—	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
取水機能喪失の確保	サブレーション・プールの水温度	3	3	3	①	—	サブレーション・チェンバ压力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	残留熱除去系海水系統流量	2	0	0	①	—	—	—	—	—	—	—
	常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）の起動準備操作	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—
逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
	サブレーション・プールの水温度	3	3	3	①	—	サブレーション・チェンバ压力	1	1	1	飽和温度/圧力の関係からサブレーション・チェンバ压力により、サブレーション・プールの水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブレーション・チェンバ水温度	2	2	2	サブレーション・チェンバ水温度の温度変化により、サブレーション・プールの水温度の代替監視可能	
							サブレーション・チェンバ圧力	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉水位の調整 操作（常設低圧代 替注水ポンプを用 いた低圧代替注水 系（常設）） （1/2）	原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力 を計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水 位により、原子炉圧力の代替監視 可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
							原子炉圧力（SA）	2	2	2		
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力 を計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位 を計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注 水流量	3	3	3		
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	代替循環冷却系原子炉注 水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系 統の注水流量と崩壊熱除去に必要 な水量より、原子炉水位の代替監 視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							原子炉隔離時冷却系統 流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレー系統 流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
	原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	低圧炉心スプレー系統 流量	1	0	0		

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉水位の調整 操作（常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）） (2/2)	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	—	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能 代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能 代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能 代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	—	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
							高圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
緊急用海水系を用いた海水通水操作	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1	①	—	—	—	—	—	—	—
残留熱除去系による格納容器除熱及び原子炉注水 (1/2)	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
	低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0								
	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	—	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
原子炉隔離時冷却系統流量							1	1	1			
高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0									
残留熱除去系系統流量	3	0	0									
低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0									

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失
2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
残留熱除去系による格納容器除熱及び原子炉注水 (2/2)	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の上昇により、ドライウエル圧力の代替監視可能	
							【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力(常用計器)により監視可能	
							ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	
							サブレーション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブレーション・チェンバ雰囲気温度、サブレーション・プールの温度の変化により、サブレーション・チェンバ圧力の代替監視可能	
	サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	[サブレーション・チェンバ圧力]	2	0	0	監視可能であればサブレーション・チェンバ圧力(常用計器)により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系原子炉注水量の代替監視可能	
							原子炉水位(広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧代替注水系原子炉注水量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位(SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位(SA燃料域)	1	1	1		
	残留熱除去系系統流量	1	0	0	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位(広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位(SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位(SA燃料域)	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失
2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		SBO
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等		
原子炉スクラムの確認	平均出力領域計装	2	2	0	①	—	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により、平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							【制御棒操作監視系】	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能		
	起動領域計装	8	8	0	①	—	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により、起動領域計装の代替監視可能		
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス系の自動起動の確認 (1/2)							【制御棒操作監視系】	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1	監視事項は抽出パラメータにて確認		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3			
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1			
	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	監視事項は抽出パラメータにて確認		
							高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0			
							残留熱除去系系統流量	3	0	0			
							低圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0	監視事項は抽出パラメータにて確認		
							原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1			
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1			
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	監視事項は抽出パラメータにて確認		
						代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1				
原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	監視事項は抽出パラメータにて確認			
						高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0				
						残留熱除去系系統流量	3	0	0				
							低圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0	監視事項は抽出パラメータにて確認		
										監視事項は抽出パラメータにて確認			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失
2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス系の自動起動の確認 (2/2)	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
	高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、高圧炉心スプレイス系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧炉心スプレイス系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失
2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉水位の調整 操作（原子炉隔離 時冷却系）	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							高圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
							高圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位（広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（燃料域）	1	1	1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
							高圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
崩壊熱除去機能喪失の確認	サブレーション・プール水温度	3	3	3	①	—	サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度／圧力の関係からサブレーション・チェンバ圧力により，サブレーション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
						サブレーション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブレーション・チェンバ雰囲気温度の変化により，サブレーション・プール水温度の代替監視可能		
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	
常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）の起動準備操作	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により，原子炉圧力の代替監視可能	
						原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
						原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1			
						原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1			
							原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉圧力	2	2	2	①	—	原子炉圧力（SA）	2	2	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により，原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
						原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		飽和温度／圧力の関係からサブレーション・チェンバ圧力により，サブレーション・プール水温度の代替監視可能
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
サブレーション・プール水温度		3	3	3	①	—	サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	サブレーション・チェンバ雰囲気温度の変化により，サブレーション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブレーション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉水位の調整 操作（常設低圧代 替注水ポンプを用 いた低圧代替注水 系（常設）） (1/2)	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力 を計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水 位により、原子炉圧力の代替監視 可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力 を計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位 を計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
	原子炉心スブレイ系統 残留熱除去系統 低圧炉心スブレイ系統	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	低圧代替注水系原子炉注 水流量	3	3	3	原子炉圧力容器へ注水している系 統の注水流量と崩壊熱除去に必要 な水量より、原子炉水位の代替監 視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							代替循環冷却系原子炉注 水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統 流量	1	1	1		
							高圧炉心スブレイ系統 流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
低圧炉心スブレイ系統 流量							1	0	0			

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失
2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉水位の調整 操作（常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）） (2/2)	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
							高圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
	低圧代替注水系原子炉注水流量	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							代替淡水貯槽水位	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
低圧代替注水系原子炉注水流量	3		3	①	—	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
						低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3			
						低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2			
						低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	1	1	1	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
						常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失
2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		SBO
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等		
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後			
常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却動作（1/2）	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の上昇により、ドライウエル圧力の代替監視可能		
							【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により監視可能		
	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・プール水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能		
							サブプレッション・プール水温度	3	3	3	監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	—	【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							代替淡水貯槽水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能		
							サブプレッション・プール水位	1	1	1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能		
	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能		
低圧代替注水系格納容器下流注水流量							1	1	1	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能			

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後				直後	負荷切り離した後		
常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却機能（2/2）	サブプレッション・ブール水位	1	1	1	①	—	2	2	2	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、サブプレッション・ブール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化により、サブプレッション・ブール水位の代替監視可能	
							1	1	1	ドライウェル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力により、サブプレッション・ブール水位の代替監視可能	
							2	0	0	監視可能であればサブプレッション・ブール水位（常用計器）により監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（サブプレッション・チェンバ側） (1/2)	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の上昇により、ドライウエル圧力の代替監視可能	
							〔ドライウエル圧力〕	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により監視可能	
	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・プール水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	
							〔サブプレッション・チェンバ圧力〕	2	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	
	サブプレッション・プール水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系格納容器サブレイ流量	2	2	2	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化により、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	
							ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の差圧により、サブプレッション・プール水位の代替監視可能	
	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	2	2	2	①	—	〔サブプレッション・プール水位〕	2	0	0	監視可能であればサブプレッション・プール水位（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							格納容器雰囲気放射線モニタ（S/W）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（サブレーション・チェンバ側） (2/2)	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	2 1	2 1	2 1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度、サブレーション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力及びサブレーション・チェンバ圧力により、格納容器圧力逃がし装置による冷却の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2		
可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉停止機能喪失の確認	平均出力領域計装	2	2	0	①	—	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により、平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							制御棒操作監視系	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能	
	起動領域計装	8	8	0	①	—	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により、起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							制御棒操作監視系	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能	
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
高圧炉心スプレイスの自動起動確認等 (1/2)	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル温度計の上昇により、ドライウエル圧力の代替監視可能	
							【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により監視可能	
	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							原子炉心スプレイス系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	低圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							原子炉水位（広帯域）	2	2	0		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	0		
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
高圧炉心スプレイスの自動起動確認等 (2/2)	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力	2	2	2		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
	高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
							サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、高圧炉心スプレイス系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧炉心スプレイス系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		
	低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		—
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							—	—	—	—		
							—	—	—	—		
							—	—	—	—		
	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、原子炉隔離時冷却系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
自動減圧系等の作 動阻止操作 (1/2)	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
自動減圧系等の作動阻止操作 (2/2)	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
ほう酸水注入系の起動操作	平均出力領域計装	2	2	0	①	—	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により、平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							制御棒操作監視系	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能	
	起動領域計装	8	8	0	①	—	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により、起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							制御棒操作監視系	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能	
残留熱除去系（サブレーション・プールの格納容器除熱操作）	サブレーション・プール水温度	3	3	3	①	—	サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度／圧力の関係からサブレーション・チェンバ圧力により、サブレーション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	ほう酸水注入ポンプ出口圧力	1	0	0	—	ほう酸水注入系の運転状態を監視するパラメータ	—	—	—	—	—	
	ほう酸水貯蔵タンク水位	1	0	0	—	ほう酸水注入系の運転状態を監視するパラメータ	—	—	—	—	—	監視事項は抽出パラメータにて確認
	サブレーション・プール水温度	3	3	3	①	—	サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度／圧力の関係からサブレーション・チェンバ圧力により、サブレーション・プール水温度の代替監視可能	
	残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	—	サブレーション・チェンバ霧囲気温度	2	2	2	サブレーション・チェンバ霧囲気温度の変化により、サブレーション・プール水温の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位置変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
	残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	原子炉水位の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉水位の調整 操作 (1/2)	平均出力領域計装	2	2	0	①	—	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により、平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							【制御棒操作監視系】	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能	
	起動領域計装	8	8	0	①	—	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							【制御棒操作監視系】	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能	
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スブレイ系統流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スブレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	1	1	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	1	1	1		
							高圧炉心スブレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スブレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							原子炉水位 (広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (燃料域)	1	1	1		
							高圧炉心スブレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スブレイ系統流量	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉水位の調整 操作 (2/2)	高圧炉心スプレイス系統 流量	1	1	1	①	—	サブレーション・プール 水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、高圧炉心スプレイス 系統流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、高圧炉心スプ レイス系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
	ほう酸水注入ポンプ出口 圧力	1	0	0	—	ほう酸水注入系の 運転状態を監視す るパラメータ	—	—	—	—	—	—
	ほう酸水貯蔵タンク水位	1	0	0	—	ほう酸水注入系の 運転状態を監視す るパラメータ	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOC A時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉スクラム及びLOCA発生の確認	平均出力領域計装	2	2	0	①	—	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により、平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							制御棒操作監視系	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能	
	起動領域計装	8	8	0	①	—	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により、起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							制御棒操作監視系	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能	
	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバース圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の上昇により、ドライウエル圧力の代替監視可能	
							【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により監視可能	
	サブプレッション・プールのチェンバース圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブプレッション・チェンバース雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバース雰囲気温度、サブプレッション・プールの温度の変化により、サブプレッション・チェンバース圧力の代替監視可能	
							サブプレッション・プールの水温度	3	3	3	監視可能であればサブプレッション・チェンバース圧力（常用計器）により監視可能	
【サブプレッション・チェンバース圧力】							2	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバース圧力（常用計器）により監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOC A時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
高圧注水機能喪失の確認 (1/2)	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOC A時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
高圧注水機能喪失の確認 (2/2)	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、原子炉隔離時冷却系 系統流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、原子炉隔離時 冷却系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、高圧炉心スプレイ系 系統流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							サブレーション・プール水位	1	1	1		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、高圧炉心スプ レイ系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力 を計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水 位により、原子炉圧力の代替監視 可能	
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力 を計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水 位により、原子炉圧力の代替監視 可能	
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水 位により、原子炉圧力の代替監視 可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOC A時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
高圧代替注水系の 起動操作※	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
高圧代替注水系系統流量		1	1	1	①	—	サブプレッジョン・プール水位	1	1	1	サブプレッジョン・プール水位の水位変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOC A時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
低圧注水機能喪失の確認	低圧炉心スプレイスポン プ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
	残留熱除去系ポンプ吐出 圧力計	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
常設低圧代替注水 ポンプを用いた低 圧代替注水系（常 設）の起動準備操 作	常設低圧代替注水系ポン プ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	—	—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOC A時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作（1/2）	原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
	原子炉圧力（SA）	2	2	1	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力（SA）	2	2	2		
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	2	2	2	—	—	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	2	2	2	—	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系統流量	3	3	3		
	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	2	2	2	—	—	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOC A時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作（2/2）							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	—	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	—	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0		
							代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	2	2	2	①	—	低圧代替注水系格納容器スプレイス流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	2	2	2		
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	2	2	2	①	—	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	2	2	2	①	—	格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOC A 時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉水位の調整 操作	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		監視事項は抽出パラメータにて確認
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量	2	2	2		
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系統格納容器下部注水流量	1	1	1	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2		

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOC A時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（1/2）	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の上昇により、ドライウエル圧力の代替監視可能	
							【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により監視可能	
							ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	
	サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	サブレーション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブレーション・チェンバ雰囲気温度、サブレーション・ブール水温度の変化により、サブレーション・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブレーション・ブール水温度	3	3	3		
							【サブレーション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であればサブレーション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	
							代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	—	サブレーション・ブール水位	1	1	1	サブレーション・ブール水位の水位置変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ												

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOC A時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器サブレイ冷却系（常設）による格納容器冷却 (2/2)	サブレーション・ブール水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系格納容器サブレイ流量	2	2	2	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、サブレーション・ブール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化により、サブレーション・ブール水位の代替監視可能	
							ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブレーション・チェンバ圧力の差圧により、サブレーション・ブール水位の代替監視可能	
							サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	監視可能であればサブレーション・ブール水位（常用計器）により監視可能	
							【サブレーション・ブール水位】	2	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOC A時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱（サブプレッション・チェンバ側） (1/2)	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			ドライウエル雰囲気温度	8			8	8	ドライウエル雰囲気温度の上昇により、ドライウエル圧力の代替監視可能			
			【ドライウエル圧力】	2			0	0	監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により監視可能			
サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
						サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・ブール水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能		
						サブプレッション・ブール水温度	3	3	3			
						【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		
サブプレッション・ブール水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、サブプレッション・ブール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
						代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化により、サブプレッション・ブール水位の代替監視可能		
						ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の差圧により、サブプレッション・ブール水位の代替監視可能		
						サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の差圧により、サブプレッション・ブール水位の代替監視可能		
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	2 1	2 1	2 1	①	—	【サブプレッション・ブール水位】	2	0	0	監視可能であればサブプレッション・ブール水位（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
						ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力により、格納容器圧力逃がし装置による冷却の代替監視可能		
						サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2			
						ドライウエル圧力	1	1	1			
						サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOC A時注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
格納容器圧力速がし装置による格納容器除熱（サブレーション・チェンバ側） (2/2)	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	
	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	2 1	2 1	2 1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度、サブレーション・チェンバ雰囲気温度、	
							サブレーション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	ドライウエル圧力及びサブレーション・チェンバ圧力により、格納容器圧力逃がし装置による冷却の代替監視可能	
可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2		
							低圧代替注水系格納容器下都注水流量	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉スクラムの確認	平均出力領域計装	2	2	0	①	—	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により、平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							制御棒操作監視系	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能	
	起動領域計装	8	8	0	①	—	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により、起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
原子炉隔離時冷却系の自動起動の確認 (1/2)							制御棒操作監視系	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能	
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧炉心スブレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スブレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	—	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		補助パラメータ分類理由	パラメータ分類	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉隔離時冷却系の自動起動の確認 (2/2)	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	—	①	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水 位変化より、原子炉隔離時冷却系 系統流量の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、原子炉隔離時 冷却系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
	原子炉圧力（SA）	2	2	2	—	①	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力 を計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水 位により、原子炉圧力の代替監視 可能	
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
	原子炉圧力	2	2	1	—	①	原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力 を計測することができ、監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
							原子炉圧力（SA）	2	2	2		
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水 位により、原子炉圧力の代替監視 可能	
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水 位により、原子炉圧力の代替監視 可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
I S L O C A 発生の確認	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系統原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	—	低圧代替注水系統原子炉注水流量	3	3	3		監視事項は抽出パラメータにて確認
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、原子炉隔離時冷却系統流量の代替監視可能	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		—

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
中央制御室における残留熱除去系の注入弁の閉止操作	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
低圧炉心スプレイ系の起動操作	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	—	高圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							—	—	—	—		
							—	—	—	—		
							—	—	—	—		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作（1/2）	原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能 飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力（SA）	2	2	2		
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	高圧代替注水系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系統流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作（2/2）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系統原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							サブプレッション・プール水位	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1									
格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	2	2	2	①	—	格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）	2	2	2		
							格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）	2	2	2		
常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）の起動準備操作	常設低圧代替注水系統ポンプ吐出圧力	2	2	2	—	—	—	—	—	—	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							—	—	—	—		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉水位の維持 操作 (1/2)	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉水位の維持 操作 (2/2)	低圧代替注水系原子炉注 水流量	3	3	3	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
中央制御室における残留熱除去系の 弁の閉止操作 (1/2)	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
	原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
							原子炉圧力（SA）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
中央制御室における残留熱除去系の閉止操作 (2/2)	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (燃料域)	1	1	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系によるサブレーション・プールの冷却作	サブレーション・プールの水温度	3	3	3	①	—	サブレーション・チェンバの圧力	1	1	1	飽和温度／圧力の関係からサブレーション・チェンバ圧力により，サブレーション・プールの水温度の代替監視可能 サブレーション・チェンバ雰囲気温度の温度変化により，サブレーション・プールの水温度の代替監視可能 サブレーション・プールの水位の水位置変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能 崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブレーション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		
	残留熱除去系系統流量	1	0	0	①	—	サブレーション・プールの水位	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		SBO	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等			
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
現場操作における 残留熱除去系の注 入弁の開止操作							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1				
	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)		1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能			
		低圧代替注水系原子炉注水流量					3	3	3					
		代替循環冷却系原子炉注水流量					1	1	1					
		原子炉隔離時冷却系統流量					1	1	1					
		高圧炉心スプレイ系統流量					1	0	0					
		残留熱除去系系統流量					3	0	0					
		低圧炉心スプレイ系統流量					1	0	0					
		原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)												原子炉水位 (SA広帯域)
原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)		2	2	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能				
	低圧代替注水系原子炉注水流量					3	3	3						
	代替循環冷却系原子炉注水流量					1	1	1						
	原子炉隔離時冷却系統流量					1	1	1						
	高圧炉心スプレイ系統流量					1	0	0						
	残留熱除去系系統流量					3	0	0						
	低圧炉心スプレイ系統流量					1	0	0						
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力					3	0	0	—		—	—	—	—

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉水位の調整 操作 (1/2)	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉水位の調整 操作 (2/2)	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4		監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
	低圧炉心スプレイス系統 流量	1	0	0	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力	4	4	4		
							サブプレッジョン・プール水位	1	1	1	サブプレッジョン・プール水位の水位変化より、低圧炉心スプレイス系統流量の代替監視可能	
	低圧炉心スプレイス系統 流量	1	0	0	①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧炉心スプレイス系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
	低圧炉心スプレイス系統 流量	1	0	0	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力	4	4	4		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

2.8 津波浸水による注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
対象なし												

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉スクラム確 設	平均出力領域計装	2	2	0	①	—	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により、平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							制御棒操作監視系①	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能	
	起動領域計装	8	8	0	①	—	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により、起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
高圧・低圧注水機 能喪失確認							制御棒操作監視系①	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	—	サブレーション・ブール水位	1	1	1	サブレーション・ブール水位の水位置変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	—	サブレーション・ブール水位	1	1	1	サブレーション・ブール水位の水位置変化より、高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
炉心損傷確認	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	2	2	2	①	—	格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	2	2	2	①	—	格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.1 零囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合

対応手段		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		SBO
		計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等		
直後	負荷切り離した後			直後	負荷切り離した後									
常設代替高圧電源装置による交流電源供給及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却並びに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（1/3）	原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1				
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1				
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1				
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1				
							原子炉圧力容器温度	4	4	4				
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力（SA）	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1				
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1				
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1				
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1				
							原子炉圧力容器温度	4	4	4				
	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1				
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1				
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3				
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1				
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能			
原子炉心スプレイ系統 残留熱除去系統流量 低圧炉心スプレイ系統 流量	1 3 1	1 1 1	1 1 1	① ①	— —	高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0					
						残留熱除去系統流量	3	0	0					
						低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0					

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
常設代替高圧電源装置による交流電源供給及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却並びに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（2/3）	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	—	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	—	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
							高圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1		
	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8		
サブレーション・チェンバ圧力							〔ドライウエル圧力〕	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	
							サブレーション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブレーション・チェンバ雰囲気温度、サブレーション・プール水温度の変化により、サブレーション・チェンバ圧力の代替監視可能	
							サブレーション・プール水温度	3	3	3		
							〔サブレーション・チェンバ圧力〕	2	0	0	監視可能であればサブレーション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
常設代替高圧電源装置による交流電源供給及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却並びに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（3/3）	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッジョン・チェンバール圧力の上昇により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブプレッジョン・プール水位	1	1	1	サブプレッジョン・プール水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	
	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替格納容器スプレッド冷却系（常設）による格納容器冷却	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の上昇により、ドライウエル圧力の代替監視可能	
							【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により監視可能	
	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度、サブプレッション・プールの温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能	
							サブプレッション・プールの水温度	3	3	3		
							【サブプレッション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	
	低圧代替注水系格納容器スプレッド流量	2	2	2	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化により、低圧代替注水系格納容器スプレッド流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブプレッション・プールの水位	1	1	1	サブプレッション・プールの水位変化より、低圧代替注水系格納容器スプレッド流量の代替監視可能	
	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレッド流量	2	2	2		
							低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1		
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱 (1/3)	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の上昇により、ドライウエル圧力の代替監視可能	
							【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により監視可能	
							ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	
	サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	サブレーション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブレーション・チェンバ雰囲気温度、サブレーション・プール水温度の変化により、サブレーション・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブレーション・プール水温度	3	3	3		
							【サブレーション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であればサブレーション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	
							サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度／圧力の関係からサブレーション・チェンバ圧力により、サブレーション・プール水温度の代替監視可能	
	サブレーション・プール水温度	3	3	3	①	—	サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	サブレーション・チェンバ圧力により、サブレーション・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブレーション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブレーション・チェンバ雰囲気温度の温度変化により、サブレーション・プール水温度の代替監視可能	
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、サブレーション・プール水位の代替監視可能	
							代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化により、サブレーション・プール水位の代替監視可能	
サブレーション・プール水位	1	1	1	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブレーション・チェンバ圧力の差圧により、サブレーション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
						サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1			
						【サブレーション・プール水位】	2	0	0	監視可能であればサブレーション・プール水位（常用計器）により監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.1 零囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱(2/3)	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							高圧代替注水系統流量	3	3	3		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	1	1	1		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱(3/3)	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	①	—	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化により，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	
緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力容器温度	4	4	4	原子炉圧力容器温度，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プール水温度により，残留熱除去系による冷却の代替監視可能	
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8		
							サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		SBO
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等		
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後			
原子炉スクラム確認	平均出力領域計装	2	2	0	①	—	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により、平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							【制御棒操作監視系】	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能		
	起動領域計装	8	8	0	①	—	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により、起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							【制御棒操作監視系】	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能		
高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	①	—	サブレーション・ブール水位	1	1	1	サブレーション・ブール水位の水位変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1			
	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	—	サブレーション・ブール水位	1	1	1	サブレーション・ブール水位の水位変化より、高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧炉心スプレイ系系統流量の代替監視可能		
							原子炉水位（燃料域）	1	1	1			
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1			
炉心損傷確認	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—	
	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.1 零囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		SBO
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等		
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後			
常設代替高圧電源装置による交流電源供給及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却並びに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（1/3）	原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1			
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1			
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1			
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							原子炉圧力（SA）	2	2	2			
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1			
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1			
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							原子炉圧力容器温度	4	4	4			
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1			
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1			
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1			
	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1			
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1			
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0			
							残留熱除去系統流量	3	0	0			
	原子炉注水（1/3）	原子炉注水	1	1	1	1	1	1	1	0	0	0	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.1 零圧気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
常設代替高圧電源装置による交流電源供給及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却並びに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（2/3）	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	—	原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能 原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能 直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能 ドライウエル零圧気温度の上昇により、ドライウエル圧力の代替監視可能 監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により監視可能 直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能 サブプレッション・チェンバ零圧気温度、サブプレッション・プール水温度の変化により、サブプレッション・チェンバ圧力の代替監視可能 監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能 ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の上昇により、ドライウエル零圧気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	①	—	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
							高圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		
	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル零圧気温度	8	8	8		
							[[ドライウエル圧力]]	2	0	0		
							ドライウエル圧力	1	1	1		
サブプレッション・チェンバ圧力		1	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ零圧気温度	2	2	2	監視事項は抽出パラメータにて確認	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブプレッション・プール水温度	3	3	3		
							[[サブプレッション・チェンバ圧力]]	2	0	0		
ドライウエル零圧気温度		8	8	8	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1		
							サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.1 零囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後				直後	負荷切り離した後		
常設代替高圧電源装置による交流電源供給及び代替格納容器サブレイ冷却系（常設）による格納容器冷却並びに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（3/3）	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	①	—	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	低圧代替注水系格納容器サブレイ流量	2	2	2	①	—	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器サブレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2			2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価		SBO
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等		
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後			
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の上昇により、ドライウエル圧力の代替監視可能		
							【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により監視可能		
	サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							サブレーション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブレーション・チェンバ雰囲気温度、サブレーション・プールの温度の変化により、サブレーション・チェンバ圧力の代替監視可能		
							サブレーション・プールの水温度	3	3	3			
							【サブレーション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であればサブレーション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能		
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化により、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							サブレーション・プールの水位	1	1	1	サブレーション・プールの水位変化より、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替監視可能		
	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量							2	2	2				
低圧代替注水系格納容器下部注水流量							1	1	1				
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力							2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能			

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の上昇により、ドライウエル圧力の代替監視可能	
	サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	〔ドライウエル圧力〕	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	
							サブレーション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブレーション・チェンバ雰囲気温度、サブレーション・プール水温度の変化により、サブレーション・チェンバ圧力の代替監視可能	
							〔サブレーション・チェンバ圧力〕	2	0	0	監視可能であればサブレーション・チェンバ圧力（常用計器）により監視可能	
	サブレーション・プール水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系格納容器スブレイ流量	2	2	2	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、サブレーション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化により、サブレーション・プール水位の代替監視可能	
							ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブレーション・チェンバ圧力の差圧により、サブレーション・プール水位の代替監視可能	
							〔サブレーション・プール水位〕	2	0	0	監視可能であればサブレーション・プール水位（常用計器）により監視可能	
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	2 1	2 1	2 1	2 1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度、サブレーション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力及びサブレーション・チェンバ圧力により、格納容器圧力逃がし装置による冷却の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブレーション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2		
							ドライウエル圧力	1	1	1		
							サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉スクラム確認	平均出力領域計装	2	2	0	①	—	起動領域計装	8	8	0	起動領域計装により、平均出力領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							【制御棒操作監視系】	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能	
	起動領域計装	8	8	0	①	—	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により、起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
高圧・低圧注水機能喪失確認							【制御棒操作監視系】	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能	
	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	①	—	サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、原子炉隔離時冷却系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系統流量の代替監視可能	
							原子炉炉水位 (燃料域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉炉水位の変化より、原子炉隔離時冷却系統流量の代替監視可能	
							原子炉炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉炉水位の変化より、高圧炉心スプレイ系統流量の代替監視可能	
							原子炉炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉炉水位の変化より、高圧炉心スプレイ系統流量の代替監視可能	
							サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、高圧炉心スプレイ系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	高圧炉心スプレイ系系統流量	1	0	0	①	—	原子炉炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉炉水位の変化より、高圧炉心スプレイ系統流量の代替監視可能	
							原子炉炉水位 (燃料域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉炉水位の変化より、高圧炉心スプレイ系統流量の代替監視可能	
							原子炉炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉炉水位の変化より、高圧炉心スプレイ系統流量の代替監視可能	
							原子炉炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉炉水位の変化より、高圧炉心スプレイ系統流量の代替監視可能	
							サブレーション・プール水位	1	1	1	サブレーション・プール水位の水位変化より、高圧炉心スプレイ系統流量の代替監視可能	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	1	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0	0	—	—	—	—	—	—	—	—

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
高圧代替注水系による原子炉注水※	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	① ①	—	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧代替注水系原子炉注水量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	①	—	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の変化より、高圧代替注水系流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
逃がし安全弁による原子炉急速減圧(1/2)	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4		監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		監視事項は抽出パラメータにて確認
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	①	—	低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
逃がし安全弁による原子炉急速減圧(2/2)	原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系統原子炉注水量	3	3	3		
							代替循環冷却系統原子炉注水量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
炉心損傷確認	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	2	2	2	①	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	2	2	2	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
格納容器下部注水系（常設）によるベデスタル（ドレイウエル部）注水操作	格納容器下部水位	5 2	5	5	①	—	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より、格納容器下部水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			2	2			代替淡水貯槽水位	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、格納容器下部水位の代替監視可能		
							代替淡水貯槽水位	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替監視可能		
							格納容器下部水位	5 2	5 2	格納容器下部水位の水位変化により、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替監視可能		
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2		
				1			1	1	1	1		
							代替淡水貯槽水位	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉圧力容器破損確認	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4		監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力容器温度	4	4	4		
							サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	
	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の上昇により、ドライウエル圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							〔ドライウエル圧力〕	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力（常用計器）により監視可能	
							ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の上昇により、ドライウエル雰囲気温度の代替監視可能	
原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器温度	4	4	4	①	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	0	0	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により、原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉圧力	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力により、原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
代替格納容器サブレイ冷却系（常設）による格納容器サブレイ操作（原子炉圧力容器破損後）	格納容器サブレイ流量	2	2	2	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器サブレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	サブレイ流量						サブレイ流量	1	1	1	サブレイ流量の代替監視可能	
	原子炉圧力						サブレイ流量	1	1	1	サブレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉圧力						サブレイ流量	1	1	1	サブレイ流量の代替監視可能	
	原子炉圧力						サブレイ流量	1	1	1	サブレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉圧力						サブレイ流量	1	1	1	サブレイ流量の代替監視可能	
	原子炉圧力						サブレイ流量	1	1	1	サブレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉圧力						サブレイ流量	1	1	1	サブレイ流量の代替監視可能	
	原子炉圧力						サブレイ流量	1	1	1	サブレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉圧力						サブレイ流量	1	1	1	サブレイ流量の代替監視可能	
代替格納容器サブレイ冷却系（常設）による格納容器サブレイ操作（原子炉圧力容器破損後）	原子炉圧力						代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器サブレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉圧力						代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器サブレイ流量の代替監視可能	
	原子炉圧力						代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器サブレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉圧力						代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器サブレイ流量の代替監視可能	
	原子炉圧力						代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器サブレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉圧力						代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器サブレイ流量の代替監視可能	
	原子炉圧力						代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器サブレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉圧力						代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器サブレイ流量の代替監視可能	
	原子炉圧力						代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器サブレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	原子炉圧力						代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器サブレイ流量の代替監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
格納容器下部注水系（常設）によるベデスタル（ドレイウエル部）注水再開	格納容器下部水位	5 2	5	5	①	—	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量より、格納容器下部水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			2	2			代替淡水貯槽水位	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、格納容器下部水位の代替監視可能		
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			2	2			格納容器下部水位	5 2	5 2	格納容器下部水位の水位変化により、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替監視可能		
	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			2	2			低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2			代替淡水貯槽水位	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
			2	2			2	2	2	2	2	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱(1/3)	ドライウエル圧力	1	1	1	①	—	サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度の上昇により、ドライウエル圧力の代替監視可能	
							【ドライウエル圧力】	2	0	0	監視可能であればドライウエル圧力(常用計器)により監視可能	
							ドライウエル圧力	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	
	サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	①	—	サブレーション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブレーション・チェンバ雰囲気温度、サブレーション・プール温度の変化により、サブレーション・チェンバ圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							【サブレーション・チェンバ圧力】	2	0	0	監視可能であればサブレーション・チェンバ圧力(常用計器)により監視可能	
	サブレーション・プール水温度	3	3	3	①	—	サブレーション・チェンバ圧力	1	1	1	飽和温度／圧力の関係からサブレーション・チェンバ圧力により、サブレーション・プール水温の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							サブレーション・チェンバ雰囲気温度	2	2	2	サブレーション・チェンバ雰囲気温度の温度変化により、サブレーション・プール水温の代替監視可能	
							低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、サブレーション・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	サブレーション・プール水位	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化により、サブレーション・プール水位の代替監視可能	
							ドライウエル圧力	1	1	1	ドライウエル圧力及びサブレーション・チェンバ圧力の差圧により、サブレーション・プール水位の代替監視可能	
							【サブレーション・プール水位】	2	0	0	監視可能であればサブレーション・プール水位(常用計器)により監視可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱(2/3)	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段		抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
		計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
				直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱(3/3)	代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱(3/3)	代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1	①	—	サブプレッション・プール水位	1	1	1	サブプレッション・プール水位の水位変化より、代替循環冷却系原子炉注水流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
				2	2					2	2		
				2	2					2	2		
				1	1					1	1		
				1	1					1	1		
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	1	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	8	8	8	8	ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の温度変化により、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			2	2	2				2				
			2	2	2				2				
			2	2	2				2				
			2	2	2				2				
	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	4	原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度及びサブプレッション・プール水温度により、残留熱除去系による冷却の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			8	8	8				8				
			8	8	8				8				
			2	2	2				2				
			2	2	2				2				
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	1	1	1	①	—	サブプレッション・プール水温度	3	3	3	3	サブプレッション・プール水温度による冷却の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			3	3	3				3				
			3	3	3				3				
			3	3	3				3				
			3	3	3				3				

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
対象なし												

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.4 水素燃焼

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後			
												計器故障等	SBO
対象なし													

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
対象なし												

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

4.1 想定事故 1

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
使用済燃料プール冷却機能喪失の確認	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度 (SA)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1 1	1 1	1 1	①	—	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	残留熱除去系系統流量	1	0	0	①	—	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	—
使用済燃料プール注水機能喪失の確認 (1/2)	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

4.1 想定事故 1

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
使用済燃料プール注水機能喪失の確認 (2/2)	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	①	—	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール監視カメラ	1 1 1	1 1 1	1 1 1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確保することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確保することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	残留熱除去系系統流量	1	0	0	①	—	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ	1 1 1	1 1 1	1 1 1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確保することができ、使用済燃料プールの監視可能	—
	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ	1 1 1	1 1 1	1 1 1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確保することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
使用済燃料プール水位、温度の監視	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度（SA） 放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ	1 1 1	1 1 1	1 1 1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確保することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ	1 1 1	1 1 1	1 1 1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確保することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度（SA） 放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ	1 1 1	1 1 1	1 1 1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確保することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ	1 1 1	1 1 1	1 1 1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確保することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

4.1 想定事故 1

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
常設 低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プールの注水系（常設スブレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水※	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確保することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確保することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	①	—	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確保することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確保することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	3 2 1	3 2 1	3 2 1	代替淡水貯槽を水源とするポンプの吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

4.1 想定事故 1

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
可搬型代替注水大 型ポンプによる代 替燃料プール注水 系（可搬型） （インゾル）を使用 した使用済燃料プ ールへの注水※	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・ 温度 (SA広域)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況， 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止 状況を確認することができ，使用 済燃料プールの監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
	使用済燃料プール水位・ 温度 (SA広域)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況， 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止 状況を確認することができ，使用 済燃料プールの監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
	使用済燃料プールエリア 放射線モニタ（高レン ジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	①	—	使用済燃料プール水位・ 温度 (SA広域)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況， 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止 状況を確認することができ，使用 済燃料プールの監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
	使用済燃料プール監視カ メラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況， 放射線の遮蔽状況及び臨界の防止 状況を確認することができ，使用 済燃料プールの監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
	使用済燃料プール監視カ メラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プール監視カ メラ	1	1	1	使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
	使用済燃料プール監視カ メラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プール監視カ メラ	1	1	1	使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
	使用済燃料プール監視カ メラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プール監視カ メラ	1	1	1	使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
	使用済燃料プール監視カ メラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プール監視カ メラ	1	1	1	使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

4.1 想定事故 1

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プールの注水系（常設ヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水準備	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール温度（SA広域）	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

4.1 想定事故 1

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プールの注水系（常設スプレイヤヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度（SA） 放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	①	—	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

4.2 想定事故 2

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
使用済燃料プール水位低下の確認	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確保することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確保することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1 1	1 1	1 1	①	—	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確保することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確保することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

4.2 想定事故 2

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
使用済燃料プール注水機能喪失の確認	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1 1	1 1	1 1	①	—	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度 (SA)	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	残留熱除去系系統流量	1	0	0	①	—	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

4.2 想定事故 2

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
使用済燃料プールの水位、温度監視	使用済燃料プールの温度 (SA)	1	1	1	①	—	使用済燃料プールの水位・温度 (SA広域)	1	1	1	使用済燃料プールの冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プールの水位・温度 (SA広域)	1	1	1	①	—	使用済燃料プールの温度 (SA)	1	1	1	使用済燃料プールの冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プールの監視カメラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プールの監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プールの冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プールの監視カメラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プールの監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プールの冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プールの注水系 (常設スプレイヤ・ヘッダ) を使用した使用済燃料プールへの注水※ (1/2)	使用済燃料プールの温度 (SA)	1	1	1	①	—	使用済燃料プールの水位・温度 (SA広域)	1	1	1	使用済燃料プールの冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プールの温度 (SA)	1	1	1	①	—	使用済燃料プールの水位・温度 (SA広域)	1	1	1	使用済燃料プールの冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プールの温度 (SA)	1	1	1	①	—	使用済燃料プールの水位・温度 (SA広域)	1	1	1	使用済燃料プールの冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プールの温度 (SA)	1	1	1	①	—	使用済燃料プールの水位・温度 (SA広域)	1	1	1	使用済燃料プールの冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

4.2 想定事故 2

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
常設 低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プールの注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水※ (2/2)	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	①	—	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール監視カメラ	1 1 1	1 1 1	1 1 1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確保することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1 1	1 1 1	1 1 1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を確保することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水量 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 低圧代替注水系格納容器下部注水量	3 2 1	3 2 1	3 2 1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち，運転している系統の注水量より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

4.2 想定事故 2

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プールの注水系統（可搬型スプレインゾル）を使用した使用済燃料プールの注水※	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	①	—	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

※有効性評価上考慮しない操作

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

4.2 想定事故 2

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プールの注水系（常設スプレイヤヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水準備	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	①	—	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

4.2 想定事故 2

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プールの注水系（常設ベンツダ）を使用した使用済燃料プールへの注水	使用済燃料プール温度（SA）	1	1	1	①	—	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1 1	1 1	1 1	①	—	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	①	—	使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	1	1	1	使用済燃料プール内の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

5.1 崩壊熱除去機能喪失

対応手段		抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
		計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO		
				直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後				
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系の停止確認）	残留熱除去系系統流量	1	0	0	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	原子炉圧力容器温度、ドライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバール雰囲気温度、サブプレッション・プール水温度により、残留熱除去系の運転状態を監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
	残留熱除去系熱交換器入口温度	1	0	0	①	—	ドライウェル雰囲気温度	8	8	8					
	残留熱除去系熱交換器出口温度	1	0	0	①	—	サブプレッション・チェンバール雰囲気温度	2	2	2					
	残留熱除去系海水系系統流量	1	0	0	①	—	サブプレッション・プール水温度	3	3	3					
	逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能				
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1					
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1					
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1					
							原子炉圧力容器温度	4	4	4					
原子炉圧力	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認			
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能				
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1					
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1					
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1					
							原子炉圧力容器温度	4	4	4					

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

5.1 崩壊熱除去機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
待機中残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉压力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
残留熱除去系系統流量	サプレッション・プール水位	1	0	0	①	—	サプレッション・プール水位	1	1	1	サプレッション・プール水位の水位変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

5.1 崩壊熱除去機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転による原子炉冷却							原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイス系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイス系統流量	2 2 1 3 1 1 1 3 1	2 2 1 3 1 1 0 0 0	1 1 1 3 1 1 0 0 0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —			1 1	1 1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 高圧代替注水系系統流量 低圧代替注水系原子炉注水流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心スプレイス系統流量 残留熱除去系系統流量 低圧炉心スプレイス系統流量	1 1 1 3 1 1 1 3 1	1 1 1 3 1 1 0 0 0	1 1 1 3 1 1 0 0 0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	2 2	2 2	1 1	① ①	— —			1 1	1 1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							残留熱除去系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系海水系系統流量	1 1 1 1	0 0 0 0	0 0 0 0	原子炉圧力容器温度、ドラライウェル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバール雰囲気温度、サブプレッション・プール水温度により、残留熱除去系の運転状態を監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

5.2 全交流動力電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
低圧代替注水系統（常設）の起動準備操作（1/2）	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
							高圧代替注水系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイス系統流量	1	0	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

5.2 全交流動力電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
低圧代替注水系統（常設）の起動準備操作（2/2）	原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1		
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
	原子炉圧力（SA）	2	2	1	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力（SA）	2	2	2		
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持（1/2）	低圧代替注水系統原子炉注水流量	3	3	3	①	—	原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（SA燃料域）	4	4	4		
							原子炉圧力容器温度	4	4	4	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系統原子炉注水流量の代替監視可能	
							代替淡水貯槽水位	1	1	1		
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧代替注水系統原子炉注水流量の代替監視可能	
	代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	原子炉水位（燃料域）	2	2	1	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							低圧代替注水系統原子炉注水流量	3	3	3		
							低圧代替注水系統貯容器スプレイ流量	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能	
							低圧代替注水系統貯容器下部注水流量	1	1	1		
逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持（1/2）	原子炉圧力（SA）	2	2	2	①	—	常設低圧代替注水系統ポンプ吐出圧力	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力	2	2	1		
							原子炉水位（広帯域）	2	2	1	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

5.2 全交流動力電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持 (2/2)	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
原子炉水位の調整方法 (1/2)							原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	2		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	2		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

5.2 全交流動力電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
原子炉水位の調整方法 (2/2)	原子炉圧力 (SA)	2	2	2	①	—	原子炉圧力	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
	原子炉圧力	2	2	1	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉圧力 (SA)	2	2	2		
							原子炉水位 (広帯域)	2	2	1		
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	①	—	原子炉圧力容器温度	4	4	4	飽和温度/圧力の関係から原子炉水位により、原子炉圧力の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
						代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能		
						原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より、低圧代替注水系原子炉注水流量の代替監視可能		
						原子炉水位 (燃料域)	2	2	1			
						原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1			
代替淡水貯槽水位	1	1	1	①	—	低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3	代替淡水貯槽を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替淡水貯槽水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
						低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	2	2	2			
						低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	1	1			
						常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	代替淡水貯槽を水源とするポンプ吐出圧力より代替淡水貯槽水位の代替監視可能		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉冷却材流出の確認 (1/2)	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	1	1	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (燃料域)	1	1	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		SBO
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器数	SBO影響		計器故障等	
			直後	負荷切り離した後				直後	負荷切り離した後		
原子炉冷却材流出 の確認 (2/2)	サブレーション・プール 水位	1	1	1	①	—	2	2	2	代替淡水貯槽を水源としている系 統のうち、運転している系統の注 水量より、サブレーション・プー ル水位の代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
								1	1	代替淡水貯槽水位の水位変化によ り、サブレーション・プール水位 の代替監視可能	
								1	1	ドライウエル圧力及びサブレッシ ョン・チェンバ圧力の差圧によ り、サブレーション・プール水位 の代替監視可能	
								1	1	監視可能であればサブレッシ ョン・プール水位（常用計器）によ り監視可能	
								2	0		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
待機中残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							サブプレッジョン・プール水位	1	1	1		
残留熱除去系系統流量	残留熱除去系系統流量	2	0	0	①	—	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	サブプレッジョン・プール水位の変化より、残留熱除去系に必要注水量と原子炉水位の変化より、残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位（燃料域）	2	2	1		
							原子炉水位（SA広帯域）	1	1	1		
							原子炉水位（SA燃料域）	1	1	1		

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

対応手段	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後		
原子炉冷却材漏えい箇所の確認	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	2	2	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	2	2	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (SA広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (SA燃料域)	1	1	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	2 2	2 2	1 1	① ①	— —	原子炉水位 (広帯域)	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							原子炉水位 (燃料域)	1	1	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							原子炉水位 (広帯域)	1	1	1		
							原子炉水位 (燃料域)	1	1	1		
							高圧代替注水系系統流量	1	1	1		
							低圧代替注水系原子炉注水流量	3	3	3		
							代替循環冷却系原子炉注水流量	1	1	1		
							原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1		
							高圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		
							残留熱除去系統流量	3	0	0		
							低圧炉心スプレイ系統流量	1	0	0		

表 1 重大事故等対処に係る監視事項

5.4 反応度の誤投入

対応手段	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離した後					直後	負荷切り離した後		
C R - 2 の「連続引き抜き」(誤操作による反応度誤投入)	起動領域計装	8	8	0	①	—	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により、起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							制御棒操作監視系	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能	
反応度誤投入後の原子炉スクラムの確認	起動領域計装	8	8	0	①	—	平均出力領域計装	2	2	0	平均出力領域計装により、起動領域計装の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
							制御棒操作監視系	1	1	0	制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能	

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

重大事故等対策の成立性

1. 可搬型計測器の接続操作

a. 操作概要

重大事故等時に必要な監視パラメータへの給電（交流，直流）が困難な場合に，可搬型計測器を接続し，中央制御室にて計測，監視を行う。

b. 作業場所

中央制御室

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型計測器の接続，可搬型計測器による計測，監視に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

所要時間目安：1測定点あたり54分

中央制御室までの移動時間：44分

可搬型計測器1台当たりの時間：10分

（2測定点以降，連続で接続する場合は10分追加）

d. 操作の成立性について

作業環境：中央制御室内は可搬型照明が配備されており，建屋内常用照明消灯時における操作性を確保している。また，ヘッドライト及びLEDライトを携行している。

移動経路：ヘッドライト及びLEDライトを携行し移動する。アクセスルート上に支障となる設備はない。また，放射性物質が放出される可能性があることから，移動は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を必要により装備し，復路用を携行して移動する。

操作性：通常の端子リフト・接続操作であり，容易に実施可能である。

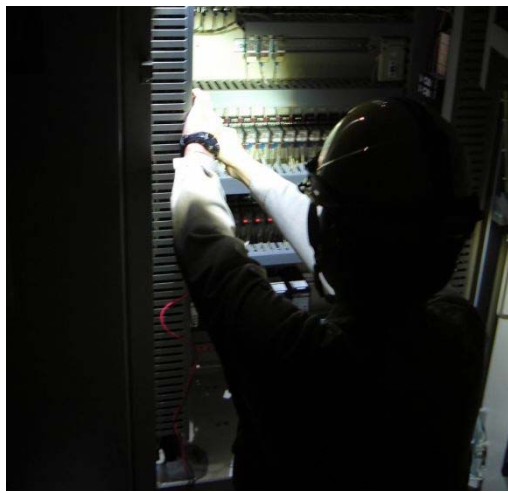
連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。



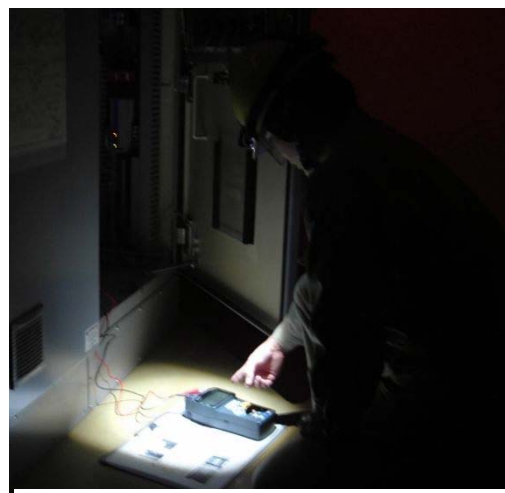
可搬型計測器



電池容量確認



可搬型計測器接続



計測結果読み取り

可搬型計測器の必要個数整理 (1/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの 計測範囲	可搬型計測器の 測定可能範囲	重要 計器数 ※1	必要 個数 ※2	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力容器 内の温度	原子炉圧力容器温度	0～500℃	0～900℃*1	4	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代 表して1チャンネルを測定する。
	原子炉圧力	0～10.5MPa[gage]	0～10.5MPa[gage]	2	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代 表して1チャンネルを測定する。
原子炉圧力容器 内の圧力	原子炉圧力 (SA)	0～10.5MPa[gage]	0～10.5MPa[gage]	2		弾性圧力検出器	中央制御室	
	原子炉水位 (広帯域)	－3,800～1,500 mm *2	－3,800～1,500 mm *2	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代 表して1チャンネルを測定する。
	原子炉水位 (燃料域)	－3,800～1,300 mm *3	－3,800～1,300 mm *3	2		差圧式水位検出器	中央制御室	
	原子炉水位 (SA広帯域)	－3,800～1,500 mm *2	－3,800～1,500 mm *2	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
	原子炉水位 (SA燃料域)	－3,800～1,300 mm *3	－3,800～1,300 mm *3	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器 への注水量	高压代替注水系 系統流量	0～50L/s	0～50L/s	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却系 系統流量	0～50L/s	0～50L/s	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	高压炉心スプレイ系 系統流量	0～500L/s	0～500L/s	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低压代替注水系 原子炉注水流量	0～500m ³ /h*4	0～500m ³ /h*4	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
		0～60m ³ /h*5	0～60m ³ /h*5	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
		0～150m ³ /h*6	0～150m ³ /h*6	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	代替循環冷却系 原子炉注水流量	0～200m ³ /h	0～200m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	残留熱除去系 系統流量	0～600L/s	0～600L/s	3	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	低压炉心スプレイ系 系統流量	0～600L/s	0～600L/s	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
原子炉格納容器 への注水量	低压代替注水系 格納容器スプレイ流量	0～500m ³ /h*7	0～500m ³ /h*7	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
		0～500m ³ /h*8	0～500m ³ /h*8	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低压代替注水系 格納容器下部注水流量	0～200m ³ /h	0～200m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	—

※1：監視パラメータの計器数 ※2：可搬型計測器の必要個数

可搬型計測器の必要個数整理 (2/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数※1	必要個数※2	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の温度	ドライウエール雰囲気温度	0～300℃	0～350℃＊1	8	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブレーション・チェン雰囲気温度	0～200℃	0～350℃＊1	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブレーション・プー ル水温度	0～200℃	0～350℃＊1	3	1	測温抵抗体	中央制御室	
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエール圧力	0～1MPa[abs]	0～1MPa[abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブレーション・チェン圧力	0～1MPa[abs]	0～1MPa[abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉格納容器内の水位	サブレーション・プー ル水位	－4～＋16m (EL. －970～＋19,030mm)	－4～＋16m (EL. －970～＋19,030mm)	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	－
	格納容器下部水位	＋0.1m, ＋1.0m, ＋1.5m, ＋2.0m, ＋2.2m (EL. 12, 156mm, 12, 656mm, 13, 156mm, 13, 656mm, 13, 856mm)	＋0.1m, ＋1.0m, ＋1.5m, ＋2.0m, ＋2.2m (EL. 12, 156mm, 12, 656mm, 13, 156mm, 13, 656mm, 13, 856mm)	5	1	電極式水位検出器	中央制御室	
		＋2.2m, ＋2.9m (EL. 13, 856mm, m14, 556mm) ＊9	＋2.2m, ＋2.9m (EL. 13, 856mm, 14, 556mm) ＊9	2				
		0～100vol%	－	1				
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	10 ^{－2} ～10 ⁵ Sv/h	－	2	＊12	イオンチェンバ	－	可搬型計測器での測定対象外。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	10 ^{－2} ～10 ⁵ Sv/h	－	2	＊12	イオンチェンバ	－	可搬型計測器での測定対象外。
未臨界の維持又は確認	起動領域計装	10 ^{－1} ～10 ⁶ cps (1.0×10 ³ ～1.0×10 ⁹ nv) 0～40%又は 0～125% (1.0×10 ⁸ ～1.5×10 ¹³ nv)	－	8	＊12	核分裂電離箱	－	可搬型計測器での測定対象外。
	平均出力領域計装	0～125% (1.2×10 ¹² ～1.0×10 ¹⁴ cm ^{－2} ・s ^{－1}) ＊10	－	2＊11	＊12	核分裂電離箱	－	可搬型計測器での測定対象外。

※1：監視パラメータの計器数 ※2：可搬型計測器の必要個数

可搬型計測器の必要個数整理 (3/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数※1	必要個数※2	検出器の種類	測定箇所	備考
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位	180～5,500mm	180～5,500mm	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置圧力	0～1MPa[gage]	0～1MPa[gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置スクラビング水温度	0～300℃	0～350℃*1	1	1	熱電対	中央制御室	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	10 ⁻² ～10 ⁻⁵ Sv/h	—	2	*12	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置入口水素濃度	0～100vol%	—	1	*12	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	10 ⁻³ ～10 ⁻⁴ mSv/h	—	2	*12	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	0～200℃	0～350℃*1	1	1	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0～400m ³ /h	0～400m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	—
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	0～350℃*1	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャナンネルが存在するが、代表して1チャナンネルを測定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300℃	0～350℃*1	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャナンネルが存在するが、代表して1チャナンネルを測定する。
	残留熱除去系海水系系統流量	0～550L/s	0～550L/s	2		差圧式流量検出器	中央制御室	複数チャナンネルが存在するが、代表して1チャナンネルを測定する。
	緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)	0～800m ³ /h	0～800m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	複数チャナンネルが存在するが、代表して1チャナンネルを測定する。
	緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)	0～50m ³ /h	0～50m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	複数チャナンネルが存在するが、代表して1チャナンネルを測定する。
	代替淡水貯槽水位	0～20m	0～20m	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—
水源の確保	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0～10MPa[gage]	0～10MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	0～10MPa[gage]	0～10MPa[gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0～10MPa[gage]	0～10MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0～5MPa[gage]	0～5MPa[gage]	2		弾性圧力検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	0～5MPa[gage]	0～5MPa[gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0～4MPa[gage]	0～4MPa[gage]	3		弾性圧力検出器	中央制御室	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0～4MPa[gage]	0～4MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	

※1：監視パラメータの計器数 ※2：可搬型計測器の必要個数

可搬型計測器の必要個数整理 (4/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数※1	必要個数※2	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0～10vol%	—	2	*12	触媒式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
		0～20vol%	—	3		熱伝導式水素検出器	—	
原子炉格納容器内の酸素濃度	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0～300℃	0～350℃*1	4*13	2	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	格納容器内酸素濃度(SA)	0～25vol%	—	1	*12	磁気力式酸素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	—4,300～+7,200mm (EL. 35,077～46,577mm)	—	1	*12	ガイドパルス式水位検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
		0～120℃	0～350℃*1	1*14		測温抵抗体	中央制御室	
	使用済燃料プール温度 (SA)	0～120℃	0～350℃*1	1*15	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	使用済燃料エリアプー ル放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 ⁻² ～10 ⁵ Sv/h	—	1	*12	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	使用済燃料プール監視 カメラ	10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h	—	1				
		—	—	1	*12	赤外線カメラ	—	可搬型計測器での測定対象外。

※1：監視パラメータの計器数 ※2：可搬型計測器の必要個数

配備台数：可搬型計測器を29個（計器故障を考慮した1個含む）配備する。なお、故障及び点検時の予備として29個配備する。
（今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。）

- *1：測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- *2：基準点は蒸気乾爆器スカート下端（ベッセルゼロレベルより1,340cm）， *3：基準点は燃料有効長頂部（ベッセルゼロレベルより915cm）
- *4：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用， *5：狭帯域流量
- *6：可搬型設備による対応時に使用， *7：常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用
- *8：可搬型設備による対応時に使用
- *9：溶融炉心冷却のための格納容器下部注水時の滴水検知用
- *10：定格出力時の値に対する比率で示す。
- *11：平均出力領域計装A～Fの6チャンネルのうち、A,Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計装のA,C,Eチャンネルにはそれぞれ21個、B,D,Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
- *12：全交流動力電源喪失時は、水素・酸素濃度監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置及び使用済燃料プー
ル監視装置（（水位・温度（SA 広域））、監視カメラに対して代替電源設備により電源供給された場合には、監視計器は使用可能である。
- *13：2個の静的触媒式水素再結合器に対して、出入口に1個ずつ設置， *14：検出点2箇所， *15：検出点8箇所

代替パラメータにて重大事故等対処時の判断基準を判断した場合の影響について

主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）を計測することが困難となった場合に、技術的能力 1.1～1.15 の作業着手の判断基準及び操作手順並びに有効性評価の判断及び確認について、代替パラメータを用いて判断した場合の影響について以下のとおり確認した。

確認結果

- (1) 代替パラメータによる各技術的能力の作業着手の判断基準及び操作手順並びに有効性評価の判断及び確認への影響について検討した結果、判断、操作に影響がないことを確認した。
- (2) 炉心損傷後は、炉心冠水状態、熔融炉心の発生により原子炉格納容器内及び原子炉圧力容器内が過熱状態となることも考えられることから、炉心損傷後においては、関連する複数のパラメータを確認し推定を行なうこととする。

また、これらの判断に使用する重要代替計器は、事故時の耐環境性等を有した重大事故等対象設備であり、他チャンネル計器での確認が期待できるため、判断・操作に対する影響は無いと判断した。

- ※ 代替パラメータによる推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

以上

代替パラメータによる判断への影響 (1/10)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1	代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	有	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA 広帯域) ①原子炉水位 (SA 燃料域) ②残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉圧力容器温度の計測が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より推定可能である。また、スクラム後の原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。 残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により監視可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	炉心損傷確認		
		有	原子炉格納容器下部注水機能確認		
		手	原子炉除熱機能確認		
		有			
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	有	高圧・低圧注水機能確認	①原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域) ②原子炉圧力容器温度	原子炉圧力の計測が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力 (SA) により監視可能であり、判断に与える影響はない。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度により原子炉圧力容器内の圧力を推定可能であり、判断に与える影響はない。
		手	原子炉圧力容器減圧機能確認		
		有	原子炉圧力容器破損確認		
		手			
		有			
	原子炉圧力 (SA)	有	高圧・低圧注水機能確認	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域) ②原子炉圧力容器温度	原子炉圧力 (SA) の計測が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力により監視可能であり、判断に与える影響はない。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度により原子炉圧力容器内の圧力を推定可能であり、判断に与える影響はない。
		手	原子炉圧力容器減圧機能確認		
		有	原子炉圧力容器破損確認		
		手			
		有			

※1：有：重要事故シナケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

[]は有効監視パラメータを示す。

代替パラメータによる判断への影響 (2/10)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1		代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有手	高圧・低圧注水機能確認			
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域・燃料域)	有手	原子炉圧力容器減圧機能確認	①原子炉水位 (SA 広帯域) ①原子炉水位 (SA 燃料域)	原子炉水位 (広帯域・燃料域) の計測が不可能になった場合は、同じ仕様の原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域) により監視可能であり、判断に与える影響はない。 原子炉圧力容器への注水量と崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手		②高圧代替注水系原子炉注水流量		
		有手		②低圧代替注水系原子炉注水流量		
		有手	原子炉圧力容器破損確認	②代替循環冷却系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心スプレイ系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 ②低圧炉心スプレイ系系統流量		
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域)	有手	高圧・低圧注水機能確認	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域) の計測が不可能になった場合は、同じ仕様の原子炉水位 (広帯域・燃料域) により監視可能であり、判断に与える影響はない。 原子炉圧力容器への注水量と崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉圧力容器減圧機能確認	②高圧代替注水系原子炉注水流量		
		有手		②低圧代替注水系原子炉注水流量		
		有手	原子炉圧力容器破損確認	②代替循環冷却系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心スプレイ系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 ②低圧炉心スプレイ系系統流量		

※1：有：重要事故シナクセス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

[]は有効監視パラメータを示す。

代替パラメータによる判断への影響 (3/10)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1	代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系統流量	有 手 高圧注水機能確認	①サブレーション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)	各系統の原子炉圧力容器への注水量が不可能となった場合は、水源であるサブレーション・プール水位又は代替淡水貯槽水位、注水先の原子炉圧力容器の水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	低圧代替注水系原子炉注水流量	有 手 低圧注水機能確認	①代替淡水貯槽水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)		なし
	代替循環冷却系原子炉注水流量	有 手 低圧注水機能確認	①サブレーション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)		なし
	原子炉隔離時冷却系統流量	有 手 高圧注水機能確認	①サブレーション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)		なし
	高圧炉心スプレイ系統流量	有 手 高圧注水機能確認	①サブレーション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)		なし
	残留熱除去系統流量	有 手 低圧注水機能確認	①サブレーション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)		なし
	低圧炉心スプレイ系統流量	有 手 低圧注水機能確認	①サブレーション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)		なし
					なし

※1：有：重要事故シナケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

[]は有効監視パラメータを示す。

代替パラメータによる判断への影響 (4/10)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1	代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	有手 低圧注水機能確認	①代替淡水貯槽水位 ②サブプレッション・プール水位	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の計測が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位、注水先のサブプレッション・プール水位の水位変化により注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	有手 低圧注水機能確認	①代替淡水貯槽水位 ②格納容器下部水位	低圧代替注水系格納容器下部注水流量の計測が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位、注水先の格納容器下部水位の水位変化により注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	有手 原子炉圧力容器破損確認	①ドライウエル圧力 ②サブプレッション・チェンバ圧力	ドライウエル雰囲気温度の計測が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力によりドライウエル雰囲気温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手 原子炉格納容器除熱機能確認			
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	手 原子炉格納容器除熱機能確認	①サブプレッション・プール水温度 ②サブプレッション・チェンバ圧力	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の計測が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水温度によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。 飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	サブプレッション・プール水温度	有手 原子炉圧力容器破損確認	①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ②サブプレッション・チェンバ圧力	サブプレッション・プール水温度の計測が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサブプレッション・プール水温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。 原子炉格納容器内が飽和状態であればサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・プール水温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手 原子炉格納容器除熱機能確認			
		手 原子炉圧力容器減圧機能確認			
		手 サブプレッション・プール冷却機能確認			

※1：有：重要事故シナケクス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

「」は有効監視パラメータを示す。

代替パラメータによる判断への影響 (5/10)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1	代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	有手 原子炉圧力容器破損確認	①サブプレッジョン・チェンバ圧力 ②ドライウエル雰囲気温度	ドライウエルとサブプレッジョン・チェンバは、真空破壊装置及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、ドライウエル圧力の計測が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバ圧力により推定可能であり、判断に与える影響はない。 飽和温度／圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度によりドライウエル圧力を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手 原子炉格納容器除熱機能確認			
	サブプレッジョン・チェンバ圧力	有手 原子炉圧力容器破損確認 有手 原子炉格納容器除熱機能確認	①ドライウエル圧力 ②サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度 ②サブプレッジョン・ブール水温度	ドライウエルとサブプレッジョン・チェンバは、真空破壊装置及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、サブプレッジョン・チェンバ圧力の計測が不可能となった場合は、ドライウエル圧力により推定可能であり、判断に与える影響はない。 飽和温度／圧力の関係を利用してサブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度、サブプレッジョン・ブール水温度によりサブプレッジョン・チェンバ圧力を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の水位	サブプレッジョン・ブール水位	有手 原子炉圧力容器破損確認	①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ②代替淡水貯槽水位 ③ドライウエル圧力 ③サブプレッジョン・チェンバ圧力	サブプレッジョン・ブール水位の計測が不可能となった場合は、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の注水量、水源である代替淡水貯槽の水位変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ドライウエル圧力とサブプレッジョン・チェンバ圧力の差圧によりサブプレッジョン・ブール水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手 原子炉冷却材流出確認 有手 原子炉格納容器除熱機能確認			
	格納容器下部水位	有手 原子炉格納容器下部注水機能確認	①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②代替淡水貯槽水位	格納容器下部水位の計測が不可能となった場合は、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量、水源である代替淡水貯槽の水位変化により、格納容器下部水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	有手 原子炉圧力容器破損確認	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ①ドライウエル圧力 ①サブプレッジョン・チェンバ圧力	格納容器内水素濃度 (SA) の計測が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ドライウエル圧力又はサブプレッジョン・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有手 原子炉格納容器破損確認			

※1：有：重要事故シナシケンス (有効性評価) に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
[] は有効監視パラメータを示す。

代替パラメータによる判断への影響 (6/10)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1		代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
原子炉格納放射線量率内	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)			①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の計測が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	有	手	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の計測が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
未臨界の維持又は確認	起動領域計装	有		①平均出力領域計装 ②[制御棒操作監視系]	起動領域計装の計測が不可能となった場合は、平均出力領域計装より推定可能であり、判断に与える影響はない。 制御棒操作監視系により全制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態にあるため、未臨界状態を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
			手	原子炉未臨界確認		
	平均出力領域計装	有		①起動領域計装 ②[制御棒操作監視系]	平均出力領域計装の計測が不可能となった場合は、起動領域計装より推定可能であり、判断に与える影響はない。 制御棒操作監視系もより全制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態にあるため、未臨界状態を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
			手	原子炉未臨界確認		
	[制御棒操作監視系]	有		①起動領域計装 ②平均出力領域計装	制御棒操作監視系の計測が不可能となった場合は、起動領域計装又は平均出力領域計装より推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
			手	原子炉未臨界確認		

※1：有：重要事故シナケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

[]は有効監視パラメータを示す。

代替パラメータによる判断への影響 (7/10)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1	代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) フィルタ装置入口水素濃度	有手	①ドライウエル雰囲気温度 ①サブレーション・チェンバ雰囲気温度 ①ドライウエル圧力 ①サブレーション・チェンバ圧力	格納容器圧力逃がし装置において、主要パラメータの計測が不可能となった場合は、ドライウエル雰囲気温度、サブレーション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブレーション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	手	①ドライウエル雰囲気温度 ①サブレーション・チェンバ雰囲気温度 ①ドライウエル圧力 ①サブレーション・チェンバ圧力	耐圧強化ベント系による冷却において、主要パラメータの計測が不可能となった場合は、ドライウエル雰囲気温度、サブレーション・チェンバ雰囲気温度、ドライウエル圧力、サブレーション・チェンバ圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	サブレーション・プール水温度 代替循環冷却系ポンプ入口温度 代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	有	①ドライウエル雰囲気温度 ①サブレーション・チェンバ雰囲気温度	代替循環冷却系による冷却において、主要パラメータの計測が不可能となった場合は、ドライウエル雰囲気温度、サブレーション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	有手	①原子炉圧力容器温度 ①ドライウエル雰囲気温度 ①サブレーション・チェンバ雰囲気温度 ①サブレーション・プール水温度	残留熱除去系による冷却において、主要パラメータの計測が不可能となった場合は、除熱先の原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブレーション・チェンバ雰囲気温度、サブレーション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

※1：有：重要事故シナケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

[]は有効監視パラメータを示す。

代替パラメータによる判断への影響 (8/10)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1	代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	インターフェイシスシステム LOCA の判断	①ドライウエル雰囲気温度 ①ドライウエル圧力 ①[エリア放射線モニタ]	原子炉水位 (広帯域・燃料域), 原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) の計測が不可能となった場合は, ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力, エリア放射線モニタにより格納容器バイパスの発生を推定可能であり, 判断に与える影響はない。	なし
	ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力	インターフェイシスシステム LOCA の判断	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA 広帯域) ①原子炉水位 (SA 燃料域) ①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ①[エリア放射線モニタ]	ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力の計測が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域・燃料域), 原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA), エリア放射線モニタにより格納容器バイパスの発生を推定可能であり, 判断に与える影響はない。	なし
	[エリア放射線モニタ]	インターフェイシスシステム LOCA の判断	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA 広帯域) ①原子炉水位 (SA 燃料域) ①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ①ドライウエル雰囲気温度 ①ドライウエル圧力	エリア放射線モニタの計測が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域・燃料域), 原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域), 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA), ドライウエル雰囲気温度, ドライウエル圧力により格納容器バイパスの発生を推定可能であり, 判断に与える影響はない。	なし

※1：有：重要事故シナケンス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

[]は有効監視パラメータを示す。

代替パラメータによる判断への影響 (9/10)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1	代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
水源の確保	サブレーション・プール水位	有手	①高圧代替注水系統流量 ①代替循環冷却系原子炉注水流量 ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心スプレイ系系統流量 ①残留熱除去系系統流量 ①低圧炉心スプレイ系系統流量 ②常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ②代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	サブレーション・プール水位の計測が不可能となった場合は、サブレーション・プール水位を水源とする各系統の注水量から、サブレーション・プール水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 サブレーション・プール水位を水源とする各ポンプの吐出圧力から、各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブレーション・プール水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	代替淡水貯槽水位	有手	①低圧代替注水系原子炉注水流量 ①低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 ①低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ②常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	代替淡水貯槽水位の計測が不可能となった場合は、常設低圧代替注水系ポンプによる各注水先への流量から、代替淡水貯槽水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力から、ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	原子炉建屋水素濃度	手	①静的触媒式水素再結合物 動作監視装置	原子炉建屋水素濃度の計測が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合物 動作監視装置 (静的触媒式水素再結合物入口／出口の温度差から水素濃度を推定) により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	手	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ①ドライウエル圧力 ①サブレーション・チェンバ圧力	格納容器内酸素濃度 (SA) の計測が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) により炉心損傷を判断した後、傾向監視により格納容器内酸素濃度 (SA) 推定可能であり、判断に与える影響はない。 事故後のドライウエル圧力又はサブレーション・チェンバ圧力を監視することで、格納容器内への空気流入有無を把握し、水素が燃焼を生じる可能性を推定する。	なし

※1：有：重要事故シナケクス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

[]は有効監視パラメータを示す。

代替パラメータによる判断への影響 (10/10)

分類	主要パラメータ	判断基準 ※1	代替パラメータ ※2	代替パラメータによる判断への影響	影響
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	有手 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料プール温度 (SA) ②使用済燃料プール監視カメラ	当該の主要パラメータの計測が不可能となった場合は、当該以外の複数の代替パラメータ (使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) , 使用済燃料プール温度 (SA) , 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) , 使用済燃料プール監視カメラ) により, 使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況, 放射線の遮蔽状況及び境界の防止状況を監視可能であり, 判断に与える影響はない。	なし
	使用済燃料プール温度 (SA)	有手 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料プール監視カメラ		なし
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	有手 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料プール温度 (SA) ②使用済燃料プール監視カメラ		なし
	使用済燃料プール監視カメラ	有手 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料プール温度 (SA) ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)		なし
					なし

※1：有：重要事故シナケクス（有効性評価）に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準（各手順）に係る判断基準

※2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

[]は有効監視パラメータを示す。

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

目 次

1.16.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

- a. 重大事故等発生時において運転員等が中央制御室にとどまるために必要な対応手段および設備
- b. 重大事故等対処設備，重大事故等対処施設及び資機材
- c. 手順等

1.16.2 重大事故等発生時の手順

1.16.2.1 居住性を確保するための手順等

- (1) 中央制御室換気系，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転手順等
 - a. 交流動力電源が正常な場合の運転手順等
 - b. 全交流動力電源が喪失した場合の運転手順
- (2) 中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順
- (3) 中央制御室の照明を確保する手順
- (4) 中央制御室待避室の照明を確保する手順
- (5) データ表示装置（待避室）によるプラントパラメータの監視手順
- (6) 中央制御室待避室の準備手順
- (7) 中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順
- (8) 衛星電話設備（可搬型）（待避室）による通信連絡手順
- (9) その他の放射線防護措置等に関する手順等

1.16.2.2 重大事故等発生時の対応手段の選択

1.16.2.3 汚染の持ち込みを防止するための手順等

(1) チェンジングエリアの設置及び運用手順

1.16.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料 1.16.1 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.16.2 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.16.3 中央制御室換気系閉回路循環運転時及び中央制御室待避室
使用時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度について

添付資料 1.16.4 可搬型照明（S A）を用いた場合の中央制御室の監視操作
について

添付資料 1.16.5 チェンジングエリアについて

添付資料 1.16.6 中央制御室内に配備する資機材の数量について

添付資料 1.16.7 運転員等の交替要員体制の被ばく評価について

添付資料 1.16.8 交替要員の放射線防護と移動経路について

添付資料 1.16.9 1.16 操作手順の解釈一覧

1. 16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。
 - b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。

重大事故等が発生した場合において、運転員等が原子炉制御室（以下「中央制御室」という。）にとどまるために必要な設備及び資機材を整備しており、ここでは、この対処設備及び資機材を活用した手順等について整備する。

1. 16. 1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等が発生した場合において、運転員等が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備，重大事故等対処施設の他に資機材^{※1}を用いた対応手段を選定する。

※1 資機材：防護具（全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材（テントハウス等）をいう。

また，選定した重大事故等対処設備及び資機材により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第五十九条及び技術基準規則第七十四条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，資機材との関係を明確にする。

（添付資料 1. 16. 1，1. 16. 2）

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査基準及び基準規則要求により選定した対応手段と，その対応に使用する重大事故等対処設備，重大事故等対処施設及び資機材を以下に示す。

なお，重大事故等対処設備，重大事故等対処施設及び資機材と整備する手順についての関係を第 1. 16-1 表に示す。

a．重大事故等発生時において運転員等が中央制御室にとどまるために必要な対応手段および設備

（a）中央制御室の居住性の確保

重大事故等発生時に環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するため，中央制御室の居住性を確保する手段があ

る。また、全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備から中央制御室の電源を確保する手段がある。

i) 中央制御室換気系，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の
運転

中央制御室換気系，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の
運転に用いる設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室
- ・ 中央制御室遮蔽
- ・ 中央制御室換気系 空気調和機ファン
- ・ 中央制御室換気系 フィルタ系ファン
- ・ 中央制御室換気系 高性能粒子フィルタ
- ・ 中央制御室換気系 チャコールフィルタ
- ・ 非常用ガス処理系 排風機
- ・ 非常用ガス処理系 フィルタトレイン
- ・ 非常用ガス再循環系 排風機
- ・ 非常用ガス再循環 フィルタトレイン
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 燃料補給設備

ii) 中央制御室及び中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測
定と濃度管理

中央制御室及び中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測
定と濃度管理に用いる設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室
- ・ 中央制御室遮蔽
- ・ 中央制御室待避室

- ・ 中央制御室待避室遮蔽
- ・ 酸素濃度計^{※2}
- ・ 二酸化炭素濃度計^{※2}

※2 計測器本体を示すため計器名を記載

iii) 中央制御室及び中央制御室待避室の照明の確保

中央制御室及び中央制御室待避室の照明を確保する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室
- ・ 中央制御室遮蔽
- ・ 中央制御室待避室
- ・ 中央制御室待避室遮蔽
- ・ 可搬型照明（S A）
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 燃料補給設備

iv) データ表示装置（待避室）によるプラントパラメータの監視

データ表示装置（待避室）によるプラントパラメータの監視に用いる設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室
- ・ 中央制御室遮蔽
- ・ 中央制御室待避室
- ・ 中央制御室待避室遮蔽
- ・ データ表示装置（待避室）
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 燃料補給設備

v) 中央制御室待避室の準備

中央制御室待避室の準備に用いる設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室
- ・ 中央制御室遮蔽
- ・ 中央制御室待避室
- ・ 中央制御室待避室遮蔽
- ・ 中央制御室待避室 空気ボンベユニット（空気ボンベ）

vi) 衛星電話設備（可搬型）（待避室）による通信連絡

衛星電話設備（可搬型）（待避室）による通信連絡に用いる設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室
- ・ 中央制御室遮蔽
- ・ 衛星電話設備（可搬型）（待避室）
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 燃料補給設備

vii) 放射線防護措置等

放射線防護措置等に用いる設備及び資機材は以下のとおり。

- ・ 中央制御室
- ・ 中央制御室遮蔽
- ・ 防護具（全面マスク）

(b) 汚染の持ち込み防止

中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止する手段がある。

中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための設備及び資機材は以下のとおり。

- ・ 可搬型照明（S A）

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 燃料補給設備
- ・ 防護具及びチェンジングエリア用資機材

b. 重大事故等対処設備，重大事故等対処施設及び資機材

「（a）中央制御室の居住性の確保」使用する設備のうち中央制御室遮蔽，中央制御室換気系 空気調和機ファン，中央制御室換気系 フィルタ系ファン，中央制御室換気系 高性能粒子フィルタ，中央制御室換気系 チャコールフィルタ，非常用ガス処理系 排風機，非常用ガス処理系 フィルタトレイン，非常用ガス再循環系 排風機，非常用ガス再循環系 フィルタトレイン，可搬型照明（S A），衛星電話設備（可搬型）（待避室），データ表示装置（待避室），中央制御室待避室遮蔽，中央制御室待避室 空気ボンベユニット（空気ボンベ），酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，常設代替交流電源設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備と位置づける。

「（b）汚染の持ち込み防止」のために使用する設備のうち，可搬型照明（S A），常設代替交流電源設備，燃料補給設備は重大事故等対処設備と位置づける。

中央制御室及び中央制御室待避室は重大事故等対処施設と位置づける。

これらの設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備がすべて網羅されている。

以上の重大事故等対処設備及び重大事故等対処施設により中央制御室の居住性を確保し，汚染の持ち込みを防止することができる。

防護具及びチェンジングエリア用資機材は本条文【解釈】1 a）項を満足するための資機材（放射線防護措置）として位置付ける。

c. 手順等

上記の a. 及び b. により選定した対応手段に係る手順を整備する。
また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する（第 1.16-2 表，第 1.16-3 表）。

これらの手順は，運転員及び重大事故等対応要員の対応として「非常時運転手順書Ⅲ（S O P）」，「非常時運転手順書（事象ベース）」及び「重大事故等対策要領」に定める。

1.16.2 重大事故等発生時の手順

1.16.2.1 居住性を確保するための手順等

(1) 中央制御室換気系，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転手順等

環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するため，中央制御室換気系による閉回路循環運転，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転を行い，中央制御室の空気を清浄に保つ。

全交流動力電源が喪失した場合は，代替交流電源設備により受電し，系統構成実施後に中央制御室換気系による閉回路循環運転，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転を行う。

a. 交流動力電源が正常な場合の運転手順等

重大事故等が発生し，交流動力電源が正常な場合において，中央制御室換気系は隔離信号により自動的に閉回路循環運転となるため，閉回路循環運転状態を確認するための手順を整備する。また，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系も隔離信号により自動起動するため，運転状態を確認するとともに，1 系列運転とするための手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

中央制御室換気系の電源が，外部電源又は非常用ディーゼル発電機から供給可能な場合で，原子炉水位低（レベル 3），ドライウェル圧力高，原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ放射能高及び原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトモニタ放射能高の何れかの隔離信号の発信を確認した場合

(b) 操作手順

中央制御室換気系，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の動作状況を確認する手順の概要は以下のとおり。

中央制御室換気系概要図を第 1.16-1 図に，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系概要図を第 1.16-2 図に示す。

- ① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき運転員等に中央制御室換気系，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の動作状況の確認を指示する。
- ② 運転員等は，中央制御室にて中央制御室換気系 給排気隔離弁が閉していること，及び中央制御室換気系 空気調和機ファン並びに中央制御室換気系 フィルタ系ファンが起動していることを確認する。
- ③ 運転員等は，中央制御室にて非常用ガス処理系 排風機及び非常用ガス再循環系 排風機が自動起動していることを確認する。
- ④ 運転員等は，中央制御室にて F R V S 原子炉建屋通常排気系隔離ダンパが閉じていることを確認する。また，F R V S S G T S 系入口ダンパ，S G T S トレイン入口ダンパ，S G T S ト

レイン出口ダンパ，FRVSトレイン入口ダンパ，FRVSトレイン出口ダンパ及びFRVS循環ダンパが開いていることを確認し，発電長に報告する。

- ⑤ 発電長は，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系 2 系列運転による環境へのガス放出量の増大を防ぎ，両フィルタ系に湿分を含んだ空気が入ること等を考慮し，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の A 系または B 系のいずれか一方の停止を指示する。（停止する系統は B 系を優先する。）
- ⑥ 運転員等は，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の A 系または B 系のいずれか一方を停止し，発電長に報告する。
- ⑦ 発電長は，隔離信号により原子炉建屋通常換気系が隔離されたことの確認を指示する。
- ⑧ 運転員等は，中央制御室にて隔離信号により原子炉建屋通常換気系が隔離されたことを確認し，発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は中央制御室の運転員等2名にて作業を実施し，原子炉建屋通常換気系が隔離されたことを確認するまでの所要時間を約15分と想定する。

b. 全交流動力電源が喪失した場合の運転手順

全交流動力電源喪失時には，中央制御室換気系，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系が停止中であるため，代替交流電源設備により MCC 2 C 系又は MCC 2 D 系が受電されたことを確認した後，中央制御室換気系，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系を起動する手

順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失後，代替交流電源設備により緊急用M／Cが受電され，緊急用M／CからM C C 2 C又はM C C 2 Dが受電完了した場合

(b) 操作手順

全交流動力電源喪失により中央制御室換気系，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系が停止している場合に中央制御室換気系，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系を再起動する手順の概要は以下のとおり。

- ① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に代替交流電源設備により P／C 2 C及びP／C 2 Dが受電していることを確認する。
- ② 運転員等は，中央制御室にて中央制御室換気系による閉回路循環運転を実施するために必要な電源が確保されていることを確認し，中央制御室換気系 給排気隔離弁が閉していることを確認する。なお，中央制御室換気系 給排気隔離弁が閉していないことを確認した場合，運転員等は中央制御室にて中央制御室換気系 給排気隔離弁を閉にし，発電長に報告する。
- ③ 発電長は，中央制御室換気系の起動を指示する。
- ④ 運転員等は，中央制御室にて中央制御室換気系 空気調和機ファン及び中央制御室換気系 フィルタ系ファンを起動し，発電長に報告する。

- ⑤ 発電長は、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系を運転するための系統構成を指示する。
- ⑥ 運転員等は、中央制御室にて非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転を実施するために必要な電源が確保されていることを確認し、F R V S 原子炉建屋通常排気系隔離ダンパが閉じていることを確認する。また、F R V S S G T S 系入口ダンパ、S G T S トレイン入口ダンパ、S G T S トレイン出口ダンパ、F R V S トレイン入口ダンパ、F R V S トレイン出口ダンパ及びF R V S 循環ダンパが開いていることを確認する。なお、F R V S 原子炉建屋通常排気系隔離ダンパが閉していないことを確認した場合、または、F R V S S G T S 系入口ダンパ、S G T S トレイン入口ダンパ、S G T S トレイン出口ダンパ、F R V S トレイン入口ダンパ、F R V S トレイン出口ダンパ及びF R V S 循環ダンパが開していないことを確認した場合、運転員等は中央制御室にて隔離弁を閉にし、発電長に報告する。
- ⑦ 発電長は、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動を指示する。
- ⑧ 運転員等は、非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機を起動し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は中央制御室の運転員等2名にて作業を実施し、中央制御室換気系、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動までの所要時間を約15分と想定する。

(2) 中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順

中央制御室の居住性確保の観点から、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

中央制御室換気系にて閉回路循環運転を実施している場合

b. 操作手順

中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度を測定・管理する手順の概要は以下のとおり。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を指示する。
- ② 運転員等は、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて、中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始し、発電長に報告する。
- ③ 発電長は、中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を定期的に確認し、中央制御室の酸素濃度が許容濃度の 19%を下回るおそれがある場合又は二酸化炭素濃度が 0.5%を超え上昇している場合は、災害対策本部と換気のタイミングを協議により決定し、二酸化炭素濃度が許容濃度の 1%を超えるまでに、外気取入れによる換気を行い、室内の濃度管理を行う。

c. 操作の成立性

上記の操作は中央制御室の運転員等 2 名にて作業を実施し、中央制御室換気系 給排気隔離弁の開操作まで行った場合でも約 10 分と想定す

る。

(添付資料 1. 16. 3)

(3) 中央制御室の照明を確保する手順

中央制御室の居住性確保の観点から、中央制御室の照明が使用できない場合において、可搬型照明（S A）により照明を確保する手順を整備する。

a．手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失において電気系統の故障により、中央制御室の照明が使用できない場合

b．操作手順

全交流動力電源喪失時の可搬型照明（S A）の設置手順の概要は以下のとおり。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に中央制御室の照明を確保するため、可搬型照明（S A）の点灯確認、可搬型照明（S A）の設置を指示する。
- ② 運転員等は、可搬型照明（S A）の内蔵蓄電池による点灯を確認し、可搬型照明（S A）を設置し、中央制御室の照明を確保し、
発電長に報告する。

なお、常設代替交流電源設備による給電再開後は、常設代替交流電源より可搬型照明（S A）へ給電するため、可搬型照明（S A）を緊急用コンセントに接続しておく。

c．操作の成立性

上記の可搬型照明（S A）の設置・点灯操作は運転員等 1 名で実施し、所要時間を約 7 分と想定する。

運転員等は、中央制御室の照明が全て消灯した場合においても、配備されている乾電池内蔵型照明を用い、可搬型照明（S A）の設置・点灯操作が可能である。

（添付資料 1. 16. 4）

（4） 中央制御室待避室の照明を確保する手順

中央制御室待避室の居住性確保の観点から、中央制御室待避室に可搬型照明（S A）により照明を確保する手順を整備する。

a．手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※¹において、格納容器圧力逃がし装置第一弁の開操作が完了した場合

※1：格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の 10 倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合

b．操作手順

中央制御室待避室に可搬型照明（S A）を設置する手順の概要は以下のとおり。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に中央制御室待避室の照明を確保するため、可搬型照明（S A）の点灯確認、可搬型照明（S A）の設置を指示する。
- ② 運転員等は、可搬型照明（S A）の内蔵蓄電池による点灯を確認

し、可搬型照明（S A）を設置し、中央制御室の照明を確保し、
発電長に報告する。

なお、常設代替交流電源設備による給電再開後は、常設代替交流電源より可搬型照明（S A）へ給電するため、可搬型照明（S A）を緊急用コンセントに接続しておく。

c. 操作の成立性

上記、中央制御室待避室への可搬型照明（S A）の設置は運転員等 1 名で実施し、所要時間を約 5 分と想定する。

運転員等は、中央制御室待避室の照明が全て消灯した場合においても、配備されている乾電池内蔵型照明を用い、可搬型照明（S A）の設置・点灯操作が可能である。

(5) データ表示装置（待避室）によるプラントパラメータの監視手順

運転員等が中央制御室待避室に待避後も、データ表示装置（待避室）にてプラントパラメータを継続して監視できるよう手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、格納容器圧力逃がし装置第一弁の開操作が完了した場合

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の 10 倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合

b. 操作手順

中央制御室待避室にて、データ表示装置（待避室）を起動し、監視する手順の概要は以下のとおり。データ表示装置（待避室）に関するデータ伝送の概要を第 1.16-3 図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にデータ表示装置（待避室）の起動、パラメータ監視を指示する。
- ② 運転員等は、データ表示装置（待避室）を電源に接続し、端末を起動し、プラントパラメータの監視準備を行い、発電長に報告する。

c. 操作の成立性

上記、データ表示装置（待避室）の起動操作は運転員等 1 名で実施し、所要時間を約 15 分と想定する。

(6) 中央制御室待避室の準備手順

格納容器圧力逃がし装置を使用する際に待避する中央制御室待避室を中央制御室待避室 空気ボンベユニットにより加圧し、中央制御室待避室の居住性を確保するための手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ① 炉心損傷を判断した場合^{*1}において、サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5m に到達した場合。
- ② 炉心損傷を判断した場合^{*1}において、格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗した場合。

③炉心損傷を判断した場合※¹において、格納容器内温度指示値が 200℃に到達した場合。

④炉心損傷を判断した場合※¹において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が 2%に到達した場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の 10 倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合

b. 操作手順

中央制御室待避室の中央制御室待避室 空気ポンベユニットによる加圧手順の概要は以下のとおり。中央制御室待避室の陽圧化バウンダリ構成図を第 1.16-4 図に、中央制御室待避室を加圧するための中央制御室待避室 空気ポンベユニットの概要図を第 1.16-5 図に示す。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に中央制御室待避室の加圧を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室待避室 空気ポンベユニットの空気ポンベ集合弁及び空気供給差圧調整弁前後弁を開操作した後に、中央制御室待避室内の空気供給差圧調整弁の調整開操作を実施し、中央制御室待避室の加圧を開始し、発電長に報告する。
- ③ 発電長は、運転員等に中央制御室待避室の差圧計を確認し、中央制御室待避室の圧力を中央制御室に対し陽圧に維持するよう指示する。
- ④ 運転員等は、中央制御室待避室と中央制御室の差圧を確認しながら、中央制御室待避室 空気ポンベユニットの空気供給差圧調整

弁を操作し，中央制御室待避室圧力を中央制御室に対し陽圧に維持し，発電長に報告する。

c．操作の成立性

中央制御室待避室の加圧操作は運転員等 1 名で行い，加圧完了までの所要時間を約 10 分と想定する。また，手順着手の判断基準が炉心損傷の確認となっていることから，当該操作は運転員等の被ばく防護の観点から，事象発生後の短い時間で対応することが望ましい。よって現状の有効性評価シーケンスにおいて，「大 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 全交流動力電源喪失」を含む雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）の作業と所要時間のタイムチャート（第 1.16-6 図，第 1.16-7 図）で作業項目の成立性を確認した。

(7) 中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順

中央制御室待避室の居住性確保の観点から，中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順を整備する。

a．手順着手の判断基準

運転員等が中央制御室待避室へ待避した場合

b．操作手順

中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素濃度を測定・管理する手順の概要は以下のとおり。

① 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に中央制御室

待避室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を指示する。

- ② 運転員等は、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて、中央制御室待避室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始し、発電長に報告する。
- ③ 運転員等は、中央制御室待避室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を定期的に確認し、中央制御室待避室の酸素濃度が許容濃度の 19%を下回るおそれがある場合又は二酸化炭素濃度が 0.5%を超え上昇している場合は、二酸化炭素濃度が許容濃度の 1%を超えるまでに、中央制御室待避室圧力を中央制御室に対して陽圧に維持しながら、中央制御室待避室 空気ボンベユニットの空気供給差圧調整弁を操作し、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の調整し、濃度管理を行う。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室待避室における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定・管理は、運転員等 1 名で行い、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の調整まで約 10 分と想定する。

(添付資料 1. 16. 3)

(8) 衛星電話設備 (可搬型) (待避室) による通信連絡手順

運転員等が中央制御室待避室に待避後も、衛星電話設備 (可搬型) (待避室) にて発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できるよう手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※¹において、格納容器圧力逃がし装置第一弁の開操作が完了した場合

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの γ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の 10 倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合

b. 操作手順

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に衛星電話設備（可搬型）（待避室）の設置を指示する。
- ② 運転員は、衛星電話設備（可搬型）（待避室）を衛星制御装置に接続し、電源を「入」操作し、通信連絡準備を行い、発電長に報告する。
- ③ 通信連絡を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室待避室における衛星電話設備（可搬型）（待避室）の設置は運転員 1 名で行い、所要時間を約 7 分と想定する。

(9) その他の放射線防護措置等に関する手順等

a. 炉心損傷判断後に現場作業等を行う際に全面マスクを着用する手順

運転員等は、中央制御室又は中央制御室待避室に滞在中は、中央制御室・中央制御室待避室の設計上、全面マスクを着用する必要はないが、現場作業等を考慮し全面マスクを着用する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}で、その後現場作業等を行う場合

※1：格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合

(b) 操作手順

炉心損傷判断後に現場作業等を行う際に全面マスクを着用する手順は以下のとおり。

- ① 発電長は、手順着手の判断基準に基づき炉心損傷判断後の現場作業等において、運転員等に全面マスク着用を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室内にて全面マスクを着用しリークチェックを行い、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

全交流動力電源喪失時においても、内蔵蓄電池または代替交流電源設備より受電可能な可搬型照明（SA）を設置することで照明を確保できるため、全面マスクの装着は可能である。

b. 放射線防護に関する教育等について

東海第二発電所では、定期検査等においてマスク着用の機会があることから、基本的にマスクの着用に関して習熟している。

また、放射線業務従事者指定時及び定期的に、放射線防護に関する教育・訓練を実施している。講師による指導のもとフィッティングテスト

ーを使用したマスク着用訓練において、漏れ率（フィルタ透過率含む）2%を担保できるよう正しくマスクを着用できることを確認する。

c. 重大事故等発生時の運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化

炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の兆候が見られた場合、運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、発電長は災害対策本部と協議の上、長期的な保安の観点から運転員等の交代要員体制を整備する。交代要員体制は、交代要員として通常勤務帯の運転員等を当直交代サイクルに充て構成する等の運用を行うことで、被ばく線量の平準化を行う。また、運転員等について運転員等交代に伴う移動時の放射線防護措置や、チェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで運転員等の被ばく低減を図る。

（添付資料 1. 16. 5、添付資料 1. 16. 6、添付資料 1. 16. 7）

1. 16. 2. 2 重大事故等発生時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択フローチャートを第 1. 16-8 図に示す。重大事故等発生時の中央制御室の照明は、重大事故等対処設備である可搬型照明（S A）を設置して使用する。全交流動力電源喪失時には、内蔵蓄電池からの給電により可搬型照明（S A）を使用し、代替交流電源設備からの給電開始後は、代替交流電源設備からの給電に切り替え、引き続き照明を確保する。

1. 16. 2. 3 汚染の持ち込みを防止するための手順等

(1) チェンジングエリアの設置及び運用手順

中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順を整備する。

また、チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合は、可搬型照明（S A）を設置する。

a. 手順着手の判断基準

原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象^{※2}が発生した場合

※2 「原子力災害対策特別措置法施行令第 4 条第 4 号のすべての項目」
及び「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する規則第 7 条第 1 号表イのすべての項目」

b. 操作手順

チェンジングエリアを設置するための手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第 1. 16-9 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班に中央制御室の出入口付近に、チェンジングエリアを設置するよう指示する。
- ② 放射線管理班は、チェンジングエリア設置場所の照明が確保されていない場合、可搬型照明（S A）を設置し、照明を確保する。
- ③ 放射線管理班は、チェンジングエリア用資機材を移動・設置し、テントハウスを展開し、養生シート及びテープを用い、テントハウス間及び床・壁等を隙間なく養生する。

- ④ 放射線管理班は、各エリアの間にバリア、入口に粘着マット等を設置する。
- ⑤ 放射線管理班は、簡易シャワー等を設置する。
- ⑥ 放射線管理班は、脱衣収納袋、GM汚染サーベイメータ等を必要な箇所に設置する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、放射線管理班2名で行い、作業開始から約170分で対応可能である。

チェンジングエリアには、防護具を脱衣する脱衣エリア、要員や物品の放射性物質による汚染を確認するためのサーベイエリア、汚染が確認された際に除染を行う除染エリアを設けることで、放射線管理班が汚染検査及び除染を行うとともに、チェンジングエリアの汚染管理を行うことが可能である。なお、汚染検査方法に関してはチェンジングエリア内に案内を掲示する。

除染エリアは、サーベイエリアに隣接して設置し、除染は、クリーンウエスでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染できない場合は、簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は、必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物とすることで廃棄物管理が可能である。

全交流動力電源喪失時においても、可搬型照明（SA）を設置することでチェンジングエリアの設置及び運用のための照度の確保が可能である。

(添付資料 1.16.5 1.16.8)

1. 16. 2. 4 その他の手順項目について考慮する手順

代替交流電源設備による中央制御室の電源への給電に関する手順は、
「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順は，「1. 15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

中央制御室と屋内現場，緊急時対策所等通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手順は「1. 19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

第 1.16-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		手順書
—	居住性の確保	主要設備	中央制御室遮蔽 中央制御室待避室遮蔽	—
			中央制御室換気系 空気調和機ファン 中央制御室換気系 フィルタ系ファン 中央制御室換気系 高性能粒子フィルタ 中央制御室換気系 チャコールフィルタ 非常用ガス処理系 排風機 非常用ガス処理系 フィルタトレイン 非常用ガス再循環系 排風機 非常用ガス再循環系 フィルタトレイン	非常時運転手順書Ⅲ（SOP）
			中央制御室待避室 空気ボンベユニット（空気ボンベ） 可搬型照明（SA） 衛星電話設備（可搬型）（待避室） データ表示装置（待避室） 酸素濃度計※1 二酸化炭素濃度計※1	非常時運転手順書Ⅲ（SOP）
			中央制御室 中央制御室待避室	—
		関連設備	中央制御室換気系 給気隔離弁 中央制御室換気系 排気隔離弁 原子炉建屋ガス処理系 配管・弁	非常時運転手順書Ⅲ（SOP）
			中央制御室待避室 空気ボンベユニット（配管・弁） 差圧計※1	非常時運転手順書Ⅲ（SOP）
			衛星電話設備（屋外アンテナ） 衛星制御装置 衛星制御装置～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路	非常時運転手順書Ⅲ（SOP）
			常設代替交流電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	非常時運転手順書（事象ベース）「全交流動力電源喪失」 重大事故等対策要領
		主要設備	可搬型照明（SA）	重大事故等対策要領
			常設代替交流電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等対策要領
—	汚染の持ち込み防止	防護具及びチェンジングエリア用資機材※3		重大事故等対策要領

※1 計測器本体を示すため計器名を記載

※2 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3 防護具及びチェンジングエリア用資機材は本条文【解釈】1a) 項を満足するための資機材（放射線防護措置）

第1.16-2表 重大事故等対処に係る監視計器 (1/2)

手順書		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
非常時運転手順書Ⅲ (SOP) 「中央制御室換気系、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転(交流動力電源が正常な場合)」	判断基準	信号	原子炉水位低※1 ドライウェル圧力※1 原子炉建屋換気系排気ダクトモニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトモニタ
		電源 (確保)	M/C 2 C 電圧※1 M/C 2 D 電圧※1 P/C 2 C 電圧※1 P/C 2 D 電圧※1
	操作	非常用ガス処理系運転状態	非常用ガス処理系流量
		非常用ガス再循環系運転状態	非常用ガス再循環系流量
非常時運転手順書Ⅲ (SOP) 「中央制御室換気系、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転(全交流動力電源が喪失した場合)」	判断基準	電源 (確保)	M/C 2 C 電圧※1 M/C 2 D 電圧※1 P/C 2 C 電圧※1 P/C 2 D 電圧※1
		非常用ガス処理系運転状態	非常用ガス処理系流量
	操作	非常用ガス再循環系運転状態	非常用ガス再循環系流量
非常時運転手順書Ⅲ (SOP) 「中央制御室照明確保」	判断基準	電源 (喪失)	M/C 2 C 電圧※1 M/C 2 D 電圧※1 P/C 2 C 電圧※1 P/C 2 D 電圧※1
	操作	可搬型照明 (SA) の設置	—
非常時運転手順書Ⅲ (SOP) 「中央制御室待避室照明確保」	判断基準	格納容器内の放射線線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器表面温度※1
	操作	可搬型照明 (SA) の設置	—
非常時運転手順書Ⅲ (SOP) 「中央制御室待避室居住性確保」	判断基準	格納容器内の放射線線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器表面温度※1
	操作	中央制御室待避室の加圧	差圧計※2
非常時運転手順書Ⅲ (SOP) 「中央制御室待避室環境監視」	判断基準	中央制御室内の環境監視	酸素濃度計※1 二酸化炭素濃度計※1
	操作	空気ポンプユニットの流量調整	差圧計※2 酸素濃度計※1 二酸化炭素濃度計※1

※1 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備設備) を示す。

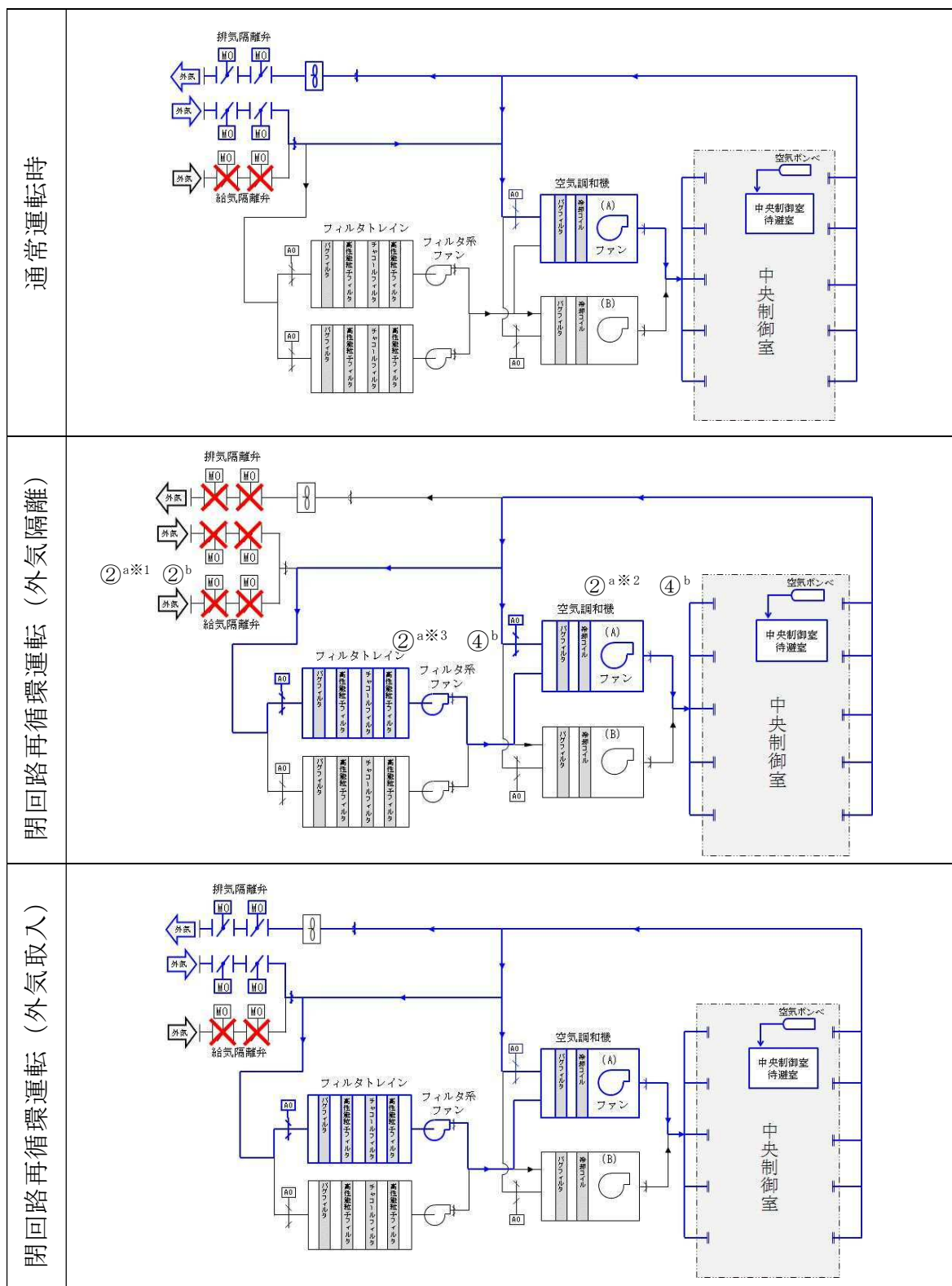
※2 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

第1.16-2表 重大事故等対処に係る監視計器（2／2）

手順書		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
重大事故等対策要領 「チェンジングエリアの設 置運用」	判 断 基 準	—	—
	操 作	チェンジングエリアの設置	GM汚染サーベイメータ

第 1.16-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.16】 原子炉制御室の居住性等に 関する手順等	中央制御室換気系 空気調和機ファン	A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系
	中央制御室換気系 フィルタ系ファン	A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系
	中央制御室換気系 給気隔離弁	A系：MCC 2D系 B系：MCC 2C系
	中央制御室換気系 排気隔離弁	A系：MCC 2D系 B系：MCC 2C系
	非常用ガス処理系 排風機	A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系
	非常用ガス処理系 フィルタトレイン	A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系
	非常用ガス再循環系 排風機	A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系
	非常用ガス再循環系 フィルタトレイン	A系：MCC 2C系 B系：MCC 2D系
	原子炉建屋ガス処理系 A0 弁用制御電源	A系：125V A系蓄電池 B系：125V B系蓄電池
	可搬型照明（SA）	緊急用MCC

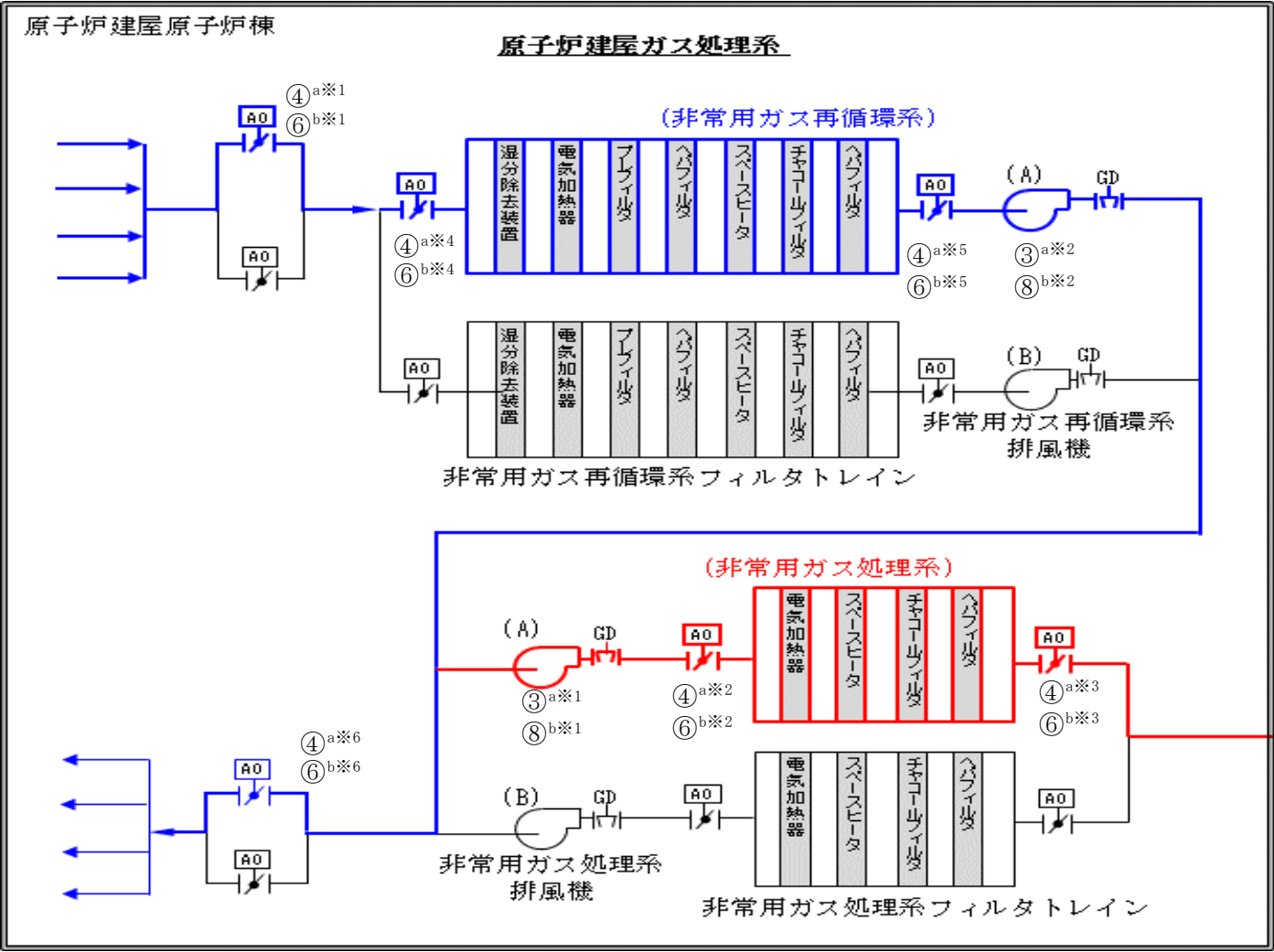


操作手順	弁名称
②a※1 ②b	中央制御室換気系 吸排気隔離弁
②a※2 ④b※1	中央制御室換気系 空気調和機ファン
②a※3 ④b※2	中央制御室換気系 フィルタ系ファン

記載例①a※1 a:a は交流動力電源が正常な場合の手順, b は全交流動力電源が喪失した場合を示す

※1:同一操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し, 数字は対象順を示す。

第 1.16-1 図 中央制御室換気系概要図（A系運転時）



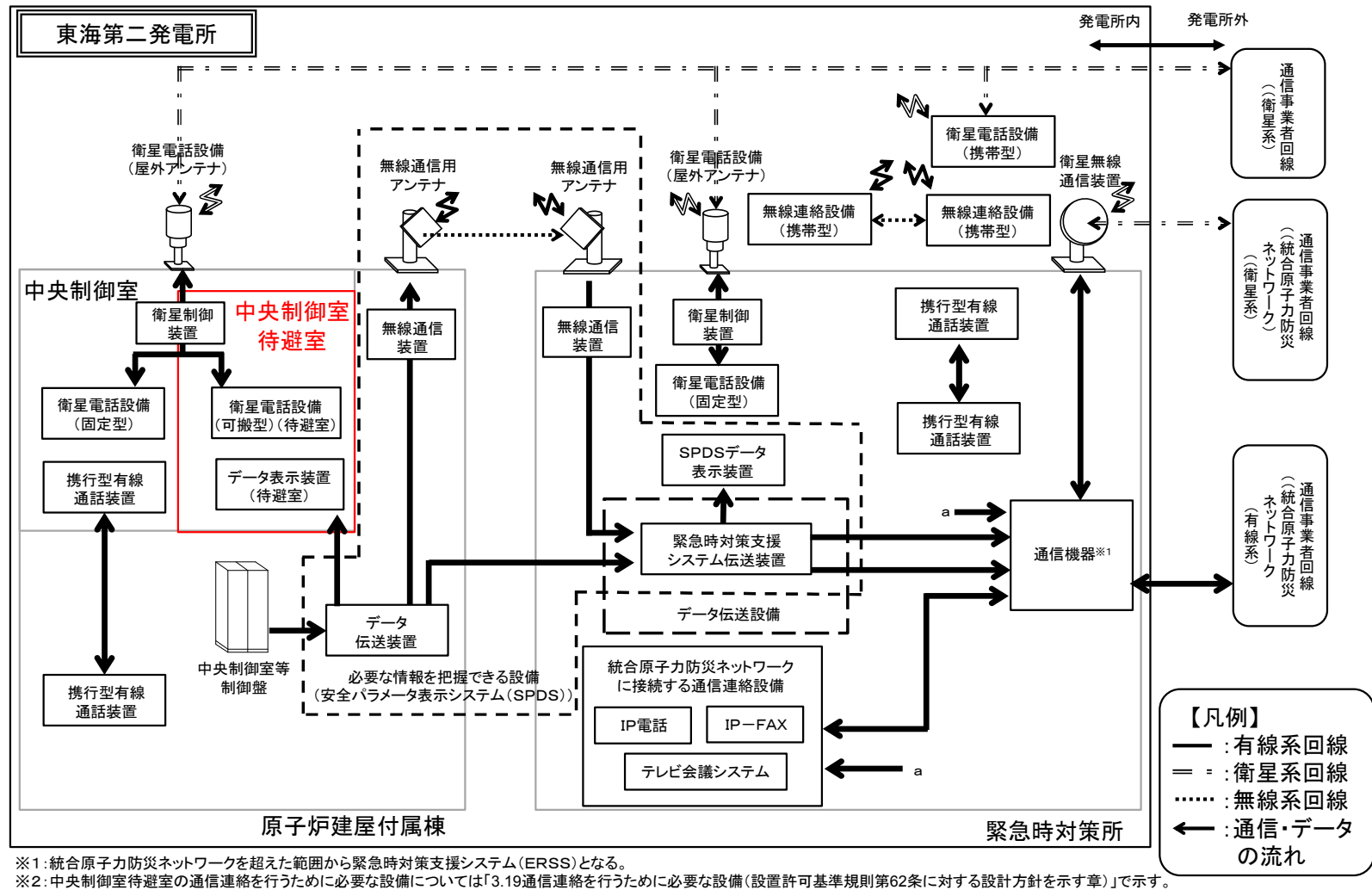
操作手順	弁名称
③ ^{a※1} ⑧ ^{b※1}	非常用ガス処理系 排風機
③ ^{a※2} ⑧ ^{b※2}	非常用ガス再循環系 排風機
④ ^{a※1} ⑥ ^{b※1}	FRVS SGT S系入口ダンパ
④ ^{a※2} ⑥ ^{b※2}	SGT Sトレイン入口ダンパ
④ ^{a※3} ⑥ ^{b※3}	SGT Sトレイン出口ダンパ
④ ^{a※4} ⑥ ^{b※4}	FRVSトレイン入口ダンパ
④ ^{a※5} ⑥ ^{b※5}	FRVSトレイン出口ダンパ
④ ^{a※6} ⑥ ^{b※6}	FRVS循環ダンパ

記載例①^{a※1} a:a は交流動力電源が正常な場合の手順, b は全交流動力電源が喪失した場合を示す

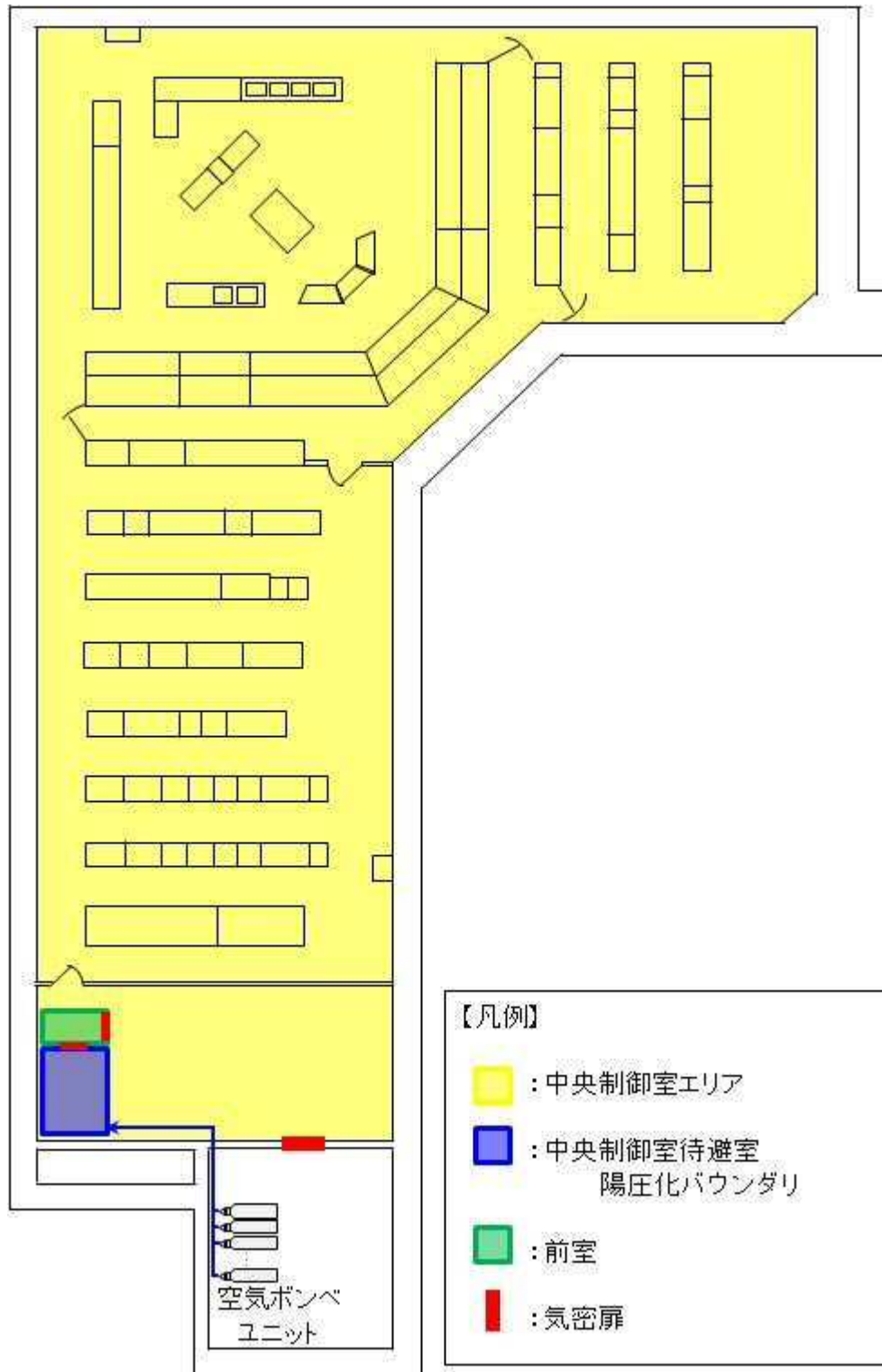
※1:同一操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し, 数字は対象順を示す。

第 1.16-2 図 非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系概要図

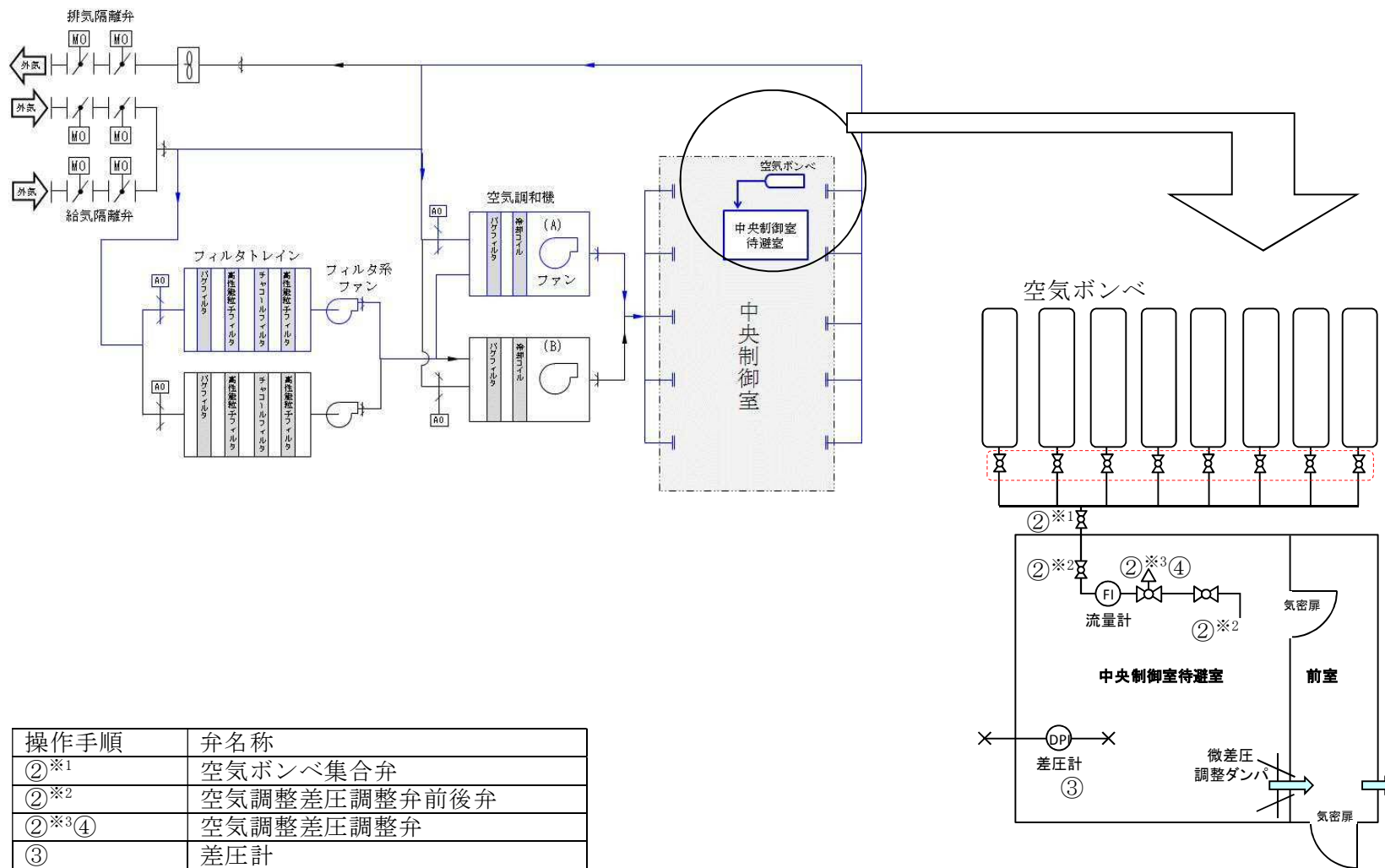
(A系運転時)



第 1.16-3 図 データ表示装置 (待避室) に関するデータ伝送の概要



第 1.16-4 図 中央制御室待避室陽圧化バウンダリ構成図



記載例 ①※¹ ※¹ : 同一操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第 1.16-5 図 中央制御室待避室 空気ポンベユニット概要図

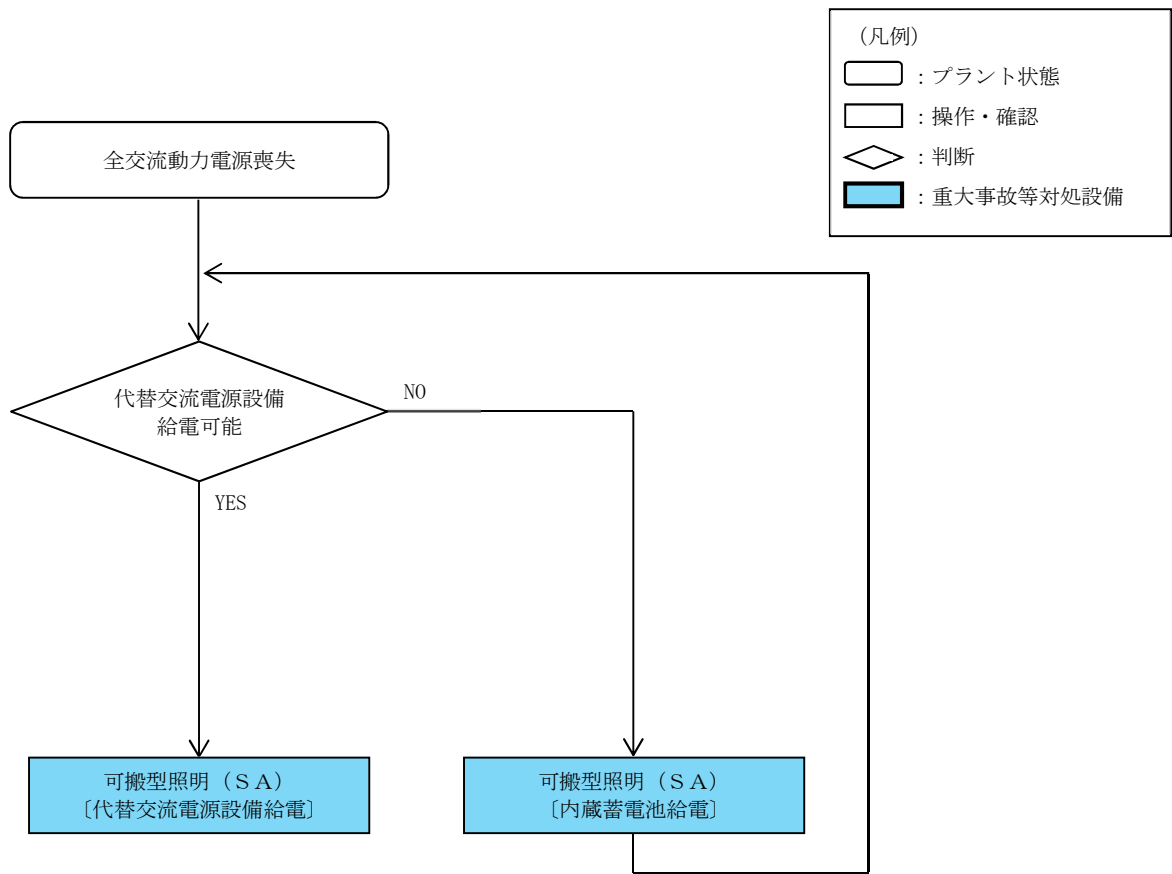
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）																					
					経過時間(分)															備考	
					10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150		
操作項目	実施箇所・必要要員数 【 】は他作業後に移動してきた要員				操作の内容	▽ 事象発生 ▽ 原子炉スクラム ▽ 約4分 燃料被覆管温度1000K到達 ▽ 約9分 燃料被覆管温度1200℃到達 ▽ 25分 格納容器冷却及び原子炉注水開始 ▽ 約27分 燃料温度2500K到達 ▽ 43分 原子炉水位レベル0到達判断 ▽ ベDESTAL（ドライウェル部）水位2.2m到達 ▽ 2時間 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系															
	責任者	発電長	1人	中央監視 運転操作指揮																	
	補佐	副発電長	1人	運転操作指揮補佐																	
	通報連絡者	災害対策要員	2人	災害対策本部連絡 発電所外部連絡																	
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)		重大事故等対応要員 (現場)																	
状況判断	2人 A, B	—	—	—	●原子炉スクラムの確認 ●タービン停止の確認 ●外部電源喪失等の確認 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動失敗の確認 ●原子炉隔離時冷却系の自動起動失敗の確認 ●原子炉冷却材喪失の判断 ●炉心損傷の確認	10 分															
全交流動力電源喪失の判断	【1人】 A	—	—	—	●高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の手動起動操作（失敗）	1 分															
	【1人】 B	—	—	—	●非常用ディーゼル発電機の手動起動操作（失敗）	2 分															
常設代替高圧電源装置による緊急用母線受電操作	【1人】 B	—	—	—	●常設代替高圧電源装置2台起動及び緊急用母線受電操作	4 分															
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）準備操作	【1人】 B	—	—	—	●原子炉注水、格納容器スプレイ及び原子炉減圧に必要な負荷の電源切替操作	4 分															
	【1人】 A	—	—	—	●原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉操作	2 分															
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	【1人】 A	—	—	—	●代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 系統構成	3 分															
	【1人】 A	—	—	—	●代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却開始操作	4 分															
					●低圧代替注水系（常設）による原子炉注水開始操作	2 分															
					●低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の流量調整操作	6 分															
					●代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却一時停止操作	3 分															
pH調整剤注入操作	【1人】 A	—	—	—	●pH 調整剤注入操作														解析上考慮しない		
格納容器下部注水系（常設）によるベDESTAL（ドライウェル部）注水操作	【1人】 A	—	—	—	●格納容器下部注水系（常設）によるベDESTAL（ドライウェル部）注水開始操作																
					●格納容器下部注水系（常設）によるベDESTAL（ドライウェル部）注水停止操作	6 分															
非常用ディーゼル発電機等の回復操作	—	—	—	—	●非常用ディーゼル発電機等の回復操作															解析上考慮しない	
高圧炉心スプレイ系の回復操作	—	—	—	—	●高圧炉心スプレイ系の回復操作															解析上考慮しない	
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作	【1人】 B	—	—	—	●受電前準備																
	—	2人 C, D	—	—	●受電前準備																
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作	【1人】 B	—	—	—	●常設代替高圧電源装置3台追加起動操作																
					●緊急用母線から非常用母線2C系への受電操作 ●非常用母線 2C 系から非常用母線 2D 系への受電操作																
原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作	【1人】 B	—	—	—	●原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作													15 分		評価上 2時間で起動	

第 1. 16-6 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
（代替循環冷却系を使用しない場合）の作業と所要時間（1/2）

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）																	
				経過時間（時間）												備考	
				4	8	12	16	20	24	28	32	36	40	44	48		
操作項目	実施箇所・必要要員数			操作の内容													
	運転員 （中央制御室）	運転員 （現場）	重大事故等対応要員 （現場）														
				▽約4.6時間 格納容器圧力465kPa[gage]到達													
				▽約20.2時間 サプレッション・プール 水位通常水位+5.5m到達													
				▽約23.8時間 サプレッション・プール 水位通常水位+6.5m到達													
代替格納容器スプレ イ冷却系（常設）に よる格納容器冷却操 作	【1人】 A	—	—	●格納容器冷却操作													
緊急用海水系を用い た海水通水操作				●緊急用海水系による海水通水 系統構成													
緊急用海水系を用い た代替循環冷却系に よる格納容器除熱及 び原子炉注水操作	【1人】 B	—	—	●代替循環冷却系系統構成													
				●代替循環冷却系運転開始													
格納容器ベント準備 操作	【1人】 A	—		●格納容器ベント準備（系統構成）													
	—	【2人】+1人 C, D, E	—	●現場移動（第一弁） ●格納容器ベント準備（系統構成）													
	—	—	3人 （招集）	●現場移動（第二弁）													
中央制御室待避室の 準備操作	【1人】 A	—	—	●中央制御室待避室内の正圧化準備操作													
				●データ表示装置（待避室）の起動操作													
				●衛星電話設備（可搬型）（待避室）の設置													
				●可搬型照明の設置													
格納容器フィルタベ ント系第二弁の現場 操作場所の正圧化	—	—	【3人】 （招集）	●格納容器フィルタベント系第二弁の現場操作場所の正圧化													
格納容器圧力逃がし 装置等による格納容 器除熱操作	【1人】 B	—	—	●代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレ イ停止操作													
				●格納容器圧力逃がし装置等による格納容器ベント操作													
				●ベント状態監視													
	—	—	【3人】 （招集）	●現場手動による格納容器ベント操作													
	【1人】 B	—	—	●中央制御室退避室内正圧化													
	【2人】 A, B	—	—	●中央制御室待避室内への退避													
使用済燃料プールの 冷却操作	—	—	—	●使用済燃料プールの冷却操作													
可搬型代替注水大型 ポンプ等による水源 補給準備	—	—	8人 a～h	●可搬型代替注水大型ポンプの移動、ホース敷設、接続													
可搬型代替注水大型 ポンプ等による水源 補給操作	—	—	【2人】 a, b	●ポンプ起動及び水源補給操作													
燃料補給準備	—	—	2人 （招集）	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリーへの補給													
燃料補給操作				●可搬型代替注水大型ポンプへの給油													
必要要員合計	2人 A, B	3人 C, D, E	8人 （招集5人）														

第 1. 16-7 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

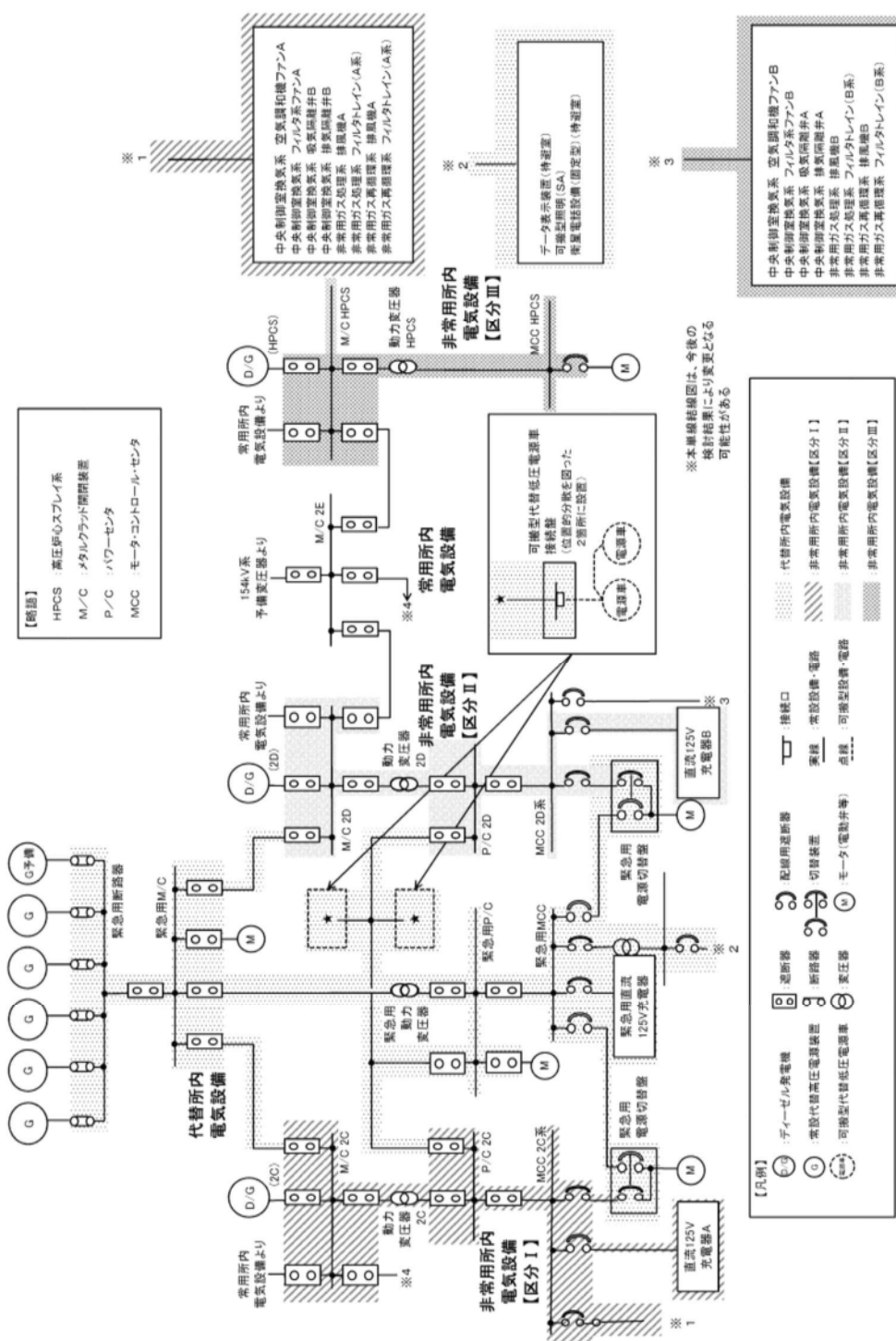
（代替循環冷却系を使用しない場合）の作業と所要時間（2/2）



第 1. 16-8 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート

		経過時間（分）												備考	
		<div> <div></div> <div></div> <div></div> <div></div> <div></div> <div></div> <div></div> <div></div> <div></div> <div></div> <div></div> <div></div> <div></div> <div></div> </div>													
手順の項目	要員（数）	活動開始 緊急時対策所から中央制御室 ▽チェンジングエリア設置箇所へ移動 ▽チェンジングエリア初期運用開始 チェンジングエリア 設置完了 ▽(170分)													
チェンジングエリアの設置及び運用	放射線管理班員	2													

第 1. 16-9 図 中央制御室チェンジングエリア設置 タイムチャート



第 1 図 対応手段として選定した設備の電源構成図

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/5)

技術的能力審査基準(1.16)	番号	設置許可基準規則(59条)	技術基準規則(74条)	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員等がとどまるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員等がとどまるために必要な設備を設けなければならない。	【本文】 第三十八条第一項の規定により設置される原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員等がとどまるために必要な設備を施設しなければならない。	④
【解釈】 1 「運転員等がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	—	【解釈】 第59条に規定する「運転員等がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 1 第74条に規定する「運転員等がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	—
a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員等がとどまるために必要な手順等を整備すること。	②	a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。	a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。	⑤※1
b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。	③※1	b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。	b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。	⑥
※1：原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）は、技術的能力「1.14 電源の確保に関する手順等」で整理		① 本規定第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員等の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。 ② 運転員等はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ③ 交替要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、運転員等の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。	① 設置許可基準規則解釈第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員等の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。 ② 運転員等はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ③ 交替要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、運転員等の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。	
		c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。	c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。	⑦

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/5)

：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				設計基準事故対処設備					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能 か	対応可能な 人数で使用 可能か	備考
中央制御室換気系， 非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転手順等	中央制御室	既設	① ② ③ ④	—	—	—	—	—	—
	中央制御室遮蔽	既設							
	中央制御室換気系 空気調和機ファン	既設							
	中央制御室換気系 フィルタ系ファン	既設							
	中央制御室換気系 高性能粒子フィルタ	既設							
	中央制御室換気系 チャコールフィルタ	既設							
	中央制御室換気系 給気隔離弁	既設							
	中央制御室換気系 排気隔離弁	既設							
	非常用ガス処理系 排風機	既設							
	非常用ガス処理系 フィルタトレイン	既設							
	非常用ガス再循環系 排風機	既設							
	非常用ガス再循環系 フィルタトレイン	既設							
	原子炉建屋ガス処理系 配管・弁	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							
中央制御室及び待避室の 酸素・二酸化炭素濃度測 定	中央制御室	既設	① ② ④	—	—	—	—	—	—
	中央制御室遮蔽	既設							
	中央制御室待避室	新設							
	中央制御室待避室遮蔽	新設							
	酸素濃度計	新設							
	二酸化炭素濃度計	新設							
中央制御室及び待避室 の照明確保	中央制御室	既設	① ② ③ ④	—	—	—	—	—	—
	中央制御室遮蔽	既設							
	中央制御室待避室	新設							
	中央制御室待避室遮蔽	新設							
	可搬型照明（SA）	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/5)

：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				設計基準事故対処設備					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能 か	対応可能な 人数で使用 可能か	備考
データ表示装置（待避室） による監視	中央制御室	既設	① ② ③ ④ ⑤	—	—	—	—	—	—
	中央制御室遮蔽	既設							
	中央制御室待避室	新設							
	中央制御室待避室遮蔽	新設							
	データ表示装置（待避室）	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							
中央制御室待避室の準備	中央制御室	既設	① ② ③ ④ ⑤	—	—	—	—	—	—
	中央制御室遮蔽	既設							
	中央制御室待避室	新設							
	中央制御室待避室遮蔽	新設							
	中央制御室待避室 空気ボンベユニット（空気ボンベ）	新設							
	中央制御室待避室 空気ボンベユニット（配管・弁）	新設							
	差圧計	新設							
衛星電話設備（可搬型） 通信連絡（待避室）による	中央制御室	既設	① ② ③ ④ ⑤	—	—	—	—	—	—
	中央制御室遮蔽	既設							
	衛星電話設備（可搬型）（待避室）	新設							
	衛星電話設備（屋外アンテナ）	新設							
	衛星制御装置	新設							
	衛星制御装置～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/5)

：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				設計基準事故対処設備					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間 内に使用 可能か	対応可能 な人数で 使用可能 か	備考
汚染持ち込み 防止	可搬型照明（SA）	新設	① ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦	—	—	—	—	—	—
	常設代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							
	防護具及びチェンジングエリア用資機材※1	新設							
放射線防護に関する教育等	—	—	① ② ④	—	—	—	—	—	—
運転員等の被ばく低減及び平準化	—	—	① ② ④	—	—	—	—	—	—

※1 本条文【解釈】1a）項を満足するための資機材等（放射線防護措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/5)

技術的能力審査基準(1. 16)	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員等がとどまるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>重大事故が発生した場合においても中央制御室換気系，原子炉建屋ガス処理系，可搬型照明（S A）及び中央制御室待避室等により中央制御室に運転員がとどまるために必要な手順を整備する。</p>
<p>【解釈】</p> <p>1 「運転員等がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—
<p>a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員等がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>重大事故が発生した場合においても資機材等（防護具及びチェンジングエリア用資機材）を用いた放射線防護措置により中央制御室に運転員がとどまるために必要な手順を整備する。</p>
<p>b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p>	<p>原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）は、技術的能力「1. 14 電源の確保に関する手順等」で整備する。</p>

中央制御室換気系閉回路循環運転時及び中央制御室待避室使用時の
酸素濃度及び二酸化炭素濃度について

中央制御室換気系が閉回路循環運転の場合、及び格納容器圧力逃し装置作動時に使用する中央制御室待避室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を、「空気調和・衛生工学便覧 空気調和設備設計」に基づき実施した。

1. 酸素濃度，二酸化炭素濃度に関する法令要求について

酸素濃度・二酸化炭素濃度計による室内酸素濃度，二酸化炭素濃度管理は，労働安全衛生法，J E A C 4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員等の事故時被ばくに関する規定」及び鉱山保安法施行規則に基づき，酸素濃度が19%以上，かつ，二酸化炭素濃度が1%以下で運用する。

酸素欠乏症等防止規則（一部抜粋）

（定義）

第二条 この省令において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。

一 酸素欠乏 空気中の酸素の濃度が十八パーセント未満である状態をいう。

（換気）

第五条 事業者は、酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は、当該作業を行う場所の空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上（第二種酸素欠乏危険作業に係る場所にあつては、空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上、かつ、硫化水素の濃度を百万分の十以下）に保つように換気しなければならない。ただし、爆発、酸化等を防止するため換気することができない場合又は作業の性質上換気することが著しく困難な場合は、この限りでない。

鉱山保安法施行規則（一部抜粋）

第十六条の一

一 鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内の空気の酸素含有率は十九パーセント以上とし、炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

酸素濃度	症状等
21%	通常の空気の状態
18%	安全限界だが連続換気が必要
16%	頭痛、吐き気
12%	目まい、筋力低下
8%	失神昏倒、7～8分以内に死亡
6%	瞬時に昏倒、呼吸停止、死亡

（出典：厚生労働省リーフレット「なくそう！酸素欠乏症・硫化水素中毒」）

<p>J E A C 4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員等の事故時被ばくに関する規定」 （一部抜粋）</p> <p>【付属書解説 2. 5. 2】 事故時の外気の取り込み</p> <p>中央制御室換気空調設備の隔離が長期に亘る場合には、中央制御室内の CO₂ 濃度の上昇による運転員等の操作環境の劣化防止のために外気を取り込む場合がある。</p> <p>(1) 許容 CO₂ 濃度</p> <p>事務所衛生基準規則（昭和 47 年労働省令第 43 号、最終改正平成 16 年 3 月 30 日厚生労働省令第 70 号）により、事務室内の CO₂ 濃度は <u>100 万分の 5000 (0.5%)</u> 以下と定められており、中央制御室の CO₂ 濃度もこれに準拠する。</p> <p>したがって、中央制御室居住性の評価にあたっては、上記濃度 (0.5%) を許容濃度とする。</p>

2. 中央制御室待避室の必要空気供給量

(1) 二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

- a. 収容人数：n=3 名
- b. 許容二酸化炭素濃度：C=0.5%（J E A C 4622-2009）
- c. 大気二酸化炭素濃度：C₀=0.0336%（空気ポンベの二酸化炭素濃度）
- d. 呼吸による二酸化炭素発生量：M=0.022m³/h/人（空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量）
- e. 必要換気量：Q₁=100×M×n/（C-C₀）m³/h（空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量）

$$Q_1 = 100 \times 0.022 \times 3 \div (0.5 - 0.0336)$$

$$= 14.15$$

$$\div 14.2 \text{ m}^3/\text{h}$$

(2) 酸素濃度基準に基づく必要換気量

- a. 収容人数：n=3 名
- b. 吸気酸素濃度：a=20.95%（標準大気の酸素濃度）
- c. 許容酸素濃度：b=19%（鉱山保安法施行規則）
- d. 成人の呼吸量：c=0.48m³/h/人（空気調和・衛生工学便覧）
- e. 乾燥空気換算酸素濃度：d=16.4%（空気調和・衛生工学便覧）

f. 必要換気量： $Q_1 = c \times (a - d) \times n / (a - b) \text{ m}^3/\text{h}$ （空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量）

$$\begin{aligned} Q_1 &= 0.48 \times (20.95 - 16.4) \times 3 \div (20.95 - 19.0) \\ &= 3.36 \\ &\simeq 3.4 \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

以上により，中央制御室待避室使用に必要な空気供給量は二酸化炭素濃度基準の $14.2 \text{ m}^3/\text{h}$ とする。

3. 中央制御室待避室の必要ポンベ本数

中央制御室待避室を 5 時間陽圧化する必要最低限のポンベ本数は，二酸化炭素濃度基準換気量の $14.2 \text{ m}^3/\text{h}$ 及びポンベ供給可能空気量 $6.0 \text{ m}^3/\text{本}$ から下記の通り 19 本となる。なお，中央制御室待避室の設置後に試験を実施し必要ポンベ本数が 5 時間陽圧化維持するのに十分であることの確認を実施し，予備のポンベ容量について決定する。

- (1) ポンベ初期充填圧力：14.7MPa（at35℃）
- (2) ポンベ容器容積： 6.0 m^3 （残圧及び使用温度補正により安全側に考慮し $6.0 \text{ m}^3/\text{本}$ とした）

$$\begin{aligned} \text{必要ポンベ本数} &= 14.2 \text{ m}^3/\text{h} \div 6.0 \text{ m}^3/\text{本} \times 5 \text{ 時間} \\ &= 11.8 \text{ 本} \\ &\simeq 12 \text{ 本} \end{aligned}$$

可搬型照明（S A）を用いた場合の中央制御室の監視操作について

1. 中央制御室に配備している可搬型照明（S A）

中央制御室の照明が全て消灯した場合に使用する可搬型照明（S A）は、主制御盤エリア用 3 台，補助制御盤エリア用 1 台，予備 1 台の計 5 台を配備する。個数はシミュレーション施設を用いて監視操作に必要な照度を確保できることを確認しているとともに，可搬型照明（S A）を操作箇所に応じて向きを変更することによりさらに照度を確保できることを確認している。

仮に，可搬型照明（S A）が活用できない場合のため，乾電池内蔵型照明を中央制御室に備えている。第 1 表に中央制御室に配備している可搬型照明（S A）及び乾電池内蔵型照明の概要を示す。

第 1 表 中央制御室に配備している可搬型照明（S A）及び乾電池内蔵型照明

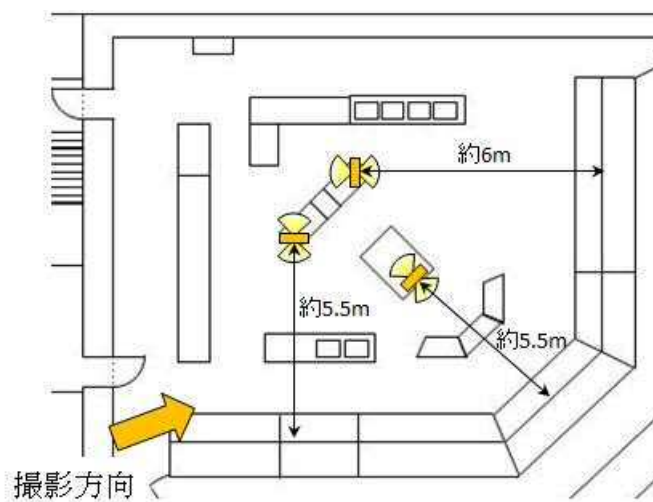
	保管場所	数量	仕様
可搬型照明（S A） 	中央制御室	5 台 (予備 1 台含む)	(AC) 100V—240V 点灯時間 片面：24 時間 両面：12 時間
乾電池内蔵型照明 (ランタン) 	中央制御室	20 個	電池：単一電池 4 本 点灯時間：45 時間
乾電池内蔵型照明 (ヘッドライト(ヘルメット装着用)) 	中央制御室	14 個	電池：単 3 電池 3 本 点灯時間：10 時間

2. 可搬型照明（S A）を用いた監視操作

可搬型照明（S A）の照度は、第 1 図に示すとおり大型表示盤から約 6m の位置に設置した場合で、直流非常灯の設計値である照度（1 ルクス）に対し、主制御盤平均で約 20 ルクスの照度を確認し、監視操作が可能なことを確認している。



画像については、印刷仕上がり時に照明確認時点と同様の雰囲気となるよう補正を施してあります。



第 1 図 シミュレーション施設における可搬型照明（S A）確認状況

チェンジングエリアについて

1. チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営にあたっては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第59条第1項

（原子炉制御室）並びに「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈」第74条第1項（原子炉制御室）に基づき、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体の汚染検査及び防護具の脱衣等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

2. チェンジングエリアの概要

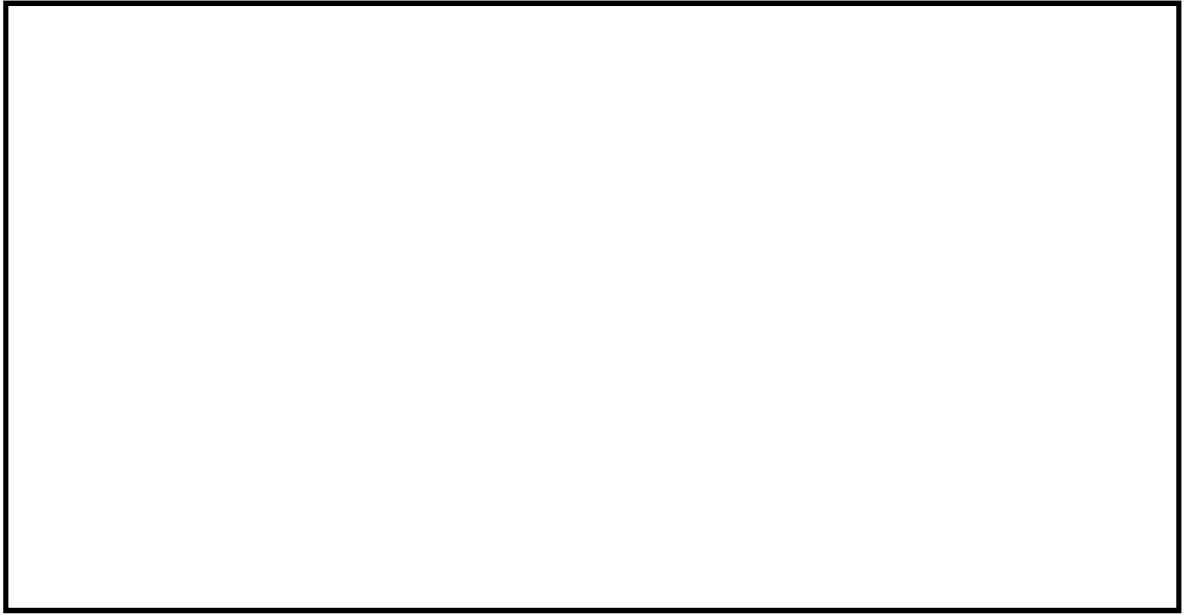
チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアからなり、要員の被ばく低減の観点から原子炉建屋付属棟内、かつ中央制御室バウナダリに隣接した場所に設営する。概要は第1表のとおり。

第 1 表 チェンジングエリアの概要

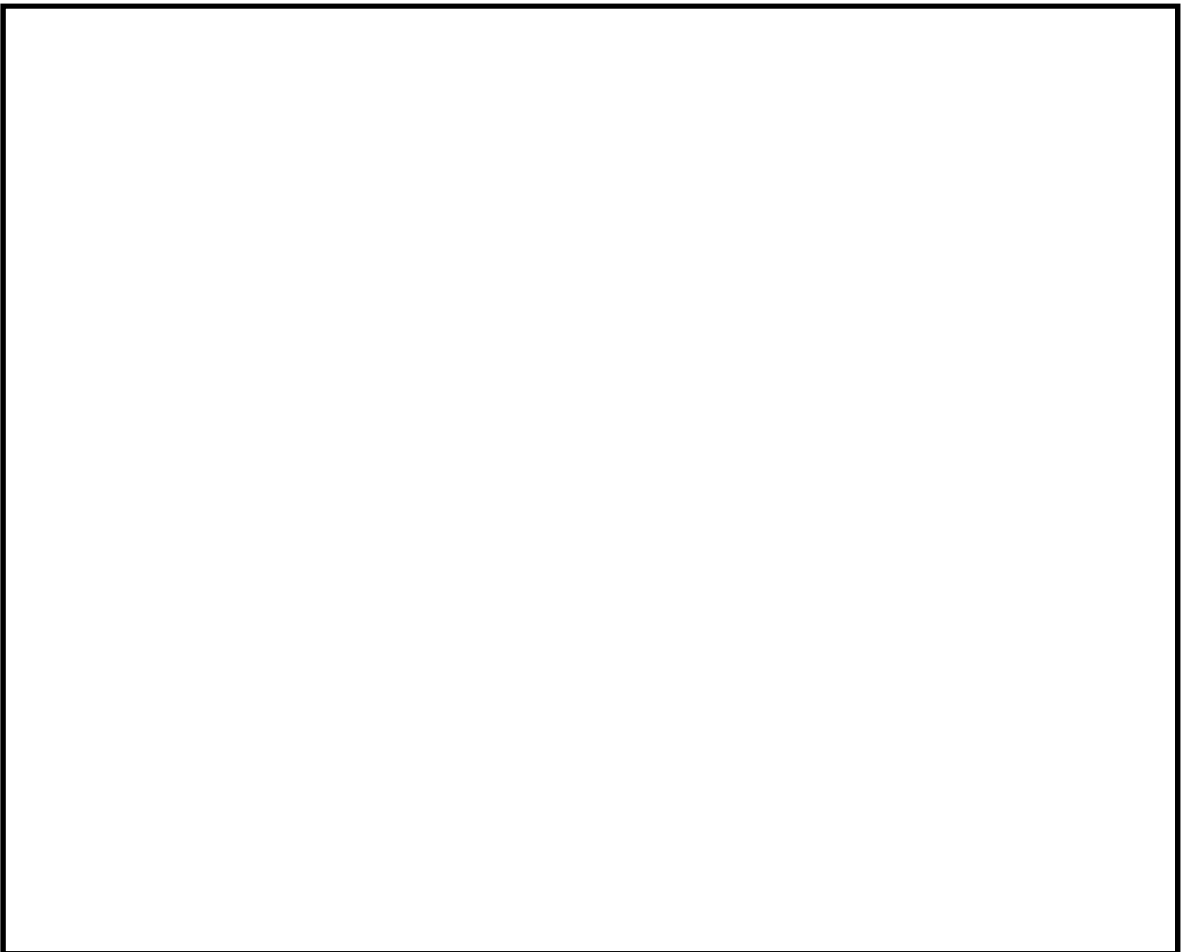
設 営 場 所	原子炉建屋附属棟 4 階 空調機械室	中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，身体の汚染検査及び防護具の脱衣等を行うための区画を設ける。
設 営 形 式	テントハウス (一部，通路区画化) (原子炉建屋附属棟内)	テントハウス及びシート等で間仕切りすることにより通路を区画化する。
手 順 着 手 の 判 断 基 準	原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生し，災害対策本部長の指示があった場合。	中央制御室の外側が放射性物質により汚染するようなおそれが発生した場合，チェンジングエリアの設営を行う。なお，事故進展の状況，参集済みの要員数等を考慮して放射線管理班が実施する作業の優先順位を判断し，速やかに設営を行う。
実 施 者	放射線管理班	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている放射線管理班員が参集した後に設営を行う。

3. チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

チェンジングエリアは，中央制御室バウンダリに隣接した場所に設置する。チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルートは，第 1 図，第 2 図のとおり。



第 1 図 中央制御室チェンジングエリアの設営場所



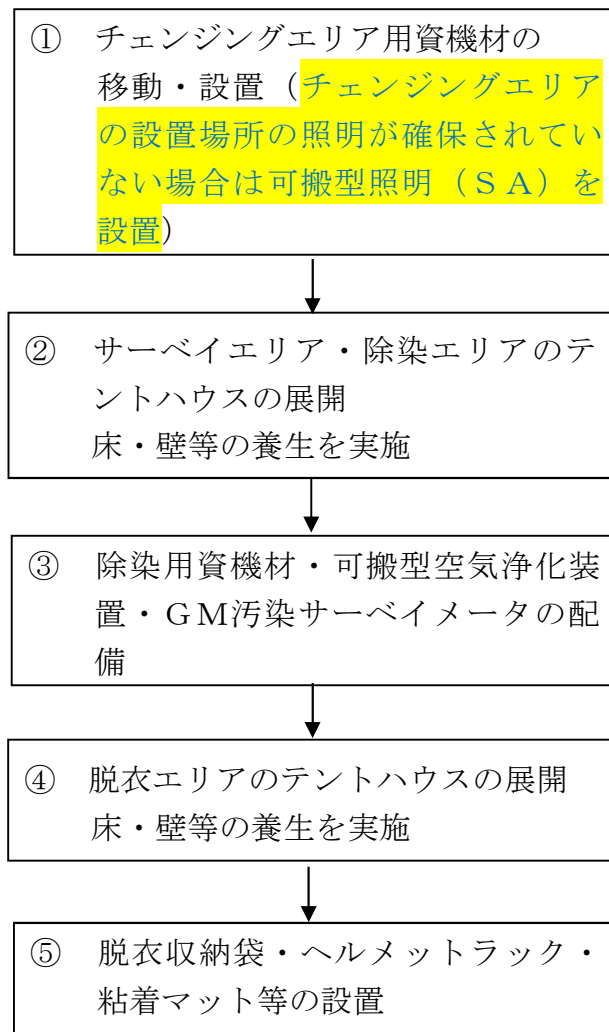
第 2 図 中央制御室チェンジングエリアのアクセスルート

4. チェンジングエリアの設営（考え方、資機材）

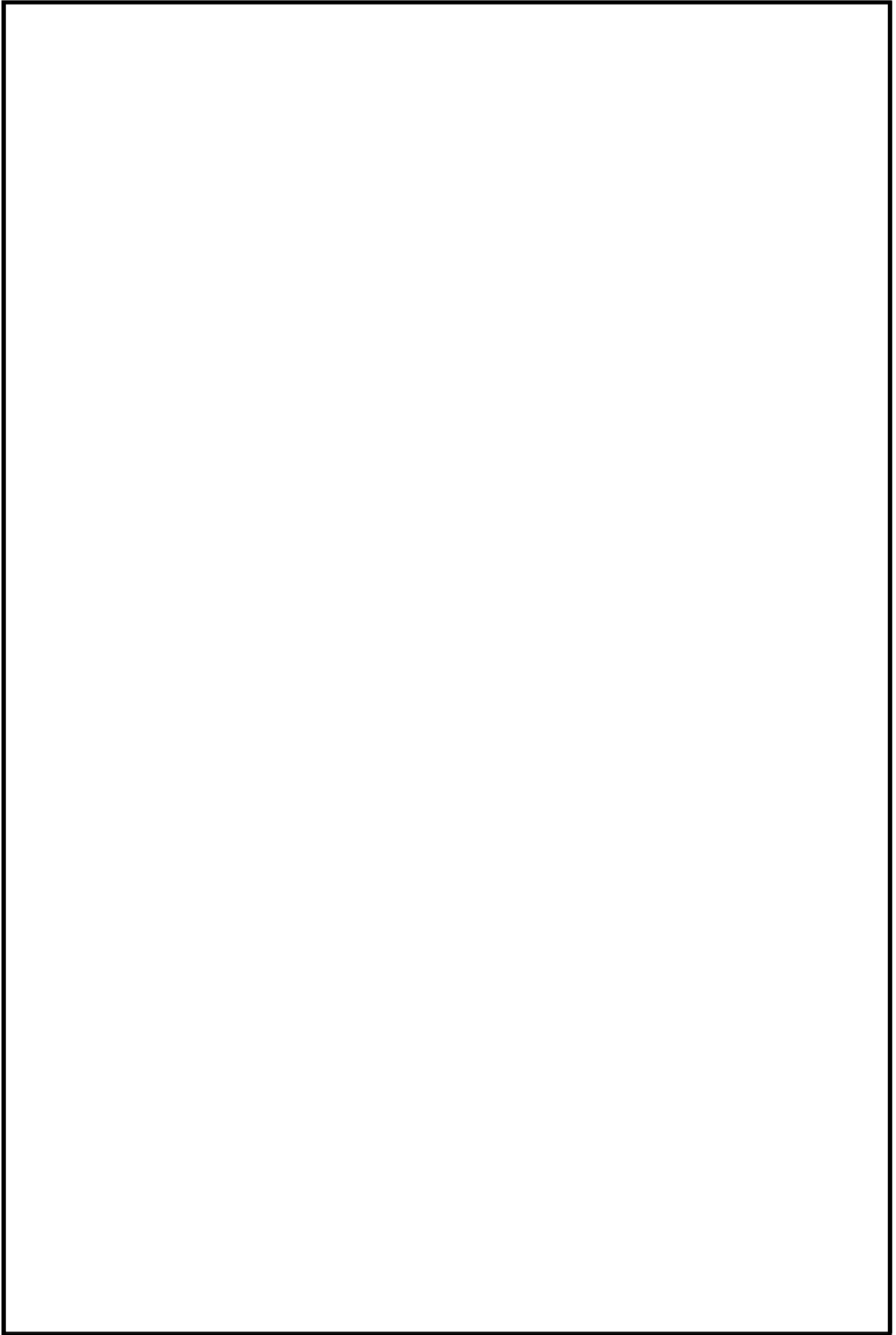
(1) 考え方

中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するため、第3図の設営フローに従い、第4図のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は、放射線管理班員2名で、初期運用開始に必要なサーベイエリア及び除染エリアについて約60分、さらに脱衣エリアの設営について約80分の合計140分を想定している。なお、チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い、設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

チェンジングエリアの設営は、原子力防災組織の要員の放射線管理班員4名のうち、チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生し、災害対策本部長の指示があった場合に実施する。



第3図 チェンジングエリアの設営フロー



第 4 図 中央制御室チェンジングエリア

(2) チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については、運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して、第2表のとおりとする。チェンジングエリア用資機材は、チェンジングエリア付近に保管する。

第2表 中央制御室チェンジングエリア用資機材

名称	数量※	根拠
テントハウス	1 式	チェンジングエリア 設営に必要な数量
養生シート	3 巻	
バリア	3 個	
粘着マット	3 枚	
脱衣収納袋	7 個	
難燃袋	70 枚	
難燃テープ	10 巻	
クリーンウエス	2 缶	
はさみ, カッター	各 3 本	
筆記用具	3 式	
簡易シャワー	2 式	
簡易水槽	2 個	
バケツ	2 個	
排水タンク	2 式	
可搬型空気浄化装置	3 台	

※予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）

5. チェンジングエリアの運用

（出入管理，脱衣，汚染検査，除染，着衣，要員に汚染が確認された場合の対応，廃棄物管理，チェンジングエリアの維持管理）

(1) 出入管理

チェンジングエリアは，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室外で作業を行った要員が，中央制御室に入室する際に利用する。中央制御室外は，放射性物質により汚染しているおそれがあることから，中央制御室外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは第4図のとおりであり，チェンジングエリアには下記の①から③のエリアを設けることで中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。

①脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア。

②サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品の汚染検査を行うエリア。汚染が確認されなければ中央制御室内へ移動する。

③除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア。

(2) 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴脱ぎ場で、安全靴、ヘルメット、アノラックを脱衣する。
- ・脱衣エリア前室で、ゴム手袋（外側）、タイベック等を脱衣する。
- ・脱衣エリア後室で、ゴム手袋（内側）、綿手袋、靴下を脱衣する。
- ・マスク及び帽子を着用したまま、サーベイエリアへ移動する。

なお、チェンジングエリアでは、放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し、指導、助言、防護具の脱衣の補助を行う。

(3) 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査等の手順は以下のとおり。

- ①サーベイエリアにて、マスク及び帽子を着用した状態の頭部の汚染検査を受ける。
- ②汚染基準を満足する場合は、マスク及び帽子を脱衣し、全身の汚染検査を受ける。
- ③汚染基準を満足する場合は、脱衣後のマスクを持参して中央制御室へ入室する。
- ④②又は③の汚染検査において汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。

なお、放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また、放射線管理班員は汚染検査の状況について、適宜確認し、指導、助言をする。

(4) 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

- ・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をクリーンウエスで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する。（マスク及び帽子は除く）
- ・簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。

(5) 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

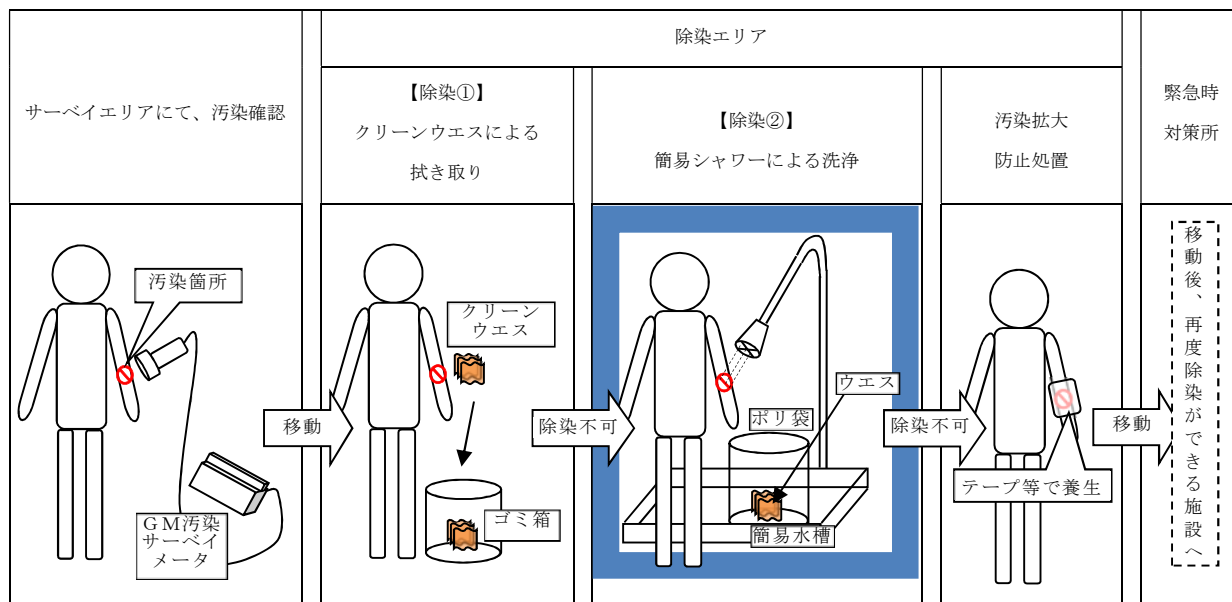
- ・中央制御室内で、綿手袋、靴下、帽子、タイベック、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・チェンジングエリアの靴脱ぎ場で、ヘルメット、靴を着用する。
- ・放射線管理班は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。

(6) 重大事故等に対処する要員に汚染が確認された場合の対応

サーベイエリア内で重大事故等に対処する要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで重大事故等に対処する要員の除染を行う。

重大事故等に対処する要員の除染については、クリーンウエスでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染ができない場合も想定し、汚染箇所への水洗によって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は、第5図のとおり必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。



第5図 除染及び汚染水処理イメージ図

(7) 廃棄物管理

中央制御室外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから、適宜チェンジングエリア外に持ち出しチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

(8) チェンジングエリアの維持管理

放射線管理班員は、チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度を定期的（1回／日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

6. チェンジングエリアに係る補足事項


(1) 可搬型空気浄化装置

チェンジングエリアには、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を1台設置する。可搬型空気浄化装置により脱衣エリアの後室から前室及び靴脱ぎ場の方向に送気することで、中央制御室外で活動した要員に付着した放射性物質が脱衣エリア内で飛散した場合でも、サーベイエリア及び除染エリアへ放射性物質が流入することを防止する。可搬型空気浄化装置の仕様等を第6図に示す。

可搬型空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は、可搬型空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視で確認することで行う。

なお、中央制御室は原子炉格納容器圧力逃がし装置の操作直後には、原則出入りしない運用とすることから、チェンジングエリアについても、原則利用しないこととする。したがって、チェンジングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもこの間は運用しないことから、可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することによる居住性への影響はない。

ただし、可搬型空気浄化装置は長期的に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることも想定し、本体（フィルタ含む）の予備を1台設ける。なお、交換したフィルタ等は、線源とならないようチェンジングエリアから遠ざけて保管する。

	○外形寸法：縦 380×横 350×高 1100 mm ○風 量：9m ³ /min (540m ³ /h) ○重 量：約 45 kg ○フィルタ：微粒子フィルタ（除去効率 99%以上） よう素フィルタ（除去効率 97%以上）
	<p>微粒子フィルタ</p> <p>微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり、微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に、微粒子が捕集される。</p> <p>よう素フィルタ</p> <p>よう素フィルタのろ材は、活性炭素繊維であり、よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に、よう素が活性炭繊維を通ることにより吸着・除去される。</p>

第 6 図 可搬型空気浄化装置の仕様等

(2) チェンジングエリアの設営状況

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリアの空間をテントハウスにより区画する。テントハウスの外観は第 7 図のとおりであり、仕様は第 3 表のとおり。チェンジングエリア内面には、必要に応じて汚染除去の容易さの観点から養生シートを貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮する。



第 7 図 テントハウスの外観

(イメージ)

第 3 表 テントハウスの仕様

サイズ	幅 1.4～2.6m×奥行 1.3m～5.2m×高さ 2.3m 程度
本体重量	40 kg ^{※1} 程度
サイズ（折り畳み時）	80 cm×140 cm×40 cm程度 ^{※1}
送風時間（専用ブロワ） ^{※2}	約 2 分 ^{※1}

※1：幅 2m×奥行 2m×高さ 2.3m のテントハウスでの数値

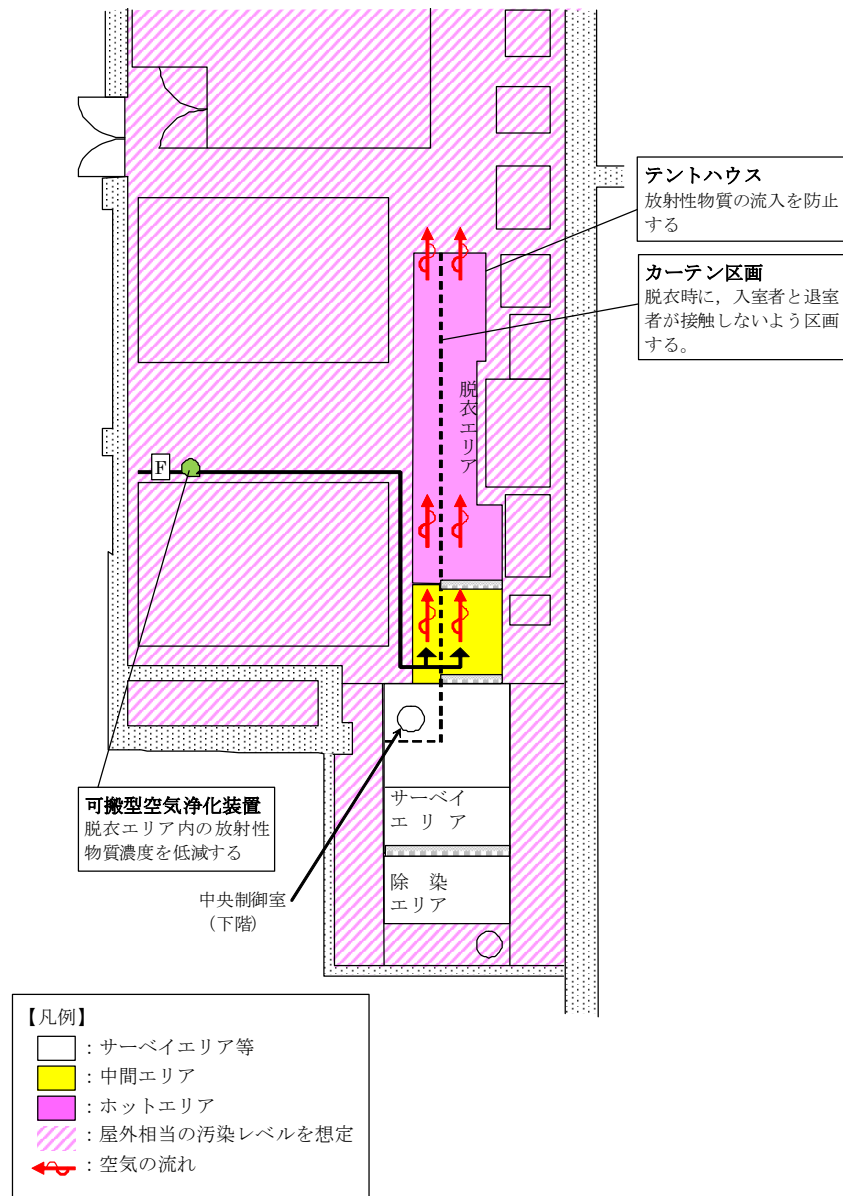
※2：手動及び高圧ポンペを用いた送風による展開も可能な設計とする。

(3) チェンジングエリアへの空気の流れ

中央制御室チェンジングエリアは、第 8 図のように、汚染の区分ごとに空間を区画し、汚染を管理する。

また、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を 1 台設置する。可搬型空気浄化装置は、脱衣エリアとサーベイエリアの境界において、最も汚染が拡大するおそれのある脱衣エリアから靴脱ぎ場へ向かい送気することで、脱衣により飛散した放射性物質のサーベイエリアへの流入を防止する。

第 8 図のようにチェンジングエリア内に空気の流れを作ること、中央制御室に汚染を持ち込まないよう管理を行う。



第 8 図 中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ

(4) チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

中央制御室に入室しようとする要員に付着した汚染が他の要員に伝播することがないように、サーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は、汚染箇所を養生するとともにサーベイエリア内に汚染が拡大していないことを確認する。サーベイエリア内に汚染が確認された場合は、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに極力影響を与えないようにする。

また、中央制御室への入室の動線と退室の動線をカーテンで区画することで、脱衣時の接触を防止する。さらに脱衣エリアでは一人ずつ脱衣を行う運用とすることで、脱衣する要員同士の接触を防止する。なお、中央制御室から退室する要員は、防護具を着用しているため、中央制御室に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。

7. 汚染の管理基準

第4表のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、第4表の管理基準での運用が困難となった場合は、バックグラウンドと識別できる値を設定する。

第4表 汚染の管理基準

状況		汚染の 管理基準	根拠等
状況 ①	屋外（発電所構内全般）へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1,300cpm (4Bq/cm ² 相当)	法令に定める表面汚染密度限度 (アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度： 40Bq/cm ² の1/10)
状況 ②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40,000cpm (120Bq/cm ² 相当)	原子力災害対策指針における O I L 4 に準拠
		13,000cpm (40Bq/cm ² 相当)	原子力災害対策指針における O I L 4 【1ヶ月後の値】に準拠


8. 中央制御室におけるマスク着用の要否について

中央制御室内は、中央制御室換気系による閉回路循環運転を行うことで、希ガス以外の放射性物質の流入防止対策を行っているため、マスク着用は不要とする。

9. 可搬型照明（S A）

チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に使用する可搬型照明（S A）は、チェンジングエリアの設置、脱衣、汚染検査、除染時に必要な照度を確保するために3台（予備1台）を使用する。可搬型照明（S A）の仕様を第5表に示す。

第5表 チェンジングエリアの可搬型照明（S A）

	保管場所	数量	仕様
可搬型照明（S A） 	原子炉建屋 附属棟4階 空調機械室	4台 (予備1台含む)	(AC) 100V—240V 点灯時間 片面：24時間 両面：12時間

チェンジングエリアに設置する可搬型照明（S A）の照度は第9図に示す設置状態で問題なく設置等が行えることを確認しており、チェンジングエリア内で5ルクス以上の照度が確保可能である。



第9図 チェンジングエリア設置場所における
可搬型照明（S A）確認状況

10. チェンジングエリアのスペースについて

中央制御室における現場作業を行う運転員等は、2名1組で2組を想定し、同時に4名の運転員等がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に4名の要員が来た場合、全ての要員が中央制御室に入りきるまで約14分であり、全ての要員が汚染している場合でも約22分であることを確認している。

また、仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でも、チェンジングエリアは建屋内に設置しており、屋外での待機はなく不要な被ばくを防止することができる。

中央制御室内に配備する資機材の数量について

1. 放射線防護資機材等

中央制御室に配備する放射線防護資機材の内訳を第1表及び第2表に示す。なお、放射線防護資機材等は、汚染が付着しないようビニール袋等であらかじめ養生し、配備する。

第1表 放射線防護具類

品 名	配備数 ^{※1}	
	緊急時対策所	中央制御室
タイベック	1,155着 ^{※2}	17着 ^{※10}
靴下	1,155足 ^{※2}	17足 ^{※10}
帽子	1,155個 ^{※2}	17個 ^{※10}
綿手袋	1,155双 ^{※2}	17双 ^{※10}
ゴム手袋	2,310双 ^{※3}	34双 ^{※11}
全面マスク	330個 ^{※4}	17個 ^{※10}
チャコールフィルタ	2,310個 ^{※5}	34個 ^{※12}
アノラック	462着 ^{※6}	17着 ^{※10}
長靴	132足 ^{※7}	9足 ^{※13}
胴長靴	5足 ^{※8}	9足 ^{※13}
遮蔽ベスト	15着 ^{※9}	—
自給式呼吸用保護具	5式 ^{※8}	9式 ^{※13}

※1：予備を含む。今後、訓練等で見直しを行う。

※2：110名（要員数）×7日×1.5倍＝1,155

※3：綿手袋×2倍（二重にして着用）＝2,310

※4：110名（要員数）×2日（3日目以降は除染にて対応）×1.5倍＝330

※5：110名（要員数）×7日×2個×1.5倍＝2,310

※6：44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×7日間×1.5倍＝462

※7：44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×2倍（現場での要員交代を考慮）×1.5倍（基本再使用、必要により除染）＝132

※8：3名（重大事故等対応要員（運転操作対応）3名）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=4.5→5

※9：10名（重大事故等対応要員（庶務班）6名+（保修班）4名）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）=15

※10：11名（中央制御室要員数）×1.5倍=16.5→17

※11：綿手袋×2倍（二重にして着用）=34

※12：11名（中央制御室要員数）×2個×1.5倍=33→34（2個を1セットで使用するため）

※13：3名（運転員（現場））×2倍（現場での要員交代を考慮）×1.5倍=9

・配備数の妥当性の確認について

【中央制御室】

要員数11名は，運転員等（中央制御室）4名と運転員（現場）3名，情報班員1名，重大事故等対応要員（運転操作対応）3名で構成されている。このうち，運転員等（中央制御室）は中央制御室換気系による閉回路循環運転により空気が浄化されるため，防護具類を着用する必要はない。ただし，初動対応を行った運転員等は交代時の退室に伴う着用を考慮し，その後の交代要員は中央制御室に向かう際に，緊急時対策所より防護具類を持参する。

運転員等（現場）は，現場作業時に防護具類を着用する（1回現場に行くことを想定）。

よって，以下のとおり，タイベック等（靴下，帽子，綿手袋及びアノラック）の第1表に示す配備数は必要数を上回っており妥当である。

11名×1回（交替時）+4名×1回（現場）=15着 < 17着

全面マスク，安全靴，長靴及び胴長靴は，再使用するため，必要数は11（要員数分）であり，第1表に示す配備数は必要数を上回っており妥当である。

チャコールフィルタは，全面マスクに2個装着して使用するため，必要数は22個（全面マスクの必要数11個×2）であり，第1表に示す配備数は必要数を上回っており妥当である。

ゴム手袋は，綿手袋の上に二重にして使用するため，必要数量は34双（綿手袋の必要数17双×2）であり，第1表に示す配備数は必要数量を上回っており妥当である。

第2表 放射線計測器（被ばく管理・汚染管理）

品 名	配備数※1	
	緊急時対策所	中央制御室
個人線量計	330台※3	33台※8
GM汚染サーベイメータ	5台※4	3台※9
電離箱サーベイメータ	5台※5	3台※10
緊急時対策所エリアモニタ	2台※6	—
可搬型モニタリングポスト※2	2台※6	—
ダストサンプラ	2台※7	2台※4

※1：予備含む。今後，訓練等で見直しを行う

※2：緊急時対策所の可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）については「監視測定設備」の可搬型モニタリングポストと兼用する。

※3：110名（要員数）×2台（交代時用）×1.5倍=330

※4：身体汚染検査用に2台+3台（予備）

※5：現場作業等用に4台+1台（予備）

※6：加圧判断用に1台+1（予備）=2

※7：室内のモニタリング用に1台+1台（予備）

※8：11名（中央制御室要員数）×2台（交代時用）×1.5倍=33

※9：身体の汚染検査用に2台+1台（予備）

※10：現場作業等用に2台+1台（予備）

運転員等の交替要員体制の被ばく評価について

評価値は現在の最新値

運転員等の被ばく評価については、5直2交替の勤務体系において、7日間の積算線量を中央制御室の滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分する。また、保守的にフィルタベント開始1時間前から12時間は中央制御室に滞在するものとした。想定する勤務体系を第1表に示す。

第1表 想定する勤務体系

事象発生からの時間	①事象発生～ 22.5時間後	②22.5時間後～ 34.5時間後	③34.5時間後～ 168時間後
勤務形態	5直2交替	常時滞在	5直2交替

第2表の被ばく評価結果より、最も厳しい被ばくとなるベント操作を実施した班においても、運転員等の被ばく線量は100mSvを超えないことを確認した。

第2表 中央制御室の居住性（重大事故時）に係る被ばく評価結果

被ばく経路	実効線量（7日間）（単位：mSv）	
	マスクあり	マスクなし
室内作業時	約 5.8×10^1	約 6.4×10^1
入退域時	約 2.7×10^0	約 3.0×10^0
合 計	約 6.2×10^1	約 6.7×10^1

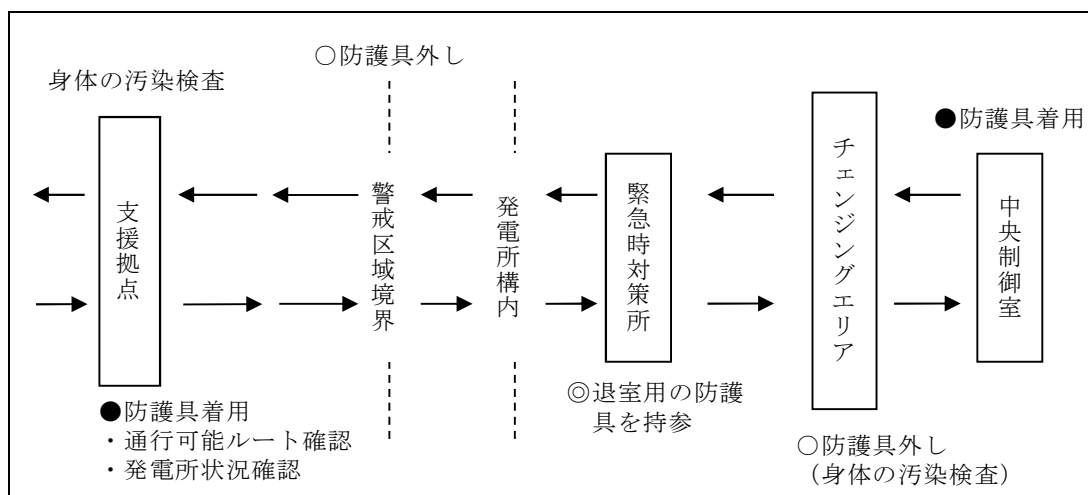
〈主な評価条件〉

- ・事故シーケンス「大LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋全交流動力電源喪失」
- ・滞在時間割合＝（12h／直×2直／日／5直）／24h／日＝0.2
（なお、常時滞在する場合は滞在時間割合は1とする。）
- ・入退域の時間割合＝（0.5h／直×2直／日／5直）／24h／日＝0.00833
- ・評価期間7日間

交替要員の放射線防護と移動経路について

運転員の交替要員は、発電所への入域及び退域の際に放射線防護管理による被ばくの低減を行う。以下にその放射線防護措置と移動経路を示す。

- ①発電所に入域するにあたり原子力災害対策支援拠点（以下「支援拠点」という。）にて発電所内の情報を入手し、必要な防護具を着用する。
- ②通行できる事が確認されたルートを通り発電所へ入域後、緊急時対策所で退室時用の防護具を受け取る。
- ③中央制御室入口付近に設置したチェンジングエリアで身体及び退室時用の防護具等の汚染検査を実施する。
- ④汚染が認められなければ中央制御室に入室し、運転員との引継ぎを実施する。
- ⑤引継ぎを終えた運転員は、入室時に持参した防護具を着用し、中央制御室を退室後、警戒区域境界の指定された場所へ移動を行い、防護具を脱衣し、警戒区域外の支援拠点にて身体の汚染検査を実施する。



1.16 操作手順の解釈一覧

手順		操作基準記載内容	解釈
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等	(1) 中央制御室換気系，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転手順等	a．交流動力電源が正常な場合の運転手順等	中央制御室換気系 給排気隔離弁 SB2-18 (A/B) SB2-19 (A/B) SB2-20 (A/B)
		b．全交流動力電源が喪失した場合の運転手順	F R V S S G T S系入口ダンパ SB2-4 (A/B)
			S G T Sトレイン入口ダンパ SB2-9 (A/B)
			S G T Sトレイン出口ダンパ SB2-11 (A/B)
			F R V Sトレイン入口ダンパ SB2-5 (A/B)
			F R V Sトレイン出口ダンパ SB2-7 (A/B)
			F R V S循環ダンパ SB2-13 (A/B)
			F R V S原子炉建屋通常排気系隔離ダンパ SB2-12 (A/B)
	(6) 中央制御室待避室の準備手順	中央制御室待避室 空気ポンベユニット 空気ポンベ集合弁	
		中央制御室待避室 空気ポンベユニット 空気差圧調整弁前弁	
		中央制御室待避室 空気ポンベユニット 空気差圧調整弁後弁	
		中央制御室待避室 空気ポンベユニット 空気差圧調整弁	
		中央制御室待避室圧力を中央制御室に対し陽圧に維持	中央制御室待避室の圧力を中央制御室に対し+10Pa以上に維持
	(2) 中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順	中央制御室待避室圧力を中央制御室に対し陽圧に維持	中央制御室待避室の圧力を中央制御室に対し+10Pa以上に維持

添付資料 1.16.9

1.17 監視測定等に関する手順等

目 次

1.17.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の対応手段及び設備
 - b. 風向、風速その他の気象条件の測定の対応手段及び設備
 - c. モニタリング・ポストの電源回復の対応手段及び設備
 - d. 手順等

1.17.2 重大事故等発生時の手順等

1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

- (1) モニタリング・ポストによる放射線量の測定
- (2) 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定
- (3) 放射能観測車による放射性物質の濃度の測定
- (4) 可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度の代替測定
- (5) 可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定
- (6) モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策
- (7) 可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策
- (8) 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策
- (9) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

1.17.2.2 風向、風速その他の気象条件の測定の手順等

- (1) 気象観測設備による気象観測項目の測定
- (2) 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定

1. 17. 2. 3 モニタリング・ポストの電源を代替電源設備から給電する手順

添付資料 1. 17. 1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1. 17. 2 緊急時モニタリングの実施手順及び体制

添付資料 1. 17. 3 緊急時モニタリングに関する要員の動き

添付資料 1. 17. 4 モニタリング・ポスト

添付資料 1. 17. 5 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

添付資料 1. 17. 6 可搬型モニタリング・ポスト

添付資料 1. 17. 7 放射能放出率の算出

添付資料 1. 17. 8 放射能観測車

添付資料 1. 17. 9 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

添付資料 1. 17. 10 可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定

添付資料 1. 17. 11 各種モニタリング設備等

添付資料 1. 17. 12 発電所敷地外の緊急時モニタリング体制

添付資料 1. 17. 13 他の原子力事業者との協力体制（原子力事業者間協力協定）

添付資料 1. 17. 14 モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策手段

添付資料 1. 17. 15 気象観測設備

添付資料 1. 17. 16 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定

添付資料 1. 17. 17 可搬型気象観測設備

添付資料 1. 17. 18 可搬型気象観測設備の気象観測項目について

添付資料 1. 17. 19 モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置

1. 17 監視測定等に関する手順等

【要求事項】

- 1 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。
- 2 発電用原子炉設置者は、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。

c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。

2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための設備を整備している。また、重大事故等が発生した場合に、発電所における風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する設備を整備している。ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1. 17. 1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

また，重大事故等が発生した場合に，発電所における風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

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

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

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第六十条及び技術基準規則第七十五条」（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

上記「(1) 対応手段と設備の選定の考え方」に基づき選定した対応手段及び審査基準，基準規則からの要求により選定した対応手段とその対応に

使用する重大事故等対処設備, 資機材及び自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備、資機材、自主対策設備、整備する手順等についての関係を第 1.17-1 表に整理する。

a. 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の対応手段及び設備

(a) 対応手段

i) 放射線量の測定

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）の放射線量を測定する手段がある。放射線量の測定又は代替測定で使用する設備は以下のとおり。

- ・モニタリング・ポスト
- ・可搬型モニタリング・ポスト
- ・電離箱サーベイ・メータ
- ・小型船舶
- ・船舶運搬車
- ・検出器保護カバー
- ・養生シート
- ・リヤカー

ii) 放射性物質の濃度の測定

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）の放射性物質の濃度を測定する手段がある。放射性物質の濃度の測定又は代替測定で使用する設備は以下のとおり。

- ・放射能観測車

- ・可搬型放射能測定装置

(可搬型ダスト・よう素サンプラ, Na I シンチレーションサーベイ・メータ, β 線サーベイ・メータ及び Zn S シンチレーションサーベイ・メータ)

- ・小型船舶

- ・船舶運搬車

- ・Ge γ 線多重波高分析装置

- ・ガスフロー式カウンタ

- ・リヤカー

- ・採取用資機材

- ・遮蔽材

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

i) 放射線量の測定

放射線量の測定に使用する設備のうち, 可搬型モニタリング・ポスト, 電離箱サーベイ・メータ及び小型船舶を重大事故等対処設備と位置づける。

ii) 放射性物質の濃度の測定

放射性物質の濃度の測定に使用する設備のうち, 可搬型放射能測定装置 (可搬型ダスト・よう素サンプラ, Na I シンチレーションサーベイ・メータ, β 線サーベイ・メータ及び Zn S シンチレーションサーベイ・メータ) 及び小型船舶を重大事故等対処設備と位置づける。

選定した設備により，審査基準及び基準規則に要求される事項が全て網羅されている。

(添付資料 1. 17. 1)

以上の重大事故等対処設備により，発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録することができる設計とする。

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

- ・ モニタリング・ポスト，船舶運搬車，検出器保護カバー，養生シート，リヤカー，放射能観測車，Ge γ線多重波高分析装置，ガスフロー式カウンタ，採取用資機材，遮蔽材

耐震Sクラスではないが，機能が健全である場合には，放射性物質の濃度又は放射線量を測定する手段として有効である。

b．風向，風速その他の気象条件の測定の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合に，発電所における風向，風速その他の気象条件を測定する手段がある。風向，風速その他の気象条件の測定で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 気象観測設備
- ・ 可搬型気象観測設備
- ・ リヤカー

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

風向，風速その他の気象条件の測定に使用する設備のうち，可搬型気象観測設備は重大事故等対処設備と位置づける。

選定した設備により，審査基準及び基準規則に要求される事項が全て網羅されている。

(添付資料 1.17.1)

以上の重大事故等対処設備により，重大事故等が発生した場合に，発電所における風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録することができる設計とする。

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

- ・ 気象観測設備，リヤカー

耐震 S クラスではないが，機能が健全である場合には，風向，風速その他の気象条件を測定する手段として有効である。

c. モニタリング・ポストの電源回復の対応手段及び設備

(a) 対応手段

全交流動力電源が喪失し，モニタリング・ポストの電源が喪失した場合，モニタリング・ポストの機能を回復させるため，無停電電源装置及び常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電する手段がある。

なお，電源を回復してもモニタリング・ポストの機能が回復しない場合は，可搬型モニタリング・ポストにより代替測定が可能である。

モニタリング・ポストの電源回復に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 無停電電源装置
- ・ 常設代替交流電源設備

- ・可搬型代替交流電源設備

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

全交流動力電源が喪失し、モニタリング・ポストの電源が喪失した場合、モニタリング・ポストの電源を回復させるための設備のうち、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備を重大事故等対処設備として位置づける。

選定した設備により、審査基準及び基準規則に要求される事項が全て網羅されている。

(添付資料 1. 17. 1)

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源が喪失した場合においても、モニタリング・ポストの電源を回復し、発電所及びその周辺において発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設計とする。

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

- ・無停電電源装置

耐震 S クラスではないが、機能が健全である場合には、モニタリング・ポストの電源を回復する手段として有効である。

d. 手順等

上記の a ., b . 及び c . により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、放射線管理班及び保修班の対応として「重大事故等対策要領」及び「重大事故等及び大規模損壊発生時における対策要

領」に定める。

(第 1.17-1 表)

また、事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する。

(第 1.17-2 表 第 1.17-3 表)

1.17.2 重大事故等発生時の手順等

1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、以下の手段を用いた手順を整備する。

得られた放射性物質の濃度、放射線量及び後述の「1.17.2.2 風向、風速その他の気象条件の測定の手順等」の気象データから放射能放出率を算出し、放出放射エネルギーを求める。

重大事故等時におけるモニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストを用いた放射線量は、連続測定にて行う。また、放射性物質の濃度の測定（空气中、水中及び土壌中）及び海上モニタリングの測定は、1 回／日以上とする。ただし、原子炉施設の状態、放射性物質の放出状況及び海洋の状況を考慮し、測定しない場合もある。

事故後の周辺汚染によるバックグラウンド上昇により、モニタリング・ポストでの放射線量の測定ができなくなることを避けるため、必要に応じ、予備の検出器保護カバーと交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。

事故後の周辺汚染によるバックグラウンド上昇により、可搬型モニタリング・ポストでの放射線量の測定ができなくなることを避けるため、必要に応

じ、養生シートで養生する等のバックグラウンド低減対策を行う。

事故後の周辺汚染によるバックグラウンド上昇により、可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度の測定ができなくなることを避けるため、必要に応じ、検出器の周辺を遮蔽材で囲むこと等のバックグラウンド低減対策を行う。

(1) モニタリング・ポストによる放射線量の測定

モニタリング・ポストは、通常時から放射線量を連続測定しており、重大事故等発生時に測定機能等が喪失していない場合は、継続して放射線量を連続測定し、測定結果は、モニタリング・ポスト局舎内で電磁的に記録し、約2ヶ月間分保存する。また、モニタリング・ポストによる放射線量の測定は、自動的な連続測定であるため、手順を要するものではない。

なお、モニタリング・ポストが機能喪失した場合は、後述する「(2) 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定」を行う。

(2) 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

重大事故等発生時に可搬型モニタリング・ポストにより放射線量を監視、及び測定し、並びにその結果を記録するための手順を整備する。

重大事故等発生時にモニタリング・ポストの機能が喪失した場合、可搬型モニタリング・ポストによる代替測定を行う。この手順のフローチャートを第1.17-1図に示す。

可搬型モニタリング・ポストは、放射線量を連続測定し、測定結果は、可搬型モニタリング・ポスト内で電磁的に記録し、7日間分以上保存する設計とする。

代替測定に使用する可搬型モニタリング・ポストは、計測データの連続性を考慮し、各モニタリング・ポストに隣接した位置に4台設置する。ま

た、放射線量の測定に使用する可搬型モニタリング・ポストは、発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）に 5 台、緊急時対策所付近に 1 台設置する。可搬型モニタリング・ポストの設置場所等を第 1.17-2 図に示す。

ただし、地震・火災等により第 1.17-2 図に示す設置場所にアクセスすることが不能となった場合は、アクセスルート上のリヤカー等で運搬できる範囲において原子炉建屋からの方位が変わらない場所に設置場所を変更する。

a. 手順着手の判断基準

(a) 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定

重大事故等発生後、緊急時対策所でモニタリング・ポストの指示値及び警報表示を確認し、モニタリング・ポストの放射線量の測定機能が喪失したと判断した場合

(b) 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定

原子力災害対策特別措置法第 10 条に基づき通報する事象※（以下「原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象」という。）が発生したと判断した場合

※「原子力災害対策特別措置法施行令第 4 条第 4 号のすべての項目」

及び「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する規則第 7 条第 1 号表イのすべての項目」

b. 操作手順

可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定を行う手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-3 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班に可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定の開始を指示する。
- ② 放射線管理班は、移動ルートの被災状況を考慮し、可搬型モニタリング・ポストの設置位置を決定するとともに、緊急時対策所に保管している可搬型モニタリング・ポスト本体、外部バッテリー、衛星携帯アンテナ部等を、設置場所までリヤカー等で運搬・設置し、緊急時対策所までデータが伝送されていることを確認し、監視・測定を開始する。なお、可搬型モニタリング・ポストを設置する際は、後述する「(7) 可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策」として、可搬型モニタリング・ポスト本体を養生シートにより養生する。
- ③ 放射線管理班は、可搬型モニタリング・ポストの測定結果を記録装置（電子メモリ）に記録し、保存する（電子メモリ内の測定データは記録装置の電源が切れた場合でも失われない設計とする。）。
- ④ 放射線管理班は、使用中に外部バッテリーの残量が少ない場合、予備の外部バッテリーと交換する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、放射線管理班 2 名にて実施し、連続して放射線量の代替測定用及び測定用 10 台設置した場合の所要時間は、作業開始を判断してから約 475 分で可能である。なお、モニタリング・ポストの代替測定（4 台）並びに発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）の測定（5 台）及び緊急時対策所付近の測定（1 台）をそれぞれ別の実施した場合は、作業開始を判断してから、モニタリング・ポストの代替測定は約 200 分、

発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）の測定及び緊急時対策所付近の測定は約 250 分で可能である。また，外部バッテリーは連続 6 日以上使用可能な設計とし，可搬型モニタリング・ポスト 10 台の外部バッテリーを交換した場合の所要時間は，作業開始を判断してから移動時間も含めて約 310 分で可能である。

リヤカー等で第 1.17-2 図に示す設置場所に可搬型モニタリング・ポストを運搬できない場合でも，アクセスルート上のリヤカー等で移動できる範囲において原子炉建屋からの方位が変わらない場所に設置する。また，円滑に作業ができるよう災害対策本部との連絡用に通信連絡設備を整備する。

(3) 放射能観測車による放射性物質の濃度の測定

周辺監視区域境界付近等の空気中の放射性物質の濃度を放射能観測車により監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するための手順を整備する。

放射能観測車は，通常時は予備機置場に保管しており，重大事故等発生時に測定機能等が喪失していない場合は，放射性物質の濃度を測定する。

なお，放射能観測車が機能喪失した場合は，後述する「(4) 可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度の代替測定」を行う。

a. 手順着手の判断基準

原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生したと判断した場合

b. 操作手順

放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-4 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班に放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ② 放射線管理班は、移動ルートの被災状況を考慮し、試料の採取場所を決定するとともに、放射能観測車により試料の採取場所まで移動し、ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし、試料を採取する。
- ③ 放射線管理班は、ダストモニタによりダスト濃度、よう素測定装置によりよう素濃度を監視・測定する。
- ④ 放射線管理班は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、放射線管理班 2 名にて実施し、一連の作業（1 箇所あたり）の所要時間は、作業開始を判断してから約 110 分で可能である。

試料の採取場所は、移動ルート上の放射能観測車で移動できる範囲において決定する。また、円滑に作業ができるよう災害対策本部との連絡用に通信連絡設備を整備する。

(4) 可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度の代替測定

重大事故等時に放射能観測車が機能喪失した場合、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnS シンチレーションサーベイ・メ

ータ)により、空気中の放射性物質の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを第 1.17-1 図に示す。また、可搬型放射能測定装置の保管場所を第 1.17-5 図に示す。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、以下のいずれかに該当した場合

- ・放射能観測車の走行可否を確認し、放射能観測車の走行機能が喪失したと判断した場合
- ・放射能観測車に搭載しているダスト・よう素サンプラの使用可否、ダストモニタ及びよう素測定装置の指示値を確認し、放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定機能が喪失したと判断した場合

b. 操作手順

可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-6 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班に可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定の開始を指示する。
- ② 放射線管理班は、緊急時対策所に保管している可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、 β 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）の使用開始前に乾電池等の残量を確認し、少な

い場合は予備の乾電池等と交換する。

- ③ 放射線管理班は、アクセスルートの被災状況を考慮し、試料の採取場所を決定するとともに、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、 β 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）を、試料の採取場所までリヤカー等で運搬し、可搬型ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし、試料を採取する。
- ④ 放射線管理班は、NaIシンチレーションサーベイ・メータにて γ 線（よう素濃度）、 β 線サーベイ・メータにて β 線、ZnSシンチレーションサーベイ・メータにて α 線を監視・測定する。
- ⑤ 放射線管理班は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、放射線管理班 2 名にて実施し、一連の作業（1 箇所あたり）の所要時間は、作業開始を判断してから約 110 分で可能である。

試料の採取場所は、アクセスルート上のリヤカー等で移動できる範囲において決定する。また、円滑に作業ができるよう災害対策本部との連絡用に通信連絡設備を整備する。

- (5) 可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定
重大事故等発生時に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において、可搬型放射能測定装置等により、放射性物質の濃度（空气中、水中及び土壌中）及び放射線量の測定を行う。可搬型放射能測定装置等により、監視

し、及び測定し、並びにその結果を記録するための手順を整備する。

a. 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等発生時に空気中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合、可搬型放射能測定装置等により空気中の放射性物質の濃度の測定を行う。可搬型放射能測定装置等の保管場所を第 1.17-5 図に示す。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、排気筒モニタ等の指示値の有意な変動の確認により、発電用原子炉施設から大気中に放射性物質が放出されるおそれがあると判断した場合

(b) 操作手順

可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定を行う手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-7 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班に空気中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ② 放射線管理班は、緊急時対策所に保管している可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）の使用開始前に乾電池等の残量を確認し、少ない場合は予備の乾電池等と交換する。
- ③ 放射線管理班は、アクセスルートの被災状況を考慮し、試料の採取場所を決定するとともに、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、β線

サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ)を、試料の採取場所までリヤカー等で運搬し、可搬型ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし、試料を採取する。

- ④ 放射線管理班は、NaIシンチレーションサーベイ・メータにてよう素濃度、 β 線サーベイ・メータにて β 線、ZnSシンチレーションサーベイ・メータにて α 線を監視・測定する。また、自主対策設備であるGe γ 線多重波高分析装置及びガスフロー式カウンタが健全であれば、不純物の除去等のため必要に応じて前処理を行い、測定する。
- ⑤ 放射線管理班は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、放射線管理班2名にて実施し、一連の作業(1箇所あたり)の所要時間は、作業開始を判断してから約110分で可能である。

試料の採取場所は、アクセスルート上のリヤカー等で移動できる範囲において決定する。また、円滑に作業ができるよう災害対策本部との連絡用に通信連絡設備を整備する。

b. 可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等発生時に水中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合、可搬型放射能測定装置等により水中の放射性物質の濃度の測定を行う。海水試料採取場所等を第1.17-5図に示す。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等発生後，以下のいずれかに該当した場合

- ・ 液体廃棄物処理系出口モニタ等の指示値の有意な変動を確認した場合
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制を開始する場合

(b) 操作手順

可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定を行う手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-8 図に示す。

- ① 災害対策本部長は，手順着手の判断基準に基づき，放射線管理班に水中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ② 放射線管理班は，緊急時対策所に保管している可搬型放射能測定装置（NaIシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し，少ない場合は予備の乾電池と交換する。
- ③ 放射線管理班は，アクセスルートの被災状況を考慮し，試料の採取場所を決定するとともに，可搬型放射能測定装置（NaIシンチレーションサーベイ・メータ，β線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）及び採取用資機材を，試料の採取場所までリヤカー等で運搬し，採取用資機材を用いて試料を採取する。
- ④ 放射線管理班は，NaIシンチレーションサーベイ・メータにてγ

線， β 線サーベイ・メータにて β 線，ZnSシンチレーションサーベイ・メータにて α 線を監視・測定する。また，自主対策設備であるGe γ 線多重波高分析装置及びガスフロー式カウンタが健全であれば，不純物の除去等のため必要に応じて前処理を行い，測定する。

- ⑤ 放射線管理班は，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，放射線管理班2名にて実施し，一連の作業（1箇所あたり）の所要時間は，作業開始を判断してから約110分で可能である。

試料の採取場所は，アクセスルート上のリヤカー等で移動できる範囲において決定する。また，円滑に作業ができるよう災害対策本部との連絡用に通信連絡設備を整備する。

c. 可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等発生時に土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合，可搬型放射能測定装置等により土壌中の放射性物質の濃度の測定を行う。可搬型放射能測定装置等の保管場所を第1.17-5図に示す。

(a) 手順着手の判断基準

「(5) 可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度及び放射線量の測定 a. 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定」により放射性物質の放出が確認された場合

(b) 操作手順

可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定を行う手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-9 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班に土壌中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ② 放射線管理班は、緊急時対策所に保管している可搬型放射能測定装置（NaIシンチレーションサーベイ・メータ、 β 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し、少ない場合は予備の乾電池と交換する。
- ③ 放射線管理班は、アクセスルートの被災状況を考慮し、試料の採取場所を決定するとともに、可搬型放射能測定装置（NaIシンチレーションサーベイ・メータ、 β 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）及び採取用資機材を、試料の採取場所までリヤカー等で運搬し、採取用資機材を用いて試料を採取する。
- ④ 放射線管理班は、NaIシンチレーションサーベイ・メータにて γ 線、 β 線サーベイ・メータにて β 線、ZnSシンチレーションサーベイ・メータにて α 線を監視・測定する。また、自主対策設備であるGe γ 線多重波高分析装置及びガスフロー式カウンタが健全であれば、不純物の除去等のため必要に応じて前処理を行い、測定する。
- ⑤ 放射線管理班は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、放射線管理班 2 名にて実施し、一連の作業（1 箇所あたり）の所要時間は、作業開始を判断してから約 100 分で可能である。

試料の採取場所は、アクセスルート上のリヤカー等で移動できる範囲において決定する。また、円滑に作業ができるよう災害対策本部との連絡用に通信連絡設備を整備する。

d. 海上モニタリング

重大事故等発生時に周辺海域での海上モニタリングが必要と判断した場合に、小型船舶、可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータ等により空气中及び水中の放射性物質の濃度や放射線量の測定を行う。可搬型放射能測定装置等（小型船舶除く）の保管場所を第 1.17-5 図に示す。また、小型船舶の保管場所及び移動ルートを第 1.17-10 図に示す。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、「(5)可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度及び放射線量の測定 b. 可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定」により放射性物質の放出が確認された場合

(b) 操作手順

可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定のうち、海上モニタリング手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-11 図に示す。

① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班に

海上モニタリングの開始を指示する。

- ② 放射線管理班は、緊急時対策所に保管している可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、 β 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）及び電離箱サーベイ・メータの使用開始前に乾電池等の残量を確認し、少ない場合は予備の乾電池等と交換する。
- ③ 放射線管理班は、可搬型設備保管場所に保管している小型船舶を船舶運搬車両に連結又は車載し、移動ルートを通り東海港物揚場へ移動して船舶を吊り降ろし係留する。
- ④ 放射線管理班は、可搬型放射能測定装置等を小型船舶に積載し、小型船舶にて沿岸に移動し、電離箱サーベイ・メータにより放射線量を測定する。可搬型ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし、試料を採取する。海水は、採取用資機材を用いて採取する。
- ⑤ 放射線管理班は、下船後、 β 線サーベイ・メータにてダスト濃度を、NaIシンチレーションサーベイ・メータにてよう素濃度及び海水の放射性物質の濃度を測定する。また、必要に応じZnSシンチレーションサーベイ・メータにて α 線、 β 線サーベイ・メータにて β 線を監視・測定する。また、自主対策設備であるGe γ 線多重波高分析装置及びガスフロー式カウンタが健全であれば、不純物の除去等のため必要に応じて前処理を行い、測定する。
- ⑥ 放射線管理班は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、船舶の吊り降ろしまでを放射線管理班 4 名、その後の作業を放射線管理班 2 名にて実施し、小型船舶による一連の作業の所要時間は、作業開始を判断してから約 280 分で可能である。

船舶運搬車両で第 1.17-10 図に示す吊り降ろし場所に小型船舶を運搬できない場合でも、船舶運搬車両で移動できる範囲において吊り降ろし場所を決定する。また、円滑に作業ができるよう災害対策本部との連絡用に通信連絡設備を整備する。

(6) モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策

重大事故等発生後の周辺汚染によりモニタリング・ポストによる測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策を行う手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等発生後、モニタリング・ポストの指示値が重大事故等発生前と比べて有意に上昇した状態で安定していることを確認した場合

b. 操作手順

モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策の手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-12 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、保修班に検出器保護カバーの交換を指示する。
- ② 保修班は、モニタリング・ポストに移動し、検出器保護カバーの交換作業を行う。
- ③ 保修班は、電離箱サーベイ・メータ等によりモニタリング・ポスト周

辺の汚染を確認した場合、局舎壁等の除染，除草，周辺の土壌撤去等により，バックグラウンドを低減する。

c．操作の成立性

上記の対応は，保修班 2 名にて実施し，検出器保護カバー交換作業の所要時間は，作業開始を判断してから約 185 分で可能である。また，円滑に作業ができるよう，災害対策本部との連絡用に通信連絡設備等を整備する。

(7) 可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策

重大事故等発生後の周辺汚染により可搬型モニタリング・ポストによる測定ができなくなることを避けるため，バックグラウンド低減対策を行う手順を整備する。

「1.17.2.1(2)可搬型モニタリング・ポストの測定及び代替測定」の手順において，可搬型モニタリング・ポストを設置する際に，予め可搬型モニタリング・ポスト本体を養生シートにより養生を行うことで，バックグラウンド低減対策とする。

また，電離箱サーベイ・メータ等により可搬型モニタリング・ポスト周辺の汚染を確認した場合，除草，周辺の土壌撤去等により，バックグラウンドの低減を行う。

a．手順着手の判断基準

可搬型モニタリング・ポストの指示値が，重大事故等発生前のモニタリング・ポストの指示値と比べて有意に上昇した状態で安定していることを確認した場合

b. 操作手順

可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策の手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1. 17-13 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班に養生シートの交換を指示する。
- ② 放射線管理班は、可搬型モニタリング・ポストに移動し、養生シートの交換作業を行う。
- ③ 放射線管理班は、電離箱サーベイ・メータ等により可搬型モニタリング・ポストの周辺汚染を確認した場合、除草、周辺の土壌撤去等により、バックグラウンドを低減する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、放射線管理員 2 名にて実施し、可搬型モニタリング・ポスト 10 台分の養生シート交換作業の所要時間は、作業開始を判断してから約 300 分で可能である。また、円滑に作業ができるよう、災害対策本部との連絡用に通信連絡設備等を整備する。

(8) 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策

事故後の周辺汚染により可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度の測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策を行うための手順を整備する。

可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度の測定を行う際は、可搬型放射能測定装置の検出器を遮蔽材で囲むことによりバックグラウンドレベルを低減させる。

なお、可搬型放射能測定装置の検出器周囲を遮蔽材で囲んだ場合でも測定ができなくなるおそれがある場合は、さらにバックグラウンドレベルが低い場所に移動して、測定を行う。

a. 手順着手の判断基準

モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストの指示値を確認し、可搬型放射能測定装置を使用する場所で、バックグラウンド上昇により、測定できなくなるおそれがあると判断した場合

b. 操作手順

放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策の手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-14 図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班に可搬型放射能測定装置により放射性物質の濃度を測定する場合は、可搬型放射能測定装置の検出器周囲を遮蔽材で囲むよう指示する。
- ② 放射線管理班は、可搬型放射能測定装置の検出器周囲を遮蔽材で囲み、放射性物質の濃度を測定する。
- ③ 放射線管理班は、②の対策でも測定できなくなるおそれがある場合は、さらにバックグラウンドレベルが低い場所に移動して測定を行う。

c. 操作の成立性

上記の対応は、放射線管理員 2 名にて実施し、遮蔽材で囲む作業の所要時間は、作業開始を判断してから約 30 分で可能である。また、円滑に作業ができるよう、災害対策本部との連絡用に通信連絡設備等を整備する。

(9) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

重大事故等時の敷地外でのモニタリングについては、国、自治体、その他関係機関と連携して策定されるモニタリング計画に従い、資機材の確保、要員の動員及び放出源情報の提供とともにモニタリングに係る適切な連携体制を構築する。

また、原子力災害が発生した場合には他の原子力事業者との協力体制に基づく原子力事業者間協力協定により、環境放射線モニタリング等への支援、測定装置の貸与等を受けることが可能である。

1.17.2.2 風向、風速その他の気象条件の測定の手順等

重大事故等が発生した場合に、発電所における風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するため、以下の手段を用いた手順を整備する。

重大事故等発生時には、気象観測設備及び可搬型気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定を、連続測定にて行う。

(1) 気象観測設備による気象観測項目の測定

重大事故等が発生した場合に、気象観測設備により発電所における風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する。

気象観測設備は、通常時から風向、風速その他の気象条件を連続測定しており、重大事故等発生時にその測定機能が使用できる場合は、継続して連続測定し、測定結果は記録用紙に記録し、保存する。なお、気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定は、手順を要するものではない。

なお、気象観測設備が機能喪失した場合は、後述する「(2) 可搬型気象

観測設備による気象観測項目の代替測定」を行う。

(2) 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定

重大事故等時に気象観測設備が機能喪失した場合，可搬型気象観測設備により発電所における風向，風速及びその他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを第 1.17-1 図に示す。

可搬型気象観測設備の設置場所は，計測データの連続性を考慮し，気象観測設備に隣接した位置とする。可搬型気象観測設備の設置場所を第 1.17-15 図に示す。

ただし，地震・火災等により第 1.17-15 図に示す設置場所にアクセスすることが不能となった場合は，アクセスルート上のリヤカー等で運搬できる範囲において設置場所を変更する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等発生後，緊急時対策所で気象観測設備の指示値及び警報表示を確認し，気象観測設備による風向・風速・日射量・放射収支量・雨量のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合

b. 操作手順

可搬型気象観測設備による風向・風速・日射量・放射収支量・雨量の代替測定を行う手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-16 図に示す。

- ① 災害対策本部長は，手順着手の判断基準に基づき，放射線管理班に可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定の開始を指示する。

- ② 放射線管理班は、アクセスルートの被災状況を考慮し、可搬型気象観測設備の設置場所を決定するとともに、緊急時対策所に保管してある可搬型気象観測設備を配置場所までリヤカー等により運搬・設置し、緊急時対策所までデータが伝送されていることを確認し、測定を開始する。
- ③ 放射線管理班は、可搬型気象観測設備の測定結果を記録装置（電子メモリ）に記録し、保存する（電子メモリ内の測定データは記録装置の電源が切れた場合でも失われない設計とする。）。
- ④ 放射線管理班は、使用中に外部バッテリーの残量が少ない場合は、予備の外部バッテリーと交換する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、放射線管理班 2 名にて実施し、一連の作業の所要時間は、作業開始を判断してから約 100 分で可能である。また、外部バッテリーは連続 2 日間以上使用可能な設計とし、可搬型気象観測設備 1 台のバッテリーを交換した場合の所要時間は、作業開始を判断してから移動時間も含めて約 70 分で可能である。

リヤカー等で第 1. 17-15 図に示す設置場所までの運搬ができない場合でも、アクセスルート上のリヤカー等で運搬できる範囲に運搬・設置する。また、円滑に作業ができるよう災害対策本部との連絡用に通信連絡設備等を整備する。

1. 17. 2. 3 モニタリング・ポストの電源を代替電源から給電する手順

全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によりモニタリング・ポストへ給電する。無停電電源装置は、

全交流動力電源喪失時に約 12 時間の間モニタリング・ポストへ給電することが可能である。無停電電源装置は，代替電源設備からの給電が開始されれば給電元が自動で切り替わるため，手順不要である。

モニタリング・ポストは，電源が喪失した状態から，代替電源設備により給電した場合，自動的に放射線量の連続測定を開始する。

代替電源設備からの給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第1. 17-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
—	放射線量の測定	モニタリング・ポスト		自主対策設備
モニタリング・ポスト (放射線量の測定)	放射線量の代替測定	主要設備	可搬型モニタリング・ポスト	重大事故等 対処設備
		リヤカー		自主対策設備
—	空気中の放射性物質の濃度の測定	放射能観測車		自主対策設備
放射能観測車 (空気中の放射性物質の濃度の測定)	空気中の放射性物質の濃度の代替測定（放射能観測車の代替測定）	主要設備	可搬型放射能測定装置 採取装置：可搬型ダスト・よう素サンプラ 測定装置：N a I シンチレーションサーベイ・メータ β線サーベイ・メータ Z n S シンチレーションサーベイ・メータ	重大事故等 対処設備
		リヤカー 採取用資機材		自主対策設備
—	風向，風速その他の気象条件の測定	気象観測設備		自主対策設備
気象観測設備 (風向，風速その他の気象条件の測定)	風向，風速その他の気象条件の代替測定（気象観測設備の代替測定）	主要設備	可搬型気象観測設備	重大事故等 対処設備
		リヤカー		自主対策設備
—	放射線量の測定	主要設備	可搬型モニタリング・ポスト	重大事故等 対処設備
		リヤカー		自主対策設備
	放射性物質の濃度の測定 (空气中，水中及び土壌中)	主要設備	可搬型放射能測定装置 採取装置：可搬型ダスト・よう素サンプラ 測定装置：β線サーベイ・メータ N a I シンチレーションサーベイ・メータ Z n S シンチレーションサーベイ・メータ	重大事故等 対処設備
		G e γ線多重波高分析装置 ガスフロー式カウンタ リヤカー 採取用資機材		自主対策設備
	海上モニタリング	主要設備	小型船舶 電離箱サーベイ・メータ 可搬型放射能測定装置 採取装置：可搬型ダスト・よう素サンプラ 測定装置：β線サーベイ・メータ N a I シンチレーションサーベイ・メータ Z n S シンチレーションサーベイ・メータ	重大事故等 対処設備
		船舶運搬車 採取用資機材		自主対策設備
	バックグラウンドの低減対策	検出器保護カバー 養生シート 遮蔽材		自主対策設備
				重大事故等 及び大規模 損壊発生時 における対 策要領

※1：手順は，「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
	モニタリング・ ポストの代替電 源設備からの給 電	主 要 設備	常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	重大事故等対 処設備
		非常時運転 手順書（事 象ベース） 重大事故等 対策要領		

※1：手順は、「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

1.17 監視測定等に関する手順等

監視計器一覧 (1/4)

対応手段		重大事故等の 対応に必要な なる監視項目	監視パラメータ (計器)	計測範囲 (単位)
1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等				
(1) モニタリング・ポストによる放射線量の測定		判断基準	—	—
		操作	放射線量 モニタリング・ポスト	$10^1 \sim 10^8$ (nGy/h)
(2) 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	放射線量の代替測定	判断基準	放射線量 モニタリング・ポスト	$10^1 \sim 10^8$ (nGy/h)
		操作	放射線量 可搬型モニタリング・ポスト※1	BG $\sim 10^9$ (nGy/h)
	放射線量の測定	判断基準	—	—
		操作	放射線量 可搬型モニタリング・ポスト※1	BG $\sim 10^9$ (nGy/h)
(3) 放射能観測車による放射性物質の濃度の測定		判断基準	—	—
		操作	放射性物質の濃度 放射能観測車 ・ダストモニタ ・よう素測定装置	$0 \sim 10^5$ (S ⁻¹) $0 \sim 10^5$ (S ⁻¹)
(4) 可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度の代替測定		判断基準	放射性物質の濃度 放射能観測車 ・ダストモニタ ・よう素測定装置	$0 \sim 10^5$ (S ⁻¹) $0 \sim 10^5$ (S ⁻¹)
		操作	放射性物質の濃度 可搬型放射能測定装置※1 ・NaIシンチレーションサーベイ・メータ ・β線サーベイ・メータ ・ZnSシンチレーションサーベイ・メータ	BG ~ 30 (μGy/h) $0 \sim 99.9k$ (min ⁻¹) $0 \sim 99.9k$ (min ⁻¹)

※1：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (2/4)

対応手段		重大事故等の 対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）		計測範囲 （単位）
1. 17. 2. 1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等					
(5) 可搬型放射能測定装置による放射性物質濃度及び放射線量の測定	a. 空気中の放射性物質の濃度の測定	判断基準	モニタ値	排気筒モニタ	[シンチレーション] 10 ⁻¹ ～10 ⁶ (cps) [電離箱] 10 ⁻² ～10 ⁴ (mSv/h)
			放射線量	モニタリング・ポスト	10 ¹ ～10 ⁸ (nGy/h)
				可搬型モニタリング・ポスト※1	B. G. ～10 ⁹ (nGy/h)
		操作	放射性物質の濃度	・ N a I シンチレーションサーベイ・メータ※1	B. G. ～30 (μGy/h)
				・ β線サーベイ・メータ※1	0～99.9k (min ⁻¹)
				・ Z n S シンチレーションサーベイ・メータ※1	0～99.9k (min ⁻¹)
	b. 水中の放射性物質の濃度の測定	判断基準	モニタ値	液体廃棄物処理系出口モニタ	10 ⁻¹ ～10 ⁶ (cps)
			放射線量	可搬型モニタリング・ポスト※1	B. G. ～10 ⁹ (nGy/h)
			操作	放射性物質の濃度	・ N a I シンチレーションサーベイ・メータ
		・ β線サーベイ・メータ			0～99.9k (min ⁻¹)
		・ Z n S シンチレーションサーベイ・メータ			0～99.9k (min ⁻¹)
		c. 土壌中の放射性物質の濃度の測定	判断基準	モニタ値	排気筒モニタ
	放射線量			モニタリング・ポスト	10 ¹ ～10 ⁸ (nGy/h)
				可搬型モニタリング・ポスト※1	B. G. ～10 ⁹ (nGy/h)
	操作		放射性物質の濃度	・ N a I シンチレーションサーベイ・メータ	B. G. ～30 (μGy/h)
				・ β線サーベイ・メータ	0～99.9k (min ⁻¹)
				・ Z n S シンチレーションサーベイ・メータ	0～99.9k (min ⁻¹)
	d. 海上モニタリング	判断基準	モニタ値	排気筒モニタ	[シンチレーション] 10 ⁻¹ ～10 ⁶ (cps) [電離箱] 10 ⁻² ～10 ⁴ (mSv/h)
放射線量			モニタリング・ポスト	10 ¹ ～10 ⁸ (nGy/h)	
			可搬型モニタリング・ポスト※1	B. G. ～10 ⁹ (nGy/h)	
操作		放射線量	電離箱サーベイ・メータ※1	10 ⁻³ ～10 ³ (mSv/h)	
		放射性物質の濃度	・ N a I シンチレーションサーベイ・メータ※1	B. G. ～30 (μGy/h)	
			・ β線サーベイ・メータ※1	0～99.9k (min ⁻¹)	
・ Z n S シンチレーションサーベイ・メータ※1	0～99.9k (min ⁻¹)				

※1：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (3/4)

対応手段		重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ (計器)	計測範囲 (単位)
1. 17. 2. 1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等				
(6) モニタリング・ポ ストのバックグラウ ンドの低減対策	判断 基準	放射線量	モニタリング・ポスト	$10^1 \sim 10^8$ (nGy/h)
	操作	放射線量	モニタリング・ポスト	$10^1 \sim 10^8$ (nGy/h)
(7) 可搬型モニタリン グ・ポストのバックグ ラウンドの低減対策	判断 基準	放射線量	可搬型モニタリング・ポスト※1	$10^1 \sim 10^8$ (nGy/h)
	操作	放射線量	可搬型モニタリング・ポスト※1	BG $\sim 10^9$ (nGy/h)
(8) 放射性物質の濃度 の測定時のバックグ ラウンドの低減対策	判断 基準	放射性物質の 濃度	<ul style="list-style-type: none"> ・ Na I シンチレーションサーベイ・メータ※1 ・ β 線サーベイ・メータ※1 ・ Z n S シンチレーションサーベイ・メータ※1 	B. G. ~ 30 (μ Gy/h) 0 ~ 99.9 k (min^{-1}) 0 ~ 99.9 k (min^{-1})
	操作	放射性物質の 濃度	<ul style="list-style-type: none"> ・ Na I シンチレーションサーベイ・メータ※1 ・ β 線サーベイ・メータ※1 ・ Z n S シンチレーションサーベイ・メータ※1 	B. G. ~ 30 (μ Gy/h) 0 ~ 99.9 k (min^{-1}) 0 ~ 99.9 k (min^{-1})

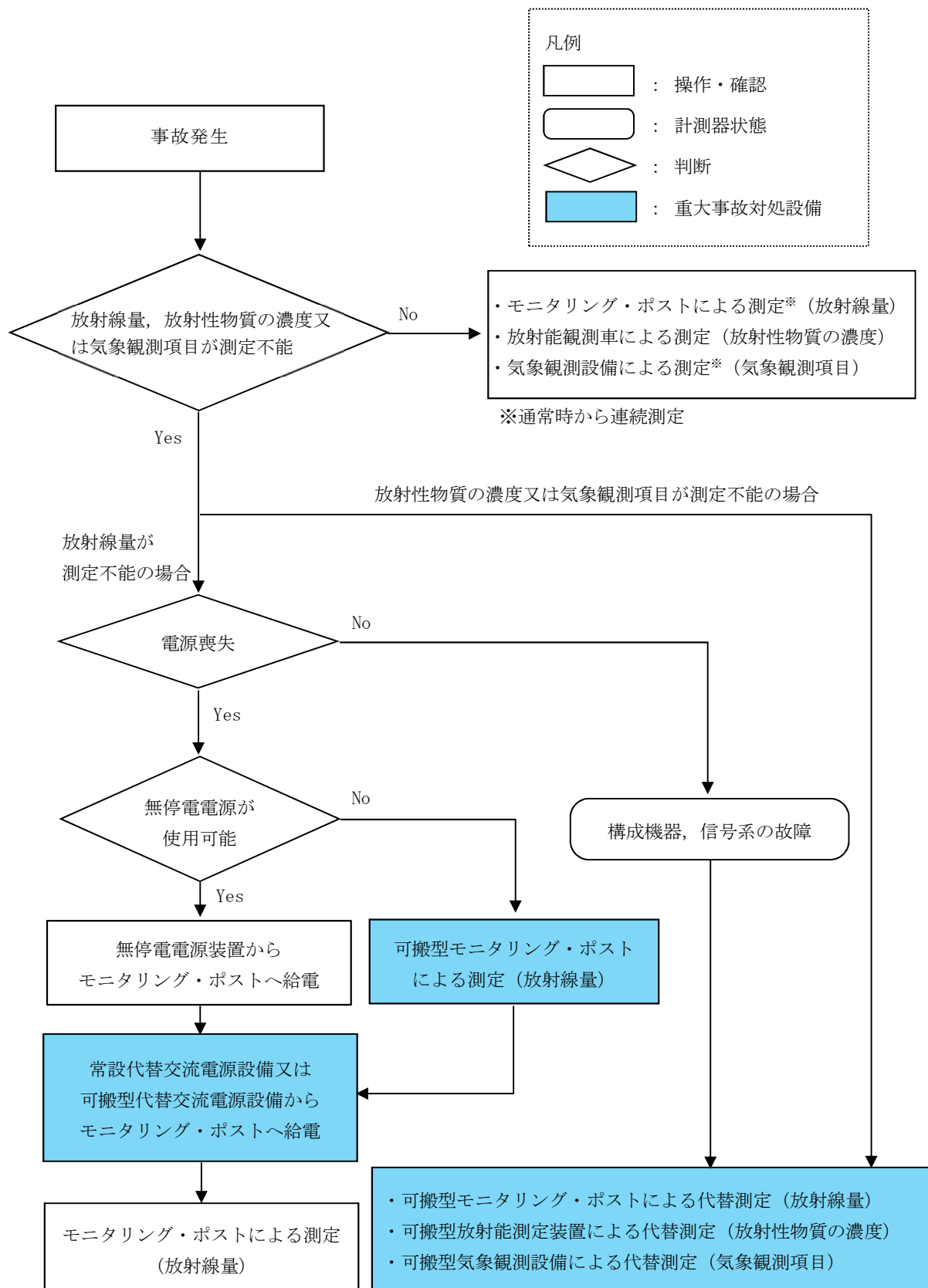
※1：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の
状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (4/4)

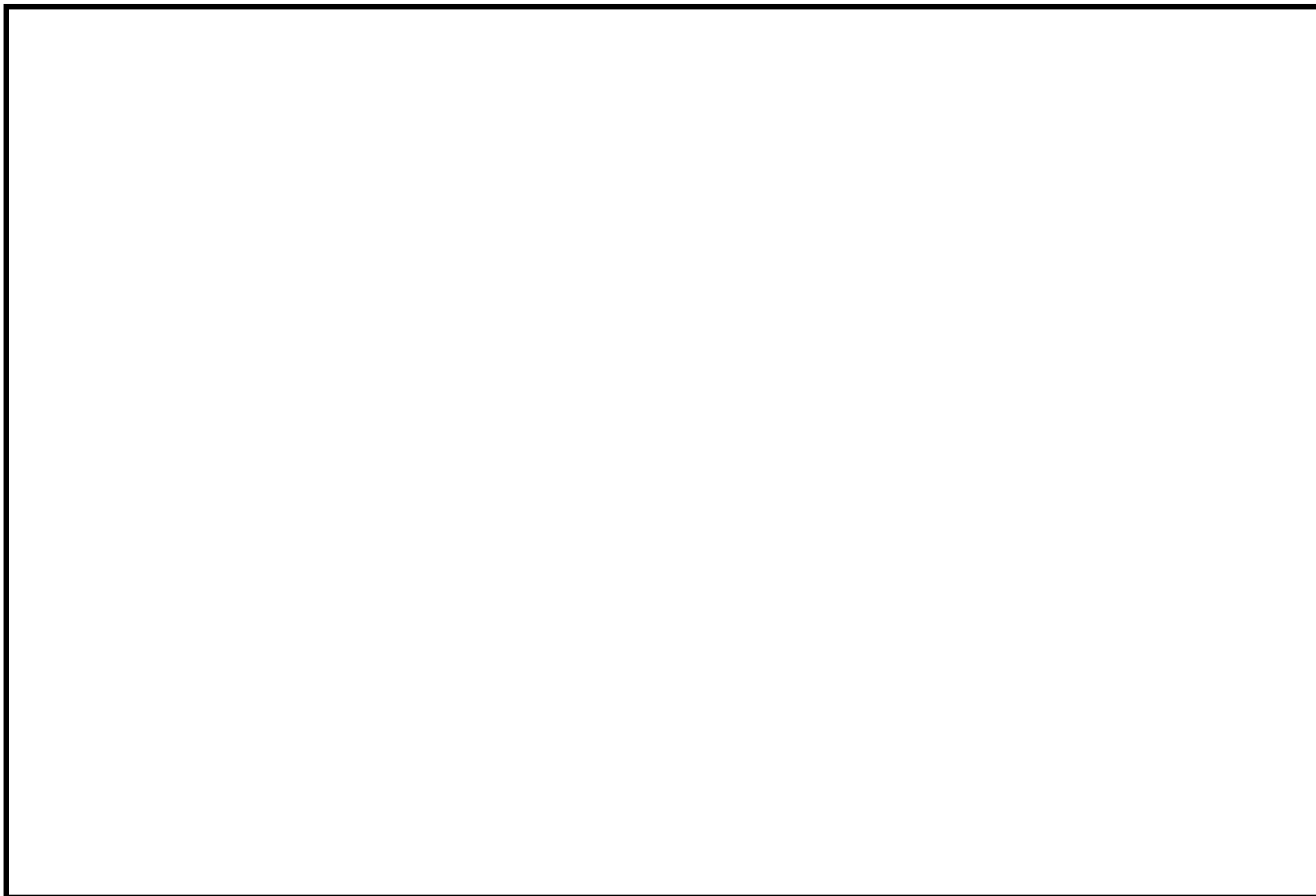
対応手段		重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視パラメータ (計器)	計測範囲 (単位)
1.17.2.2 風向, 風速その他の気象条件の測定の手段等				
(1) 気象観測設備による気象観測項目の測定	判断 基準	—	—	—
	操作	風向・風速 その他の気象 条件	気象観測設備 ・ 風向 ・ 風速 ・ 日射量 ・ 放射収支量 ・ 雨量	16 (方位) 0~30 (m/s) 0~1.2 (kW/m ²) -0.25~0.05 (kW/m ²) 0~49.5 (mm)
(2) 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定	判断 基準	風向・風速 その他の気象 条件	気象観測設備 ・ 風向 ・ 風速 ・ 日射量 ・ 放射収支量 ・ 雨量	16 (方位) 0~30 (m/s) 0~1.2 (kW/m ²) -0.25~0.05 (kW/m ²) 0~49.5 (mm)
	操作	風向・風速 その他の気象 条件	可搬型気象観測設備※1 ・ 風向 ・ 風速 ・ 日射量 ・ 放射収支量 ・ 雨量	16 (方位) 0~60 (m/s) 0~2.00 (kW/m ²) -0.250~1.25 (kW/m ²) 0~100 (mm)

第 1.17-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対策設備

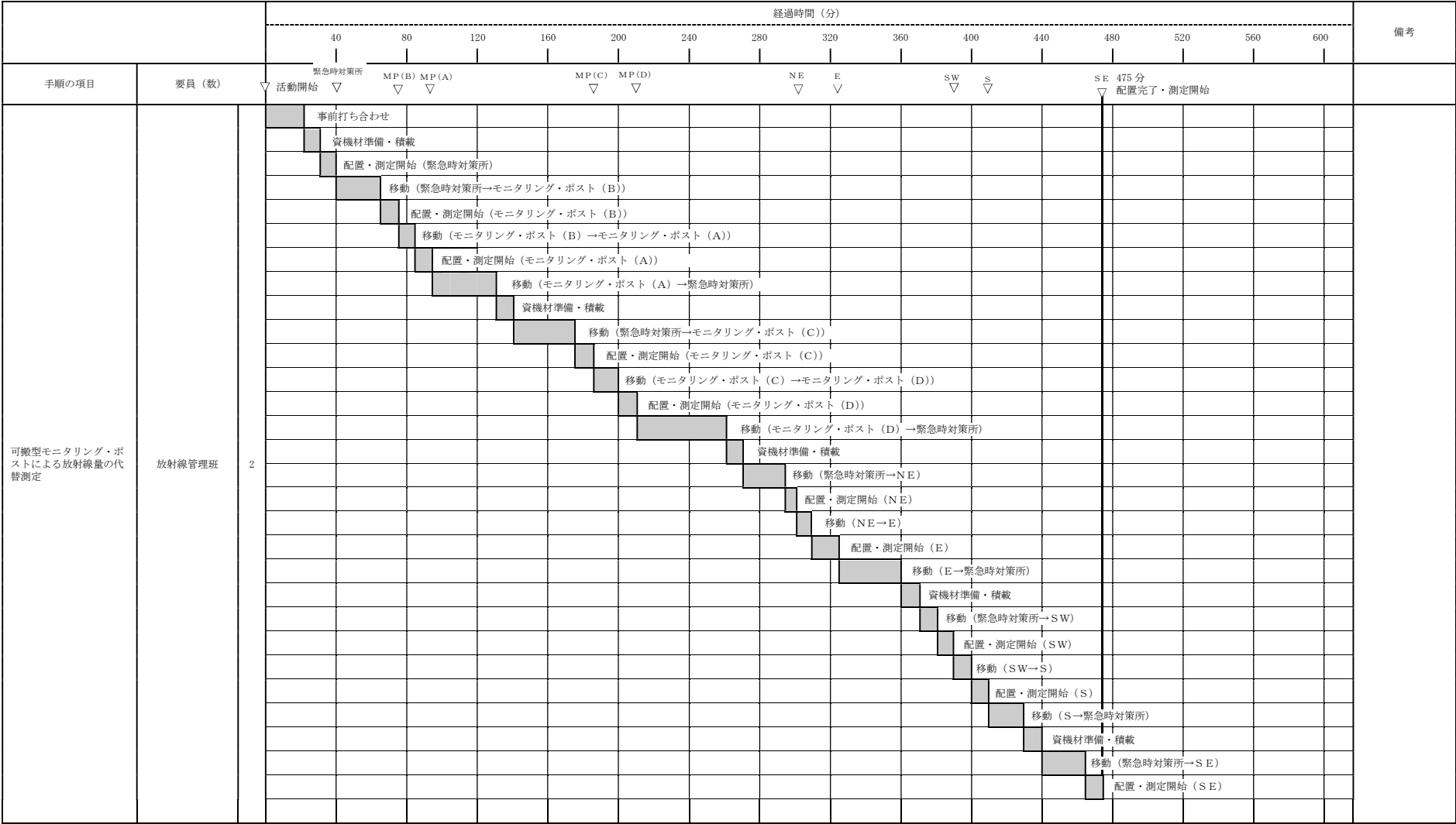
対象条文	供給対象設備	給電元
【1.17】監視測定等に関する手順等	モニタリング・ポスト	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備



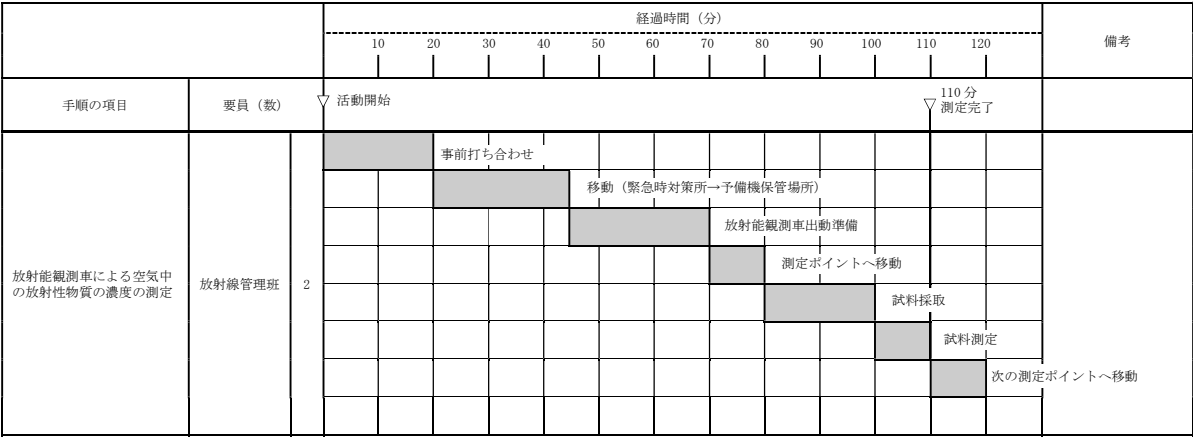
第 1.17-1 図 放射性物質の濃度, 放射線量及び気象観測項目の
代替測定フローチャート



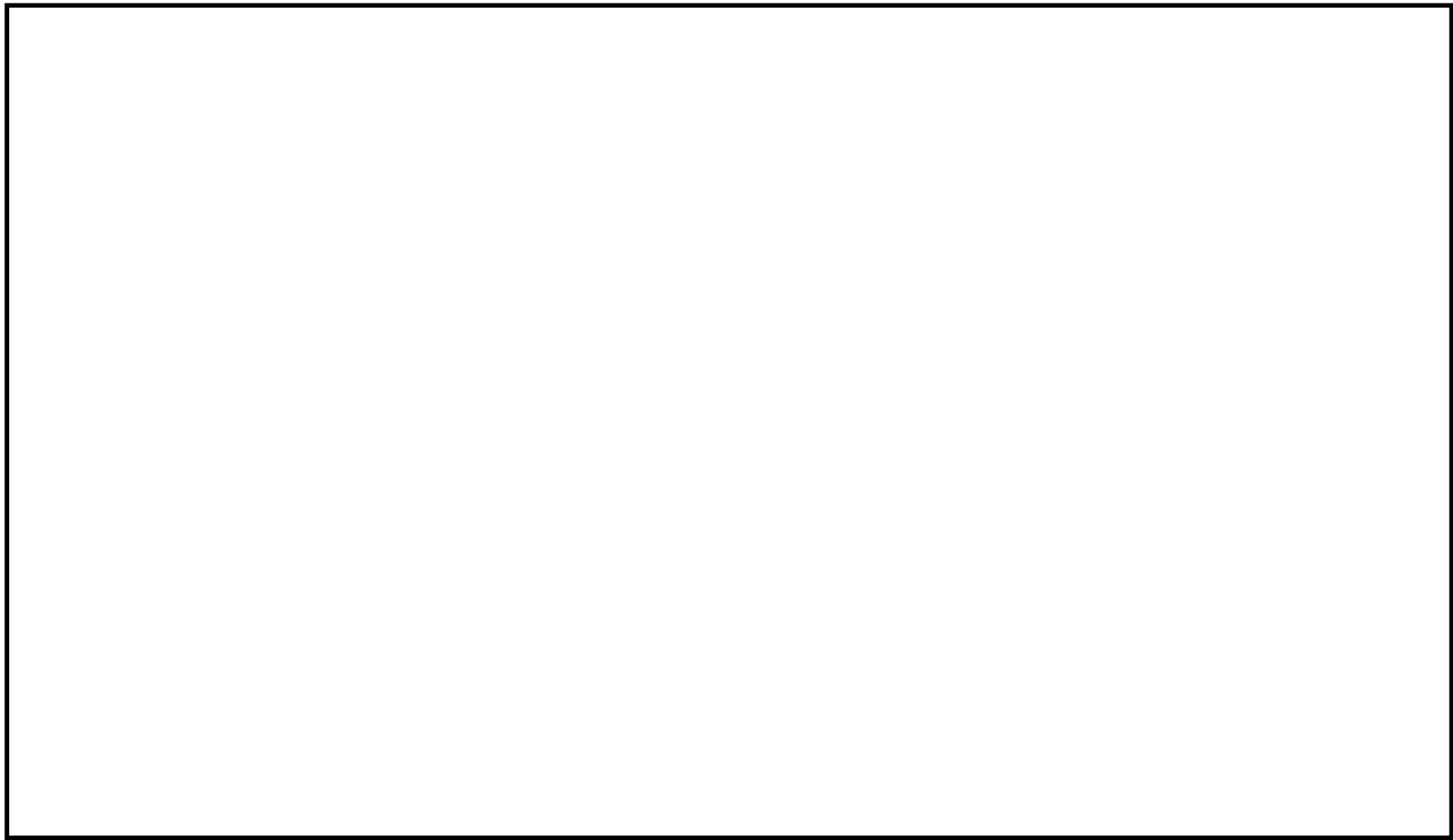
第 1. 17-2 図 可搬型モニタリング・ポストの設置場所及び保管場所



第 1.17-3 図 可搬型モニタリング・ポスト設置・測定のタイムチャート



第 1. 17-4 図 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート



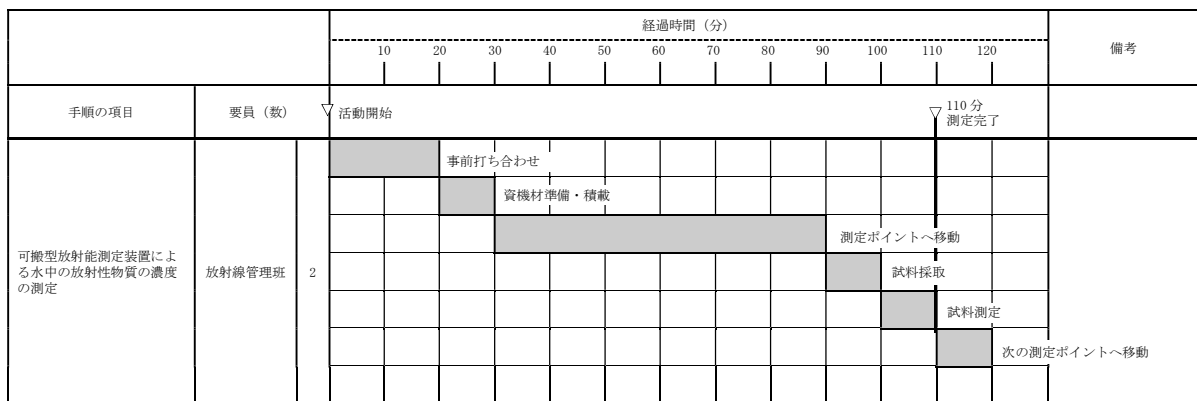
第 1.17-5 図 可搬型放射能測定装置，電離箱サーベイ・メータ等の保管場所及び海水試料採取場所

			経過時間（分）												備考			
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120				
手順の項目	要員（数）		▽ 活動開始 110分 ▽ 測定完了															
可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	放射線管理班	2			事前打ち合わせ													
					資機材準備・積載													
					測定ポイントへ移動													
												試料採取						
													試料測定					
														次の測定ポイントへ移動				

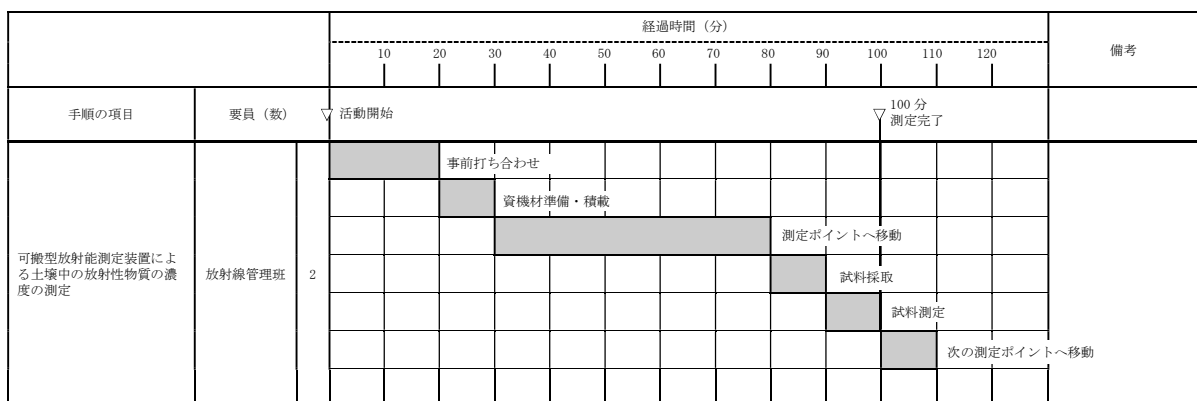
第 1. 17-6 図 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替
測定のタイムチャート

			経過時間（分）												備考			
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120				
手順の項目	要員（数）		▽ 活動開始 ▽ 110分 測定完了															
可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2			事前打ち合わせ													
						資機材準備・積載												
					測定ポイントへ移動													
												試料採取						
														試料測定				
																	次の測定ポイントへ移動	

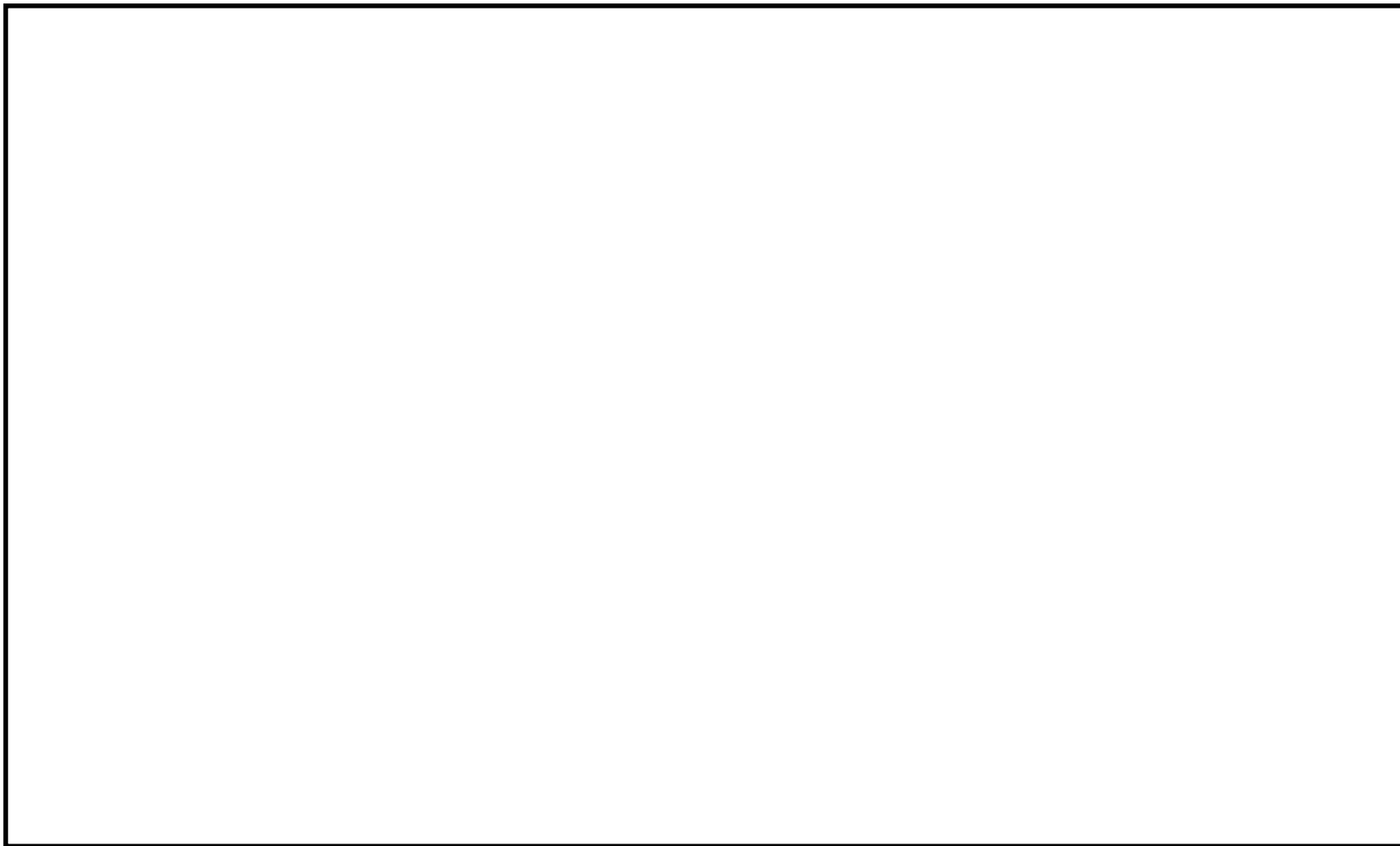
第 1. 17-7 図 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定
のタイムチャート



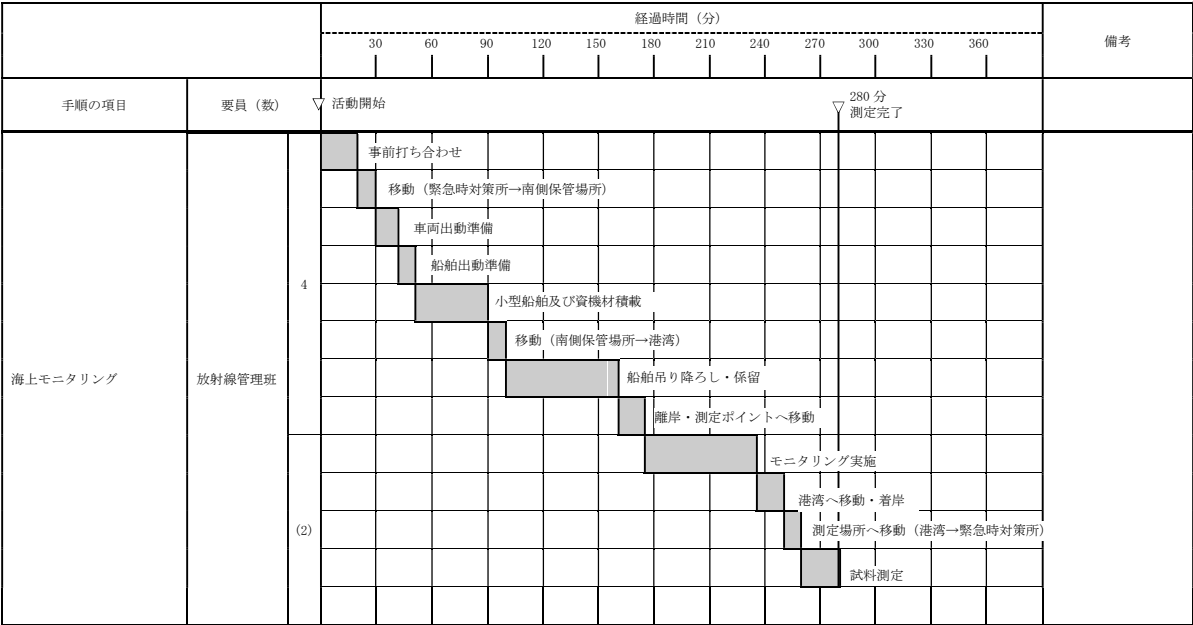
第1. 17-8図 可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート



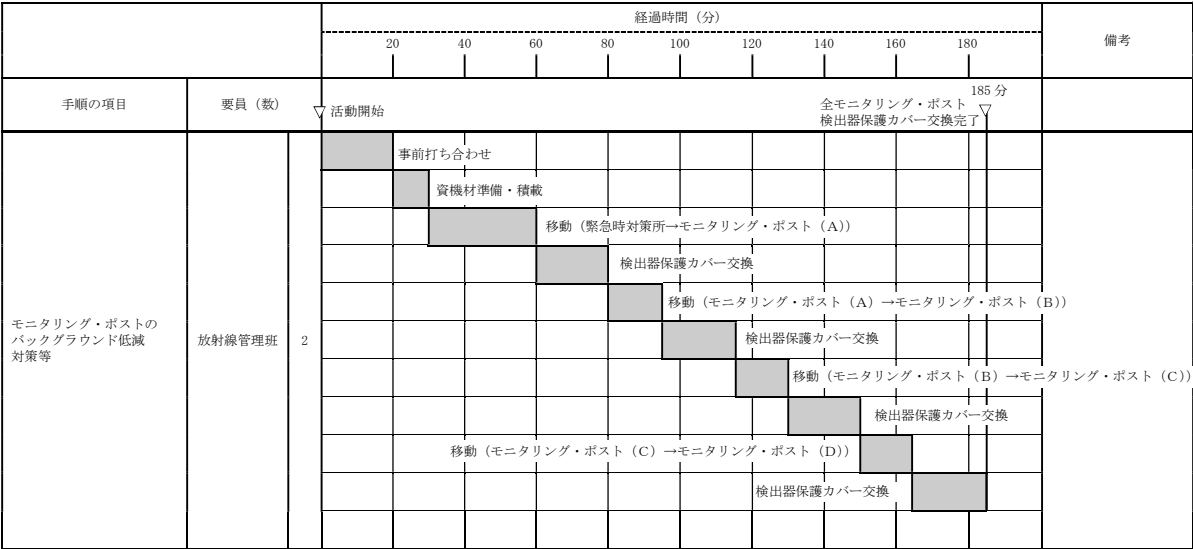
第 1. 17-9 図 可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート



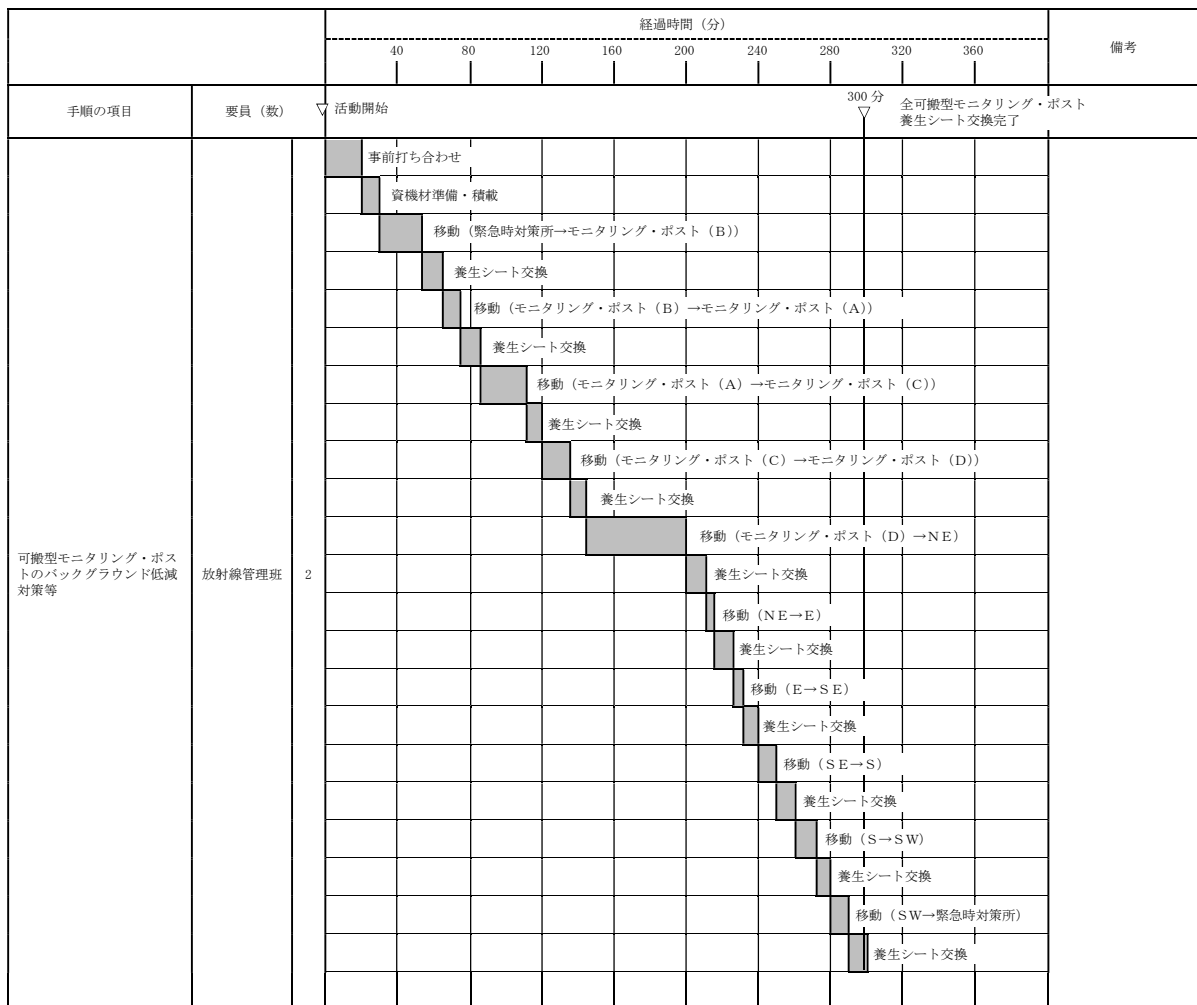
第 1. 17-10 図 小型船舶の保管場所及び移動ルート



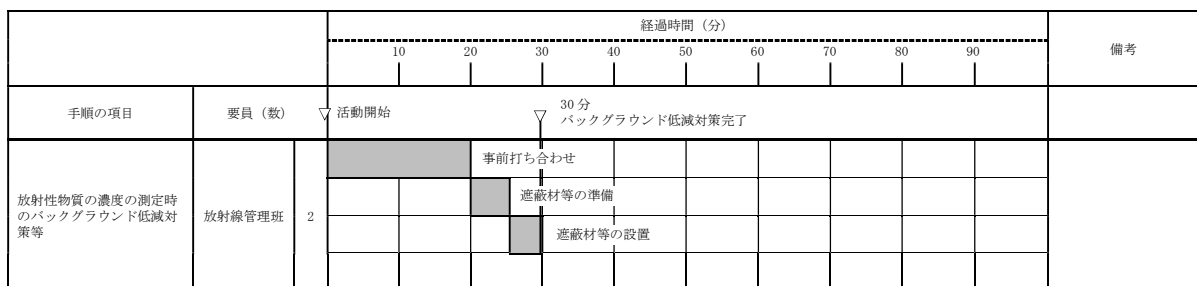
第 1.17-11 図 海上モニタリングのタイムチャート



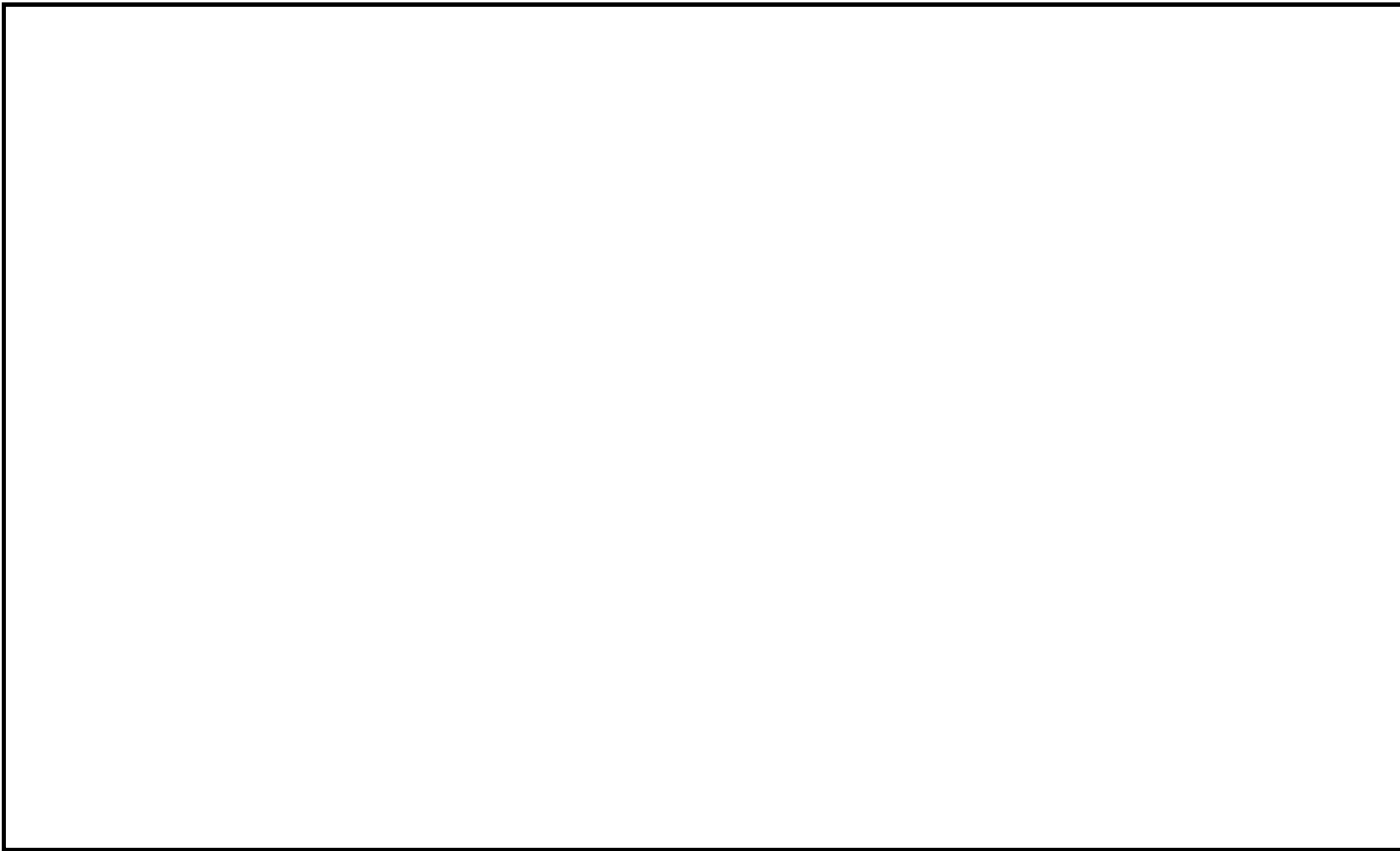
第 1.17-12 図 モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策のタイムチャート



第 1.17-13 図 可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策のタイムチャート



第 1.17-14 図 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策のタイムチャート



第 1. 17-15 図 可搬型気象観測設備の設置場所及び保管場所

		経過時間（分）												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	要員（数）	<div>▽ 活動開始</div> <div>▽ 100 分 配置完了，測定開始</div>												
可搬型気象観測設備による代替測定	放射線管理班	2												

第 1.17-16 図 可搬型気象観測設備による代替測定のタイムチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／4）

技術的能力審査基準（1. 17）	番号	設置許可基準規則（60 条）	技術基準規則（75 条）	番号
【本文】 1 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を施設しなければならない。	⑦
2 発電用原子炉設置者は、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	②	2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。	2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を施設しなければならない。	⑧
【解釈】 1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	—	【解釈】 1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	—
a) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。	③	a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。	a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。	⑨
b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。	④	b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数の放射能観測車又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。	b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数の放射能観測車又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。	⑩
c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。	⑤	c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。	c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。	⑪
2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。	⑥			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/4)

：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
放射線量の 代替測定	可搬型モニタリング・ ポスト	新設	① ③ ⑦ ⑨ ⑩	放射線量の 測定	モニタリング・ポ スト	常設	自動で作動	—	自主対策とする理 由は本文参照
放射能観測車 の代替測定	可搬型ダスト・よう素 サンプラ	新設	① ③ ⑦ ⑨ ⑩	空気中放射性物質 の濃度の測定	放射能観測車	可搬	110 分	2 名	自主対策とする理 由は本文参照
	N a I シンチレーショ ンサーベイ・メータ	新設							
	β 線サーベイ・メータ	新設							
	Z n S シンチレーショ ンサーベイ・メータ	新設							
気象観測設備 の代替測定	可搬型気象観測設備	新設	② ⑧	風向，風速 その他の気象条 件の測定	気象観測設備	常設	自動で作動	—	自主対策とする理 由は本文参照
放射線量の 測定	可搬型モニタリング・ポ スト	新設	① ③ ⑦ ⑨	—	—	—	—	—	—
放射性物質の濃度（空 気中，水中，土壌）及 び海上モニタリング	可搬型ダスト・よう素 サンプラ	新設	① ③ ⑦ ⑨	放射性物質の濃度の 測定	G e 半導体式検出 装置	常設	測定条件に よる	—	自主対策とする理 由は本文参照
	N a I シンチレーショ ンサーベイ・メータ	新設			ガスフロー式検出 装置	常設			
	β 線サーベイ・メータ	新設			—	—	—	—	—
	Z n S シンチレーショ ンサーベイ・メータ	新設							
	小型船舶	新設							
	電離箱サーベイ・メータ	新設							
バックグラ ウンド低減 対策	検出器保護カバー	—	① ⑥	—	—	—	—	—	—
	養生シート	—							
	遮蔽材	—							
モニタリング・ポ ストの代替電源か らの給電	常設代替交流電源設備	既設	① ④ ⑦ ⑪	モニタリング・ポ ストの無停電源 装置	無停電源装置	常設	自動で作動	—	自主対策とする理 由は本文参照
	可搬型代替交流電源設 備	既設							
敷地外でのモニタリ ングにおける他の機関と の連携体制	—	—	① ⑤	—	—	—	—	—	設備を必要としな い。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／4）

技術的能力審査基準(1. 17)	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>重大事故が発生した場合において、可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型放射能測定装置等により放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順を整備する。</p>
<p>2 発電用原子炉設置者は、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>重大事故が発生した場合において、可搬型気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順を整備する。</p>
<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p>—</p>
<p>a) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>重大事故が発生した場合において、可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型放射能測定装置等により放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順を整備する。</p>

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／4）

技術的能力審査基準(1. 17)	適合方針
b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。	モニタリング・ポストの電源は，非常用電源に接続しており，電源喪失時は，専用の無停電電源装置からの給電も可能としており，外部電源喪失時においても電源復旧までの期間の機能を維持できる設計とする。代替交流電源設備としては，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。	敷地外でのモニタリングについては，国，自治体，その他関係機関と連携して策定されるモニタリング計画に従い，モニタリングに係る適切な連携体制を構築する。
2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。	事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型放射能測定装置のバックグラウンド低減対策のために必要な手順を整備する。

緊急時モニタリングの実施手順及び体制

重大事故等が発生した場合に実施する敷地内及び周辺監視区域協会のモニタリングは、以下の手順で行う。

1. 放射線量の測定

- (1) 事象進展に伴う放射線量の変化を的確に把握するため、モニタリング・ポスト 4 台の稼働状況を確認する。
- (2) 可搬型モニタリング・ポストを緊急時対策所付近に 1 台設置する。
- (3) モニタリング・ポストが機能喪失した場合は、リヤカー等により可搬型モニタリング・ポストをモニタリング・ポストに隣接する場所に運搬・設置し、放射線量の監視を行う。なお、現場の状況により原子炉建屋からの方位が変わらない場所に設置場所を変更する場合がある。
- (4) 可搬型モニタリング・ポストを発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）に 5 台設置し、放射線量の監視強化を行う。なお、現場の状況により原子炉建屋からの方位が変わらない場所に設置位置を変更する場合がある。

2. 空気中の放射性物質の濃度

- (1) 放射能観測車の使用可否を確認する。
- (2) 放射能観測車が使用可能な場合、放射能観測車により発電所構内の空気中の放射性物質の濃度を測定する。
- (3) 放射能観測車が機能喪失により使用不可の場合、可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaI シンチレーションサーベイ・

メータ， β 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）により，発電所構内の空気中の放射性物質の濃度を測定する。

3. 空気中，海水，土壌の放射性物質の濃度及び海上モニタリング

- (1) 大気中に放射性物質が放出されるおそれがある場合，可搬型放射能測定装置により空気中の放射性物質の濃度を測定する。
- (2) 周辺海域に放射性物質が漏えいするおそれがある場合，取水口，放水口等で海水の採取を行い，可搬型放射能測定装置（NaIシンチレーションサーベイ・メータ， β 線サーベイ・メータ，ZnSシンチレーションサーベイ・メータ）により水中の放射性物質の濃度を測定する。
- (3) 周辺海域への放射性物質の漏えいが確認された場合，可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaIシンチレーションサーベイ・メータ， β 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ），電離箱サーベイ・メータ及び小型船舶により周辺海域の放射線量及び放射性物質の濃度を測定する。なお，海上モニタリングは海洋の状況等を考慮し，安全上の問題がないと判断できた場合に行う。
- (4) 大気中への放射性物質の放出が確認された場合，可搬型放射能測定装置（NaIシンチレーションサーベイ・メータ， β 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）により土壌中の放射性物質の濃度を測定する。

4. 気象観測

- (1) 事象進展中の気象情報を的確に把握するため，気象観測設備の稼働状況を確認する。
- (2) 気象観測設備が機能喪失した場合は，リヤカー等により可搬型気象観測

設備を気象観測設備に隣接する場所に設置し、気象観測を行う。なお、現場の状況により設置場所を変更する場合がある。

5. 緊急時モニタリングの判断基準及び対応要員

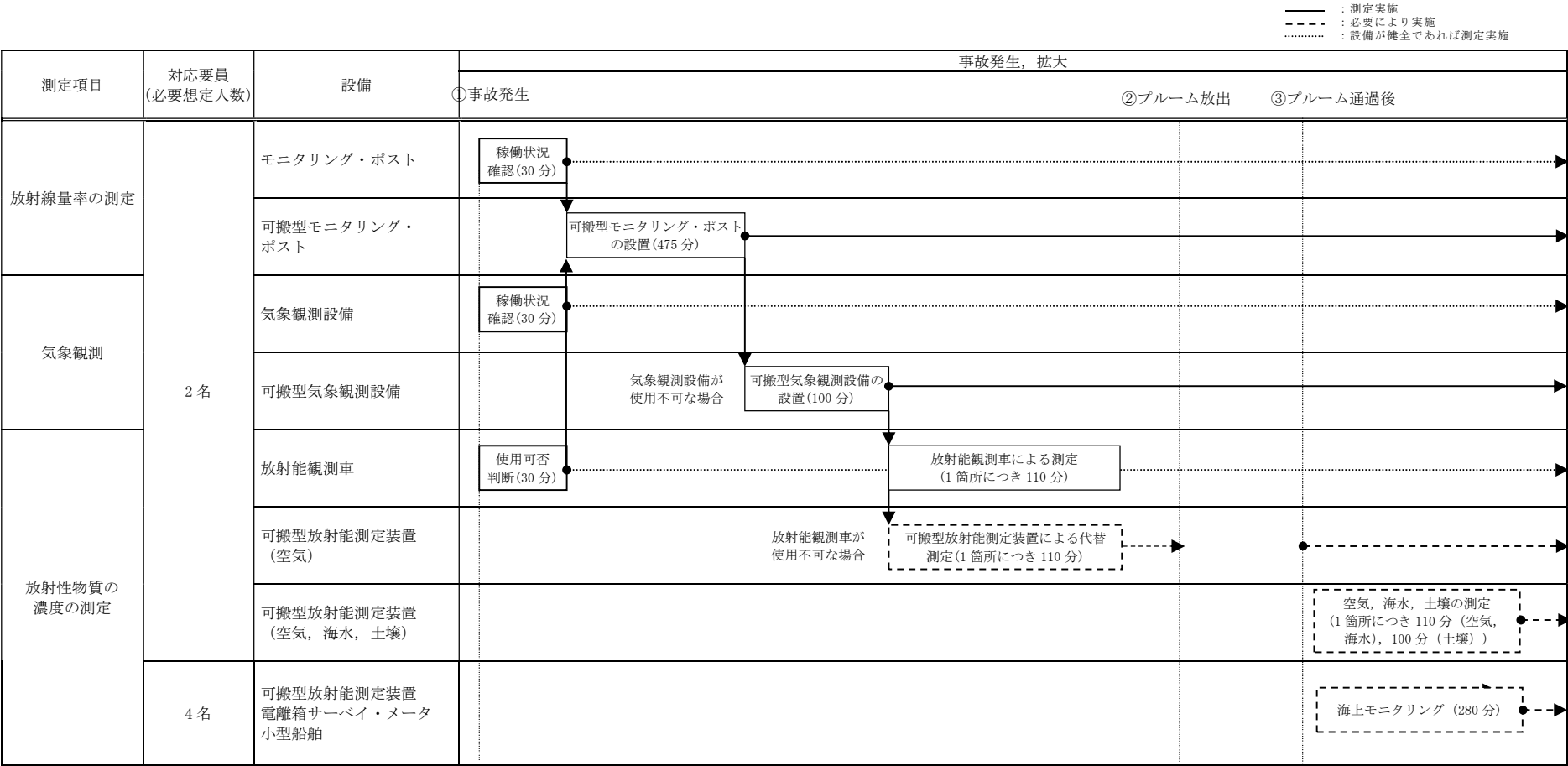
第1表 緊急時モニタリングの判断基準及び対応要員

モニタリングの考え方	対応	開始時期の考え方	対応要員* (必要想定人数)
モニタリング・ポストの代替	可搬型モニタリング・ポストの設置及び放射線量の測定	モニタリング・ポストが機能喪失した場合	2名
発電用原子炉周囲（海側を含む。）及び緊急時対策所付近を含む発電用原子炉施設周辺の放射線量監視強化		原子力災害特別措置法第10条特定事象発生と判断した場合	
気象観測設備の代替	可搬型気象観測設備の設置及び気象条件の測定	気象観測設備が機能喪失した場合	
放射能観測車の代替	可搬型放射能測定装置による空気の測定	放射能観測車が機能喪失した場合	
空気のモニタリング	可搬型放射能測定装置による空気の測定	大気中に放射性物質が放出されるおそれがある場合	
水中のモニタリング	可搬型放射能測定装置による海水の測定	周辺海域に放射性物質が漏えいするおそれがある場合	
土壌のモニタリング	可搬型放射能測定装置による土壌の測定	空気のモニタリングにより大気中への放射性物質の放出を確認した場合	
海上モニタリング	小型船舶等による放射線量及び放射性物質の濃度の測定	水中のモニタリングにより周辺海域への放射性物質の漏えいを確認した場合	4名 (船舶吊り降ろしまで) 2名 (船舶吊り降ろし後)

※要員数については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

緊急時モニタリングに関する要員の動き

緊急時モニタリングの実施手順及び体制に示す対応要員について，事故発生からプルーム通過後までの動きを以下に示す。なお，対応要員数及び対応時間については，今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。



※稼働状況及び使用可否判断を行った要員は，その後上図に示すと通りの順番に従って作業を行う。

第 1 図 事故発生からブルーム通過後までの要員の動き

モニタリング・ポスト

1. モニタリング・ポストの配置及び計測範囲

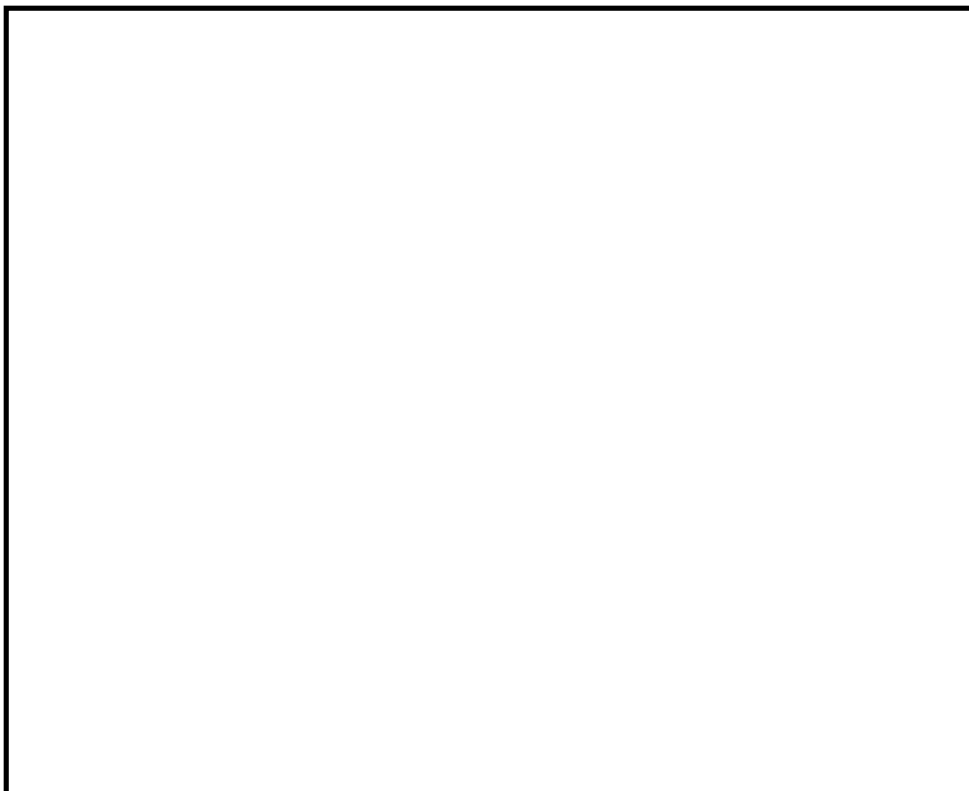
通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時に周辺監視区域境界付近の放射線量率を連続的に監視するために，モニタリング・ポスト4台を設けており，連続測定したデータは，現場盤及び中央制御室に表示，監視，記録及び保存を行うことができる設計としている。また，緊急時対策所で監視し，そのデータの記録及び保存を行うことができる設計とする。

なお，モニタリング・ポストは，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに中央制御室に警報を発信できる設計としており，また緊急時対策所に警報を発信できる設計とする。

モニタリング・ポストの計測範囲等を第1表に，配置図及び写真を第1図に示す。

第1表 モニタリング・ポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報設定値	個数	取付箇所
モニタリング・ポスト	NaI (Tl)シンチレーション	$10^1 \sim 10^5$ nGy/h	計測範囲内で可変	1	モニタリング・ポストは 周辺監視区域 境界付近に4箇所
	電離箱	$10^{-8} \sim 10^{-1}$ Gy/h	計測範囲内で可変	1	



第 1 図 モニタリング・ポストの配置図及び写真

可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

1. 操作の概要

- (1) モニタリング・ポストが機能喪失した際に、周辺監視区域境界付近の放射線量を測定するため、可搬型モニタリング・ポストを 4 台設置する。
- (2) また、発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）に 5 台及び緊急時対策所付近に 1 台可搬型モニタリング・ポストを設置し、放射線量の監視に万全を期す。
- (3) 可搬型モニタリング・ポストは緊急時対策所（T.P. 約 23m）に保管し、各設置場所までリヤカー等により運搬し、設置、測定を開始する。
- (4) 測定値は、機器本体での表示及び電子メモリに記録する他、衛星回線によるデータ伝送機能を使用し、緊急時対策所にて監視できる。

2. 必要要員数・想定時間

○必要要員数：2 名

○操作時間：配置場所での設置開始から測定開始まで…約 10 分／台

○所要時間：モニタリング・ポストの代替用（4 台）の配置…約 200 分

：発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）5 箇所及び緊急時対策所
付近への設置…約 250 分

※所要時間は、リヤカーによる可搬型モニタリング・ポストの運搬時間を含む。

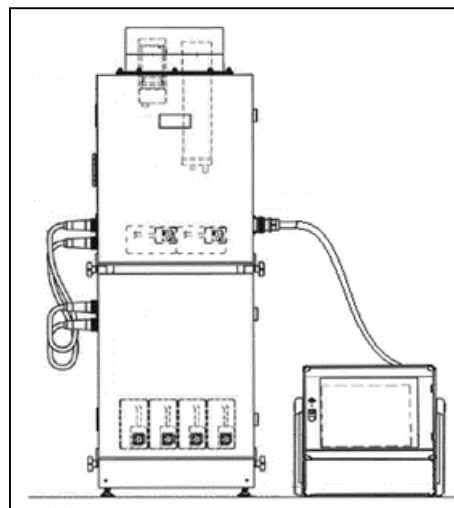


(サーベイ車での運搬)



(リヤカーでの運搬)

第1図 可搬型モニタリング・ポストの運搬（例）



第2図 可搬型モニタリング・ポストの外形図

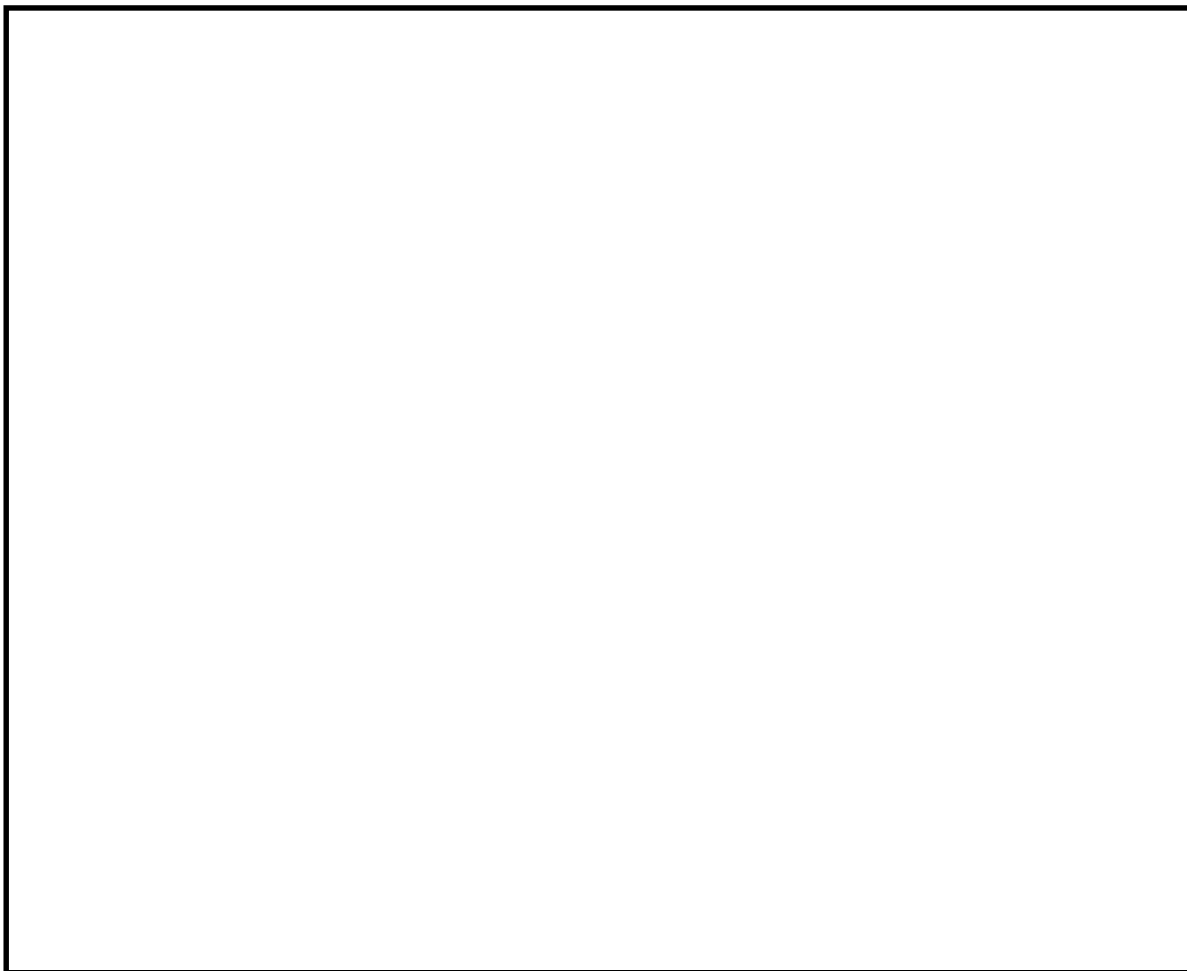
【設置方法等】

- ・可搬型モニタリング・ポスト本体を組み立てる。
- ・衛星電話のアンテナを南向きに設定する。
- ・可搬型モニタリング・ポスト本体，外部バッテリー部，衛星電話アンテナ部をケーブルにて接続する。

可搬型モニタリング・ポスト

モニタリング・ポストが機能喪失した際の代替測定用を，また重大事故等が発生した場合の発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）の放射線量測定用及び緊急時対策所付近の放射線量測定用の可搬型モニタリング・ポストを配備している。可搬型モニタリング・ポストの設置場所及び保管場所を第1図，計測範囲等を第1表，仕様を第2表，伝送概略図を第2図に示す。

可搬型モニタリング・ポストの電源は，外部バッテリーにより6日間以上連続で稼働し，外部バッテリーを交換することにより継続して計測できる設計とする。また，測定したデータは，可搬型モニタリング・ポストの電子メモリに記録するとともに，衛星回線により，緊急時対策所に伝送することができる設計とする。



第 1 図 可搬型モニタリング・ポストの設置場所及び保管場所図

第1表 可搬型モニタリング・ポストの計測範囲等

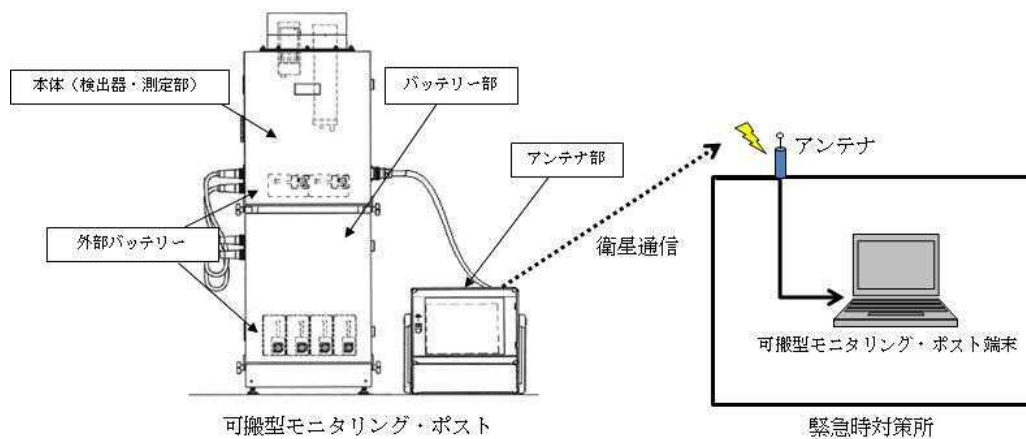
名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	台数
可搬型モニタリング・ポスト	NaI (Tl) シンチレーション	BG \sim 10 ⁹ nGy/h ^{※1}	計測範囲 で可変	10 (予備2)
	半導体			

※1 「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値 (10⁻¹Gy/h) 等を満足する設計とする。

第2表 可搬型モニタリング・ポストの仕様

項目	内容
電源	外部バッテリー (6 個) により 6 日間以上連続で稼働可能。 6 日後からは、予備の外部バッテリー (4 個ずつ) と交換することにより継続して計測可能 外部バッテリーは 1 個あたり約 6 時間で充電可能
記録	測定値は 7 日以上電子メモリに記録
伝送	衛星回線により、緊急時対策所にデータ伝送。 なお、本体で指示値の確認が可能。
概略寸法	本体 (測定部) : 約 350 (W) × 240 (D) × 550 (H) mm バッテリー部 : 約 350 (W) × 240 (D) × 505 (H) mm
重量	本体 (検出・測定部) : 約 15kg バッテリー部 : 約 17 kg 外部バッテリー (6 個) : 約 10.5kg アンテナ部 : 約 5kg 外線ケーブル : 約 2kg 合計 : 約 49.5kg

※訓練により運搬・設置作業ができることを確認している。設置に要する時間は、最大約 475 分 (2 名でリヤカーを用いて 10 箇所)



第2図 可搬型モニタリング・ポストの伝送概略図

放射能放出率の算出

1. 放射能放出率の算出及び妥当性について

重大事故等が発生した場合に、モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストにより発電用原子炉施設の周囲の放射線量を測定し、測定結果から放射能放出率を算出する。また、算出するにあたり、可搬型モニタリング・ポストの設置場所及び計測範囲の妥当性について示す。

2. 環境放射線モニタリング指針に基づく算出

重大事故等時において、放射性物質が放出された場合に放射能放出率を算出するために、モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストから得られた放射線量のデータより、以下の(1)、(2)の計算式を用いる。

(出典:「環境放射線モニタリング指針」(原子力安全委員会 平成22年4月))

(1) 地上高さから放出された場合の測定について

a. 放射性希ガス放出率 (Q) の算出

$$Q = 4 \times D \times U / D_0 / E \quad (\text{GBq/h})$$

Q : 実際の条件下での放射性希ガス放出率 (GBq/h)

D : 風下の地表モニタリング地点で実測された空気カーマ率^{※1}
($\mu\text{Gy/h}$)

D₀ : 風下の空気カーマ率図のうち、地上放出高さ及び大気安定度が該当する図から読み取った地表地点における空気カーマ率^{※2} ($\mu\text{Gy/h}$)

(放出率 : 1GBq/h, 風速 : 1m/s, 実効エネルギー : 1MeV/dis)

U : 平均風速 (m/s)

E : 原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)

b. 放射性よう素放出率 (Q) の算出

$$Q = 4 \times \chi \times U / \chi_0 \quad (\text{GBq/h})$$

Q : 実際の条件下での放射性よう素放出率 (GBq/h)

χ : 風下の地表モニタリング地点で実測された大気中の放射性よう素濃度^{※1}
(Bq/cm^3)

χ_0 : 地上高さ及び大気安定度が該当する地表濃度分布図から読み取った地表における大気中放射性よう素濃度^{※2} (Bq/cm^3)

(at 放出率 : 1GBq/h, 風速 : 1m/s)

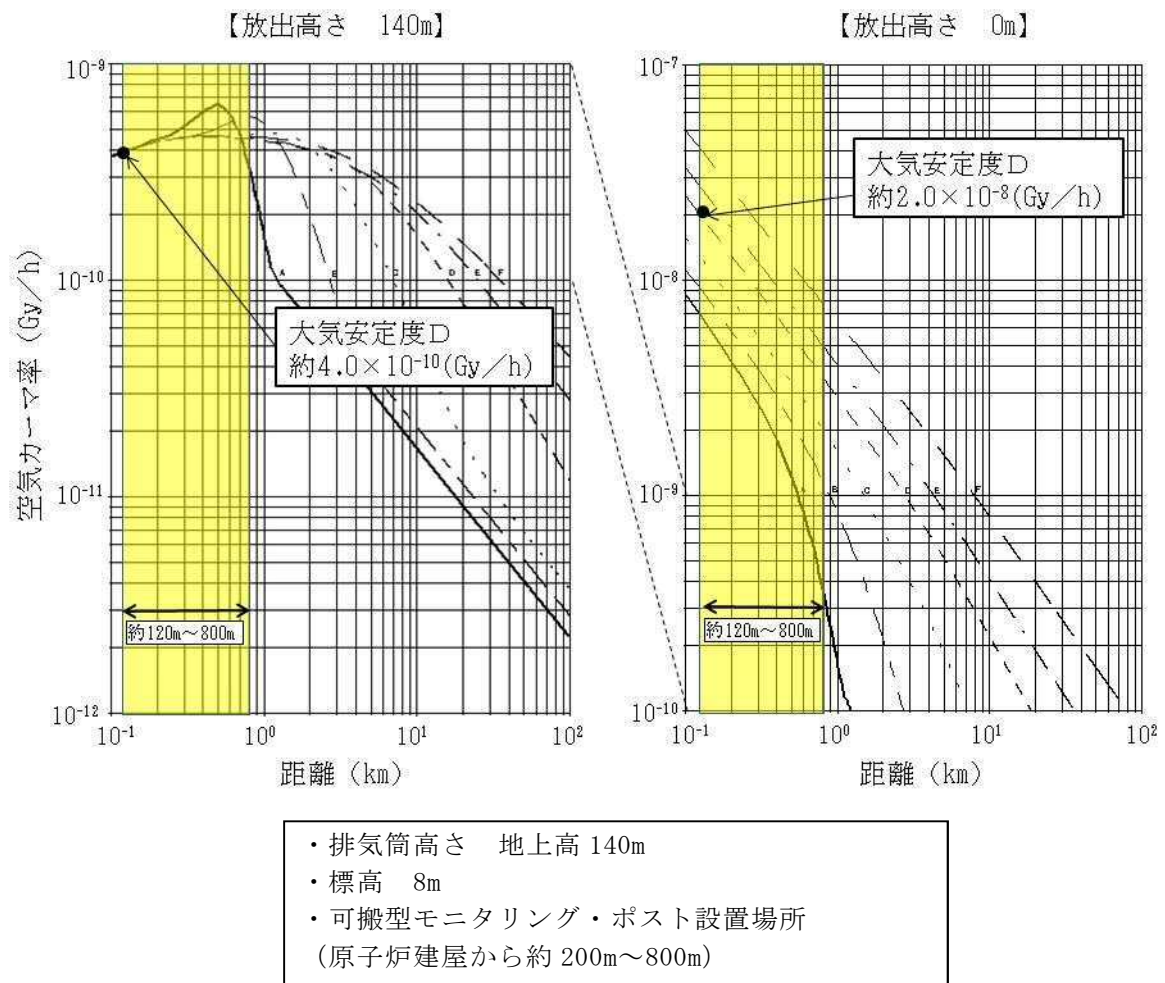
U : 平均風速 (m/s)

※1 : モニタリングで得られたデータを使用。

※2 : 排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図 (Ⅲ) (日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Data/Code 2004-10) を使用。

(2) 排気筒高さから放出された場合の測定について

可搬型モニタリング・ポストは、地上位置に配置するため、プルームが高い位置から放出された場合、プルーム高さと測定した場合に比べて放射線量率としては低くなる。しかしながら、プルームが通過する上空と地表面の間に放射線を遮蔽するものがないため、地表面に設置する可搬型モニタリング・ポストで十分に計測が可能である。



出典：排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図（Ⅲ）（日本原子力研究所 2004年6月 JAERI-Data/Code 2004-10）

第1図 各大気安定度における地表面での放射性雲からの γ 線による空気カーマ率分布図

(3) 放出放射能の算出

<放射能放出率の計算例>

放射性希ガスによる放出放射能率の計算例を以下に示す。

(風速は「1.0m/s」, 大気安定度は「D型」とする。)

$$\begin{aligned}\text{放射性希ガス放出率} &= 4 \times D \times U / D_0 / E \\ &= 4 \times 5 \times 10^4 \times 1.0 / 4.0 \times 10^{-4} / 0.5 \\ &= 1.0 \times 10^9 \text{ (GBq/h)} \\ &= 1.0 \times 10^{18} \text{ (Bq/h)}\end{aligned}$$

4 : 安全係数

D : 地表モニタリング地点 (風下方向) にて実測された空間放射線量率

⇒ 50mGy/h (5.0 × 10⁴ Gy/h)

(1Sv=1Gy とした。)

U : 放出地上高さにおける平均風速

⇒ 1.0m/s

D₀ : 4.0 × 10⁻⁴ μGy/h (放出高さ 140m, 距離 120m)

E : 原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー

—

⇒ 0.5MeV/dis

※放射性よう素の放出放射能率は、可搬型ダスト・よう素サンプラにより

採取, 測定したデータから算出する。

3. 可搬型モニタリング・ポストの設置場所におけるプルームの検知性について

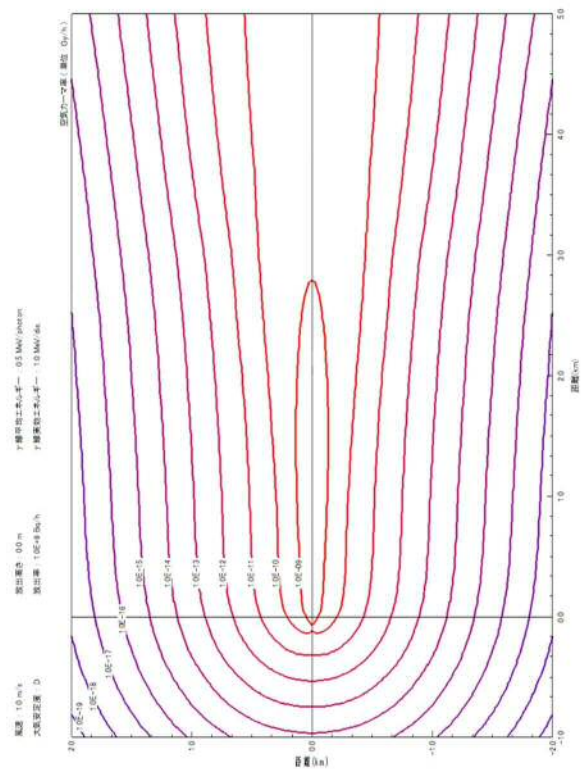
プルームが放出された場合において、プルームは必ずしも可搬型モニタリング・ポストの設置場所を通過するわけではなく、隙間を通過するケースも考えられる。そのため、設置する可搬型モニタリング・ポストの検知性について、以下のとおり確認を行った。

(1) 評価条件

第1表の条件において、空間ガンマ線線量率の等値線図（第2図）及び風下軸上空間ガンマ線量率図（第3図）を用いて、各モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストの検知性を評価した。

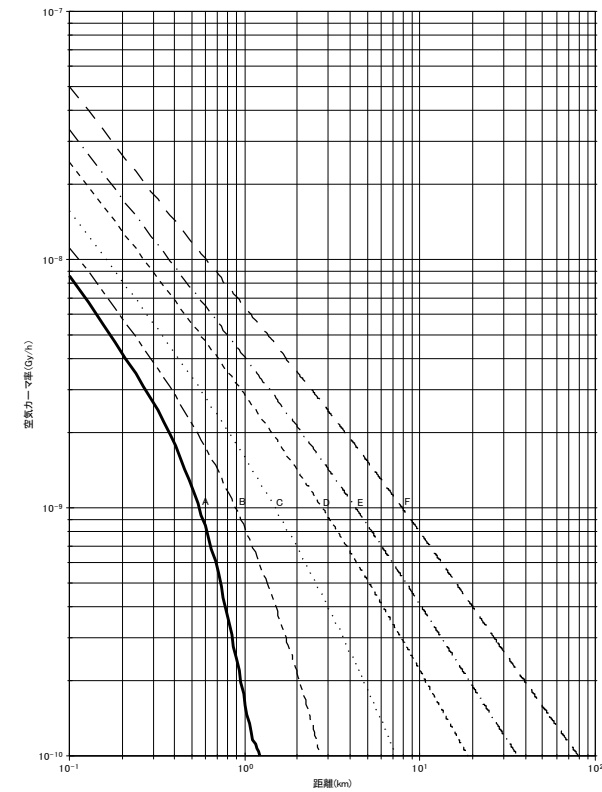
第1表 空間ガンマ線線量率図を用いた大気拡散評価

項目	設定内容	設定根拠
風速	1.0m/s	それぞれのモニタ指示値の比には影響しないので代表値として1.0m/sを設定した。
風向	8方位	各モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストの設置方位を考慮した。
大気安定度	D（安定）	東海第二発電所構内において、最も出現頻度の高い大気安定度を採用した。
放出位置	原子炉建屋原子炉棟地上高	放射性物質が拡散せずにモニタリング・ポストの隙間を通過する条件として格納容器からの漏えいを想定した。
評価地点	各モニタリング・ポスト／可搬型モニタリング・ポストの設置場所	当該設置場所でのプルームの検知性を確認するため



第 2 図 空間ガンマ線量率の等値線図

風速: 1.0 m/s 放出高さ: 0.0 m 放出率: 1.0E+9 Bq/h
 γ 線平均エネルギー: 0.5 MeV/photon γ 線実効エネルギー: 1.0 MeV/ds



第 3 図 風下軸上空間ガンマ線量率図

出典：排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図（Ⅲ）

（日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Data/Code 2004-10）

(2) 評価結果

各風向におけるモニタリング・ポスト／可搬型モニタリング・ポストの線量率を読み取り（第4図）、感度をまとめた結果を第2表に示す。ここでは風向による差を確認するために、風下方向の評価地点での線量率を1と規格化して求めた。風下方向に対して隣接するモニタリング・ポスト／可搬型モニタリング・ポストは約2桁低くなるが、各モニタリング・ポスト／可搬型モニタリング・ポスト位置での評価結果は、風下方向の数値に対して最低でも0.015程度の感度を有しており、プルーム通過時の線量率の計測は可能であると評価する。

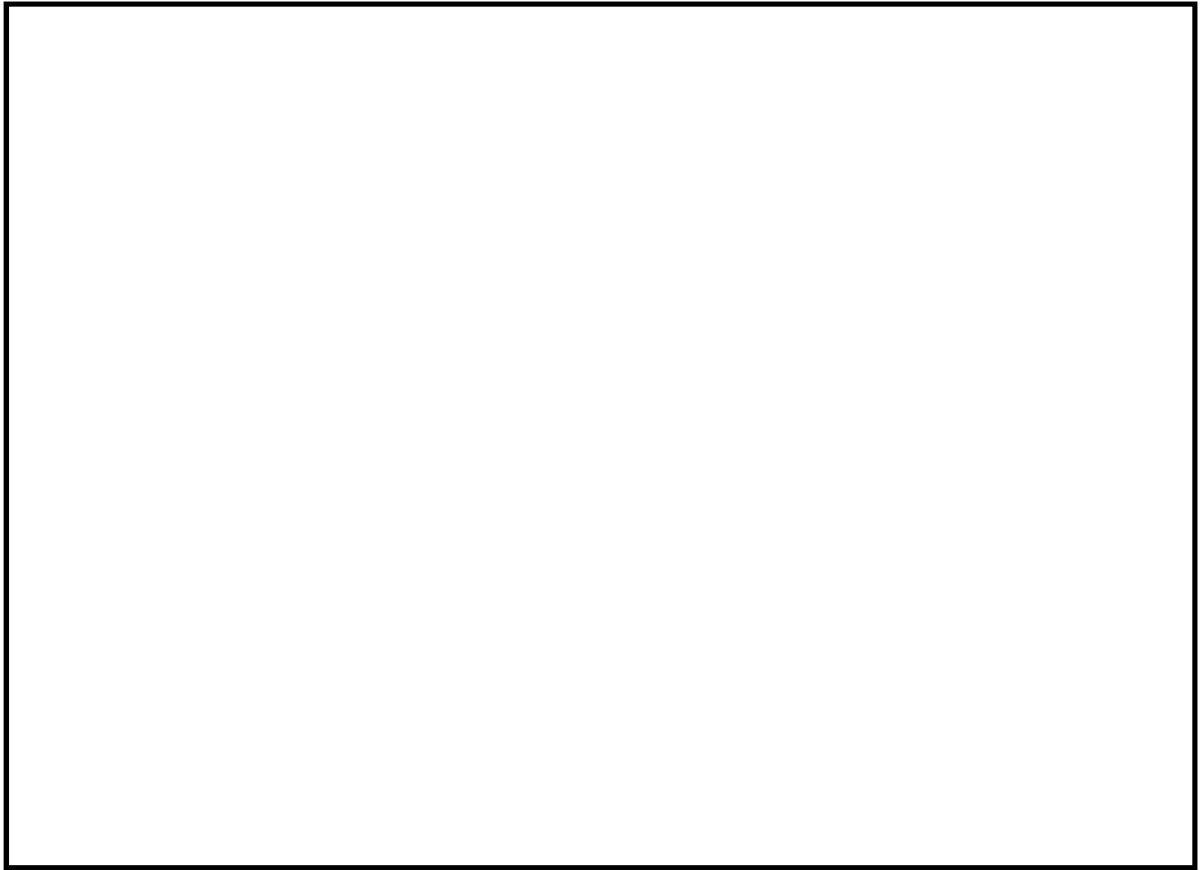
第2表 各風向における評価地点での線量率の感度

		風向							
		SW	S	SE	E	NE	N	NW	W
／可搬型モニタリング・ポスト	可搬型 M/P (NE)	1	<u>0.071</u>	0.075	0.011	0.002	0.001	0.002	0.010
	MP-D (N)	0.001	1	0.008	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
	MP-C (NW)	0.001	0.021	1	0.002	0.000	0.000	0.000	0.000
	MP-B	0.001	0.003	<u>0.250</u>	<u>0.167</u>	0.001	0.000	0.000	0.000
	MP-A (W)	0.000	0.001	0.025	1	0.001	0.000	0.000	0.000
	可搬型 M/P (SW)	0.008	0.021	0.050	0.111	1	0.010	0.002	0.001
	可搬型 M/P (S)	0.008	0.014	0.075	0.022	<u>0.060</u>	1	<u>0.015</u>	0.002
	可搬型 M/P (SE)	0.010	0.021	0.075	0.017	0.008	<u>0.015</u>	1	<u>0.015</u>
	可搬型 M/P (E)	<u>0.075</u>	0.071	0.100	0.017	0.008	0.005	<u>0.015</u>	1

※太字：風下方向の線量率の感度（1と規格化した方位）

下線：それぞれの風向に対し、最も感度が高いもの

 ：下線で示したもののうち、最も低い値となるもの



第 4 図 可搬型モニタリング・ポスト設置場所と線量率（風向 S W の例）

4. 可搬型モニタリング・ポストの計測範囲

(1) 重大事故等時における空間放射線量率測定に必要な最大測定レンジ

重大事故等時において、放出放射能を推定するために周辺監視区域内で空間放射線量率を測定する場合の最大測定レンジは、福島第一原子力発電所の実績を踏まえて150mSv/h程度（炉心から最も近い場所に設置する可搬型モニタリング・ポストの距離約200mの場合）が必要と考えられる。

このため、1000mSv/hの測定レンジがあれば十分測定可能である。なお、測定レンジを超えたとしても、近隣のモニタリング設備の測定値より推定することが可能である。また、瓦礫等の影響でバックグラウンドが高くなる場合は、設置場所を変更する等の対応を実施する。

(2) 最大レンジの考え方

福島第一原子力発電所敷地周辺の最大放射線量率は、原子炉建屋から約900mの距離にある正門付近で約11mSv/h（2011.3.15 9:00）であった。これを基に炉心から約200mにおける値を計算すると線量率は約13～150mSv/hとなる。

第3表 炉心からの距離と線量率の関係

炉心からの距離	線量率
原子炉建屋から最も近い可搬型モニタリング・ポスト設置場所 約 200 (m)	約 13～150 (mSv/h) ※
福島第一原子力発電所の正門付近 約 900 (m)	約 11 (mSv/h)

※風速 1m/s，放出高さ 30m，大気安定度 A～F 「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図(Ⅲ)」（日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Data/Code2004-010）を用いて算出

5. 可搬型モニタリング・ポストのバッテリー交換における被ばく線量評価

可搬型モニタリング・ポストは、外部バッテリー（6 個）により 6 日間以上連続で稼働可能であり、6 日後からは予備の外部バッテリー（4 個）と交換することにより、必要な期間継続して計測が可能な設計とする。なお、外部バッテリーは、緊急時対策所に保管し、通常時から充電を行うことで、6 日目に確実に交換できる設計とする。

また、10 台全ての可搬型モニタリング・ポストの外部バッテリーを交換した場合の所要時間は、移動時間含めて約 310 分である。ここでは、以下の評価条件から、可搬型モニタリング・ポストのバッテリー交換における被ばく線量の評価を示す。

<被ばく線量の評価条件>

- ・ 発災プラント：東海第二発電所
- ・ ソースターム：格納容器ベント実施
- ・ 評価点：スクラビング水補給作業場所
(可搬型モニタリング・ポストの設置場所よりも線源に近い場所を選定した。)
- ・ 大気拡散条件：評価点における相対濃度及び相対線量を参照
- ・ 評価時間：約 270 分※

※事前打合せ及び資機材準備は緊急時対策所内で行うため評価対象としない。

緊急時対策所及びモニタリング・ポスト代替の可搬型MPに係る作業：約 175 分

(移動合計時間約 125 分＋作業時間 10 分×上記 5 か所)

発電用原子炉施設周囲（海側を含む。）の可搬型MPに係る作業：約 95 分

(移動合計時間約 45 分＋作業時間 10 分×上記 5 か所)

- ・ 作業開始時間：事故発生後から 6 日後（144 時間後）から作業開始
- ・ 遮蔽：考慮しない
- ・ マスクによる防護係数：50

- ・被ばく経路：以下を考慮

原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく，

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）及び放射性物質の吸入による内部被ばく，

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グランドシャイン）

作業開始時間 (事故発生後の経過時間) (h)	144
作業に係る被ばく線量 (mSv)	約 19

評価値は現在の最新値


放射能観測車

周辺監視区域境界付近の放射線量及び空気中の放射性物質濃度を迅速に測定するために、放射線量率を監視し、及び測定し、並びに記録する装置、空気中の放射性物質（粒子状物質、よう素）を採取し、及び測定する装置等を搭載した放射能観測車を1台配備する。

また、原子力災害時における原子力事業者間協力協定に基づき、放射能観測車11台の協力を受けることが可能である。

放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等及び放射能観測車の写真を第1表に示す。

第1表 放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等及び放射能観測車の写真

名称		検出器の種類	計測範囲	記録方法	台数
放射能観測車	空間ガンマ線測定装置	NaI (Tl) シンチレーション	BG $\sim 10^8$ nGy/h	記録紙	1
		半導体			
	ダストモニタ	プラスチックシンチレーション	0 $\sim 10^5$ S $^{-1}$	記録紙	1
		ZnS (Ag) シンチレーション			
	よう素測定装置	NaI (Tl) シンチレーション	0 $\sim 10^5$ S $^{-1}$	記録紙	1
(その他主な搭載機器) 個数：各1台 ・ダスト・よう素サンプラ ・風向，風速計 ・無線通話装置		 <p>(放射能観測車の写真)</p>			

可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

1. 操作の概要

- (1) 放射能観測車が機能喪失した際に、空気中の放射性物質の濃度を監視するため、可搬型ダスト・よう素サンプラを設置し、試料を採取する。
- (2) 可搬型放射能測定装置は緊急時対策所（T.P. 約23m）に保管し、リヤカー等で測定場所に運搬し、試料採取する。
- (3) 採取したダスト用ろ紙及びよう素用カートリッジを、可搬型放射能測定装置で放射性物質の濃度を測定、記録する。

2. 必要要員数・想定時間

- 必要要員数：2名
- 操作時間：BG測定から試料採取・測定終了 約30分／箇所
- 所要時間：移動を含め1箇所の測定は、約110分
- ※試料採取場所により、所要時間に変動あり

第1表 ダスト・よう素の採取及び測定に使用する可搬型放射能測定装置の写真

		
ダスト・よう素の採取	ダストの測定	よう素の測定

3. 放射性物質の濃度の算出

空気中の放射性物質の濃度の算出は、可搬型ダスト・よう素サンプラで採取した試料を可搬型放射能測定装置にて測定し、以下の算出式から求める。

(1) 空気中ダストの放射性物質の濃度の算出式

$$\begin{aligned} & \text{空気中ダストの放射性物質の濃度 (Bq/cm}^3\text{)} \\ &= \text{換算係数 (Bq/min}^{-1}\text{)} \times \text{試料のNET値 (min}^{-1}\text{)} / \text{サンプリング量} \\ & \quad (\text{L}) \times 1000 (\text{cm}^3/\text{L}) \end{aligned}$$

(2) 空気中よう素の放射性物質の濃度の算出式

$$\begin{aligned} & \text{空気中よう素の放射性物質の濃度 (Bq/cm}^3\text{)} \\ &= \text{換算係数 (Bq/}\mu\text{Gy/h)} \times \text{試料のNET値 (}\mu\text{Gy/h)} / \text{サンプリング量} \\ & \quad (\text{L}) \times 1000 (\text{cm}^3/\text{L}) \end{aligned}$$

放射性物質の濃度の測定上限値については、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針（昭和56年7月23日 原子力安全委員会決定，平成18年9月19日 一部改訂）」に $3.7 \times 10^1 \text{ Bq/cm}^3$ と定められており，サンプリング量を適切に設定することにより，サーベイ・メータの計測範囲内で計測することができる。



第1図 放射性物質の濃度の測定例

可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定

1. 操作の概要

- (1) 重大事故等が発生した場合に，取水口及び放水口付近から，採取用資機材を用いて海水を採取する。また，海水の採取深度は表層（海面～2m程度）とする。（参考1参照）
- (2) 採取用資機材は緊急時対策所（T.P. 約23m）に保管し，リヤカー等にて採取場所に運搬し，海水を採取する。
- (3) 採取した海水を測定用のポリ容器に移し，NaIシンチレーションサーベイ・メータ等で放射性物質の濃度を測定，記録する。

2. 必要要員数・想定時間

- 必要要員数：2名
- 所要時間：移動を含め約110分／箇所

第1表 海水採取に使用する資機材の写真，測定方法等（1/2）

	
採取用資機材の写真	海水の採取写真

第1表 海水採取に使用する資機材，測定方法等（2/2）

【測定方法】

- ・採取用資機材にて，海水を採取する。
- ・採取した海水をポリ容器に移す。
- ・採取した海水の放射性物質の濃度をNaIシンチレーションサーベイ・メータ等で測定し，記録する。

3. 放射性物質の濃度の算出

海水の放射性物質の濃度の算出は，ポリ容器に採取した試料をNaIシンチレーションサーベイ・メータ等にて測定し，以下の算出式から求める。

(1) 海水の放射性物質の濃度の算出式

海水の放射性物質の濃度（Bq/cm³）

＝換算係数（Bq/μGy/h）×試料のNET値（μGy/h）／試料量（cm³）

参考1

「総合モニタリング計画（平成28年4月1日改訂 モニタリング調整会議）」を踏まえ、海水の採取深度を「表層（海面～2m程度）」とする。

別紙

海域モニタリングの進め方

1 実施内容

海水、海底土及び海洋生物の実施内容と総合モニタリング計画の関係は、以下のとおりである。

表1：海域モニタリングの実施内容

試料	海域モニタリングの実施内容	総合モニタリング計画内の該当する目的
海水	放射性セシウムを中心とする放射性物質濃度の把握	⑥
海底土※	放射性セシウムを中心とする放射性物質の分布状況、経時的な移動の様子の把握	⑥
海洋生物	放射性物質濃度とその経時変化の把握	②、③、⑤、⑥

※ … 土質の定性的な性状は必要に応じて把握する。

2 実施体制

原子力規制委員会、水産庁、国土交通省、海上保安庁、環境省、福島県、東京電力株式会社（以下「東京電力」という。）、研究機関、関係自治体、漁業協同組合等が連携して実施する。

3 実施海域

東京電力株式会社福島第一原子力発電所（以下「東電福島第一原発」という。）の周辺の以下の海域及び東京湾で実施する。

- （1）近傍海域：東電福島第一原発近傍で監視が必要な海域
※2号機排気筒と3号機排気筒の中間地点から概ね3kmの海域
- （2）沿岸海域：青森県（一部）・岩手県から宮城県、福島県、茨城県の海岸線から概ね30km以内の海域（河口域を含み、近傍海域を除く）
- （3）沖合海域：海岸線から概ね30～90kmの海域
- （4）外洋海域：海岸線から概ね90km以上の海域
- （5）東京湾：河川からの放射性物質の流入・蓄積が特に懸念される閉鎖性海域である東京湾

4 実施計画

Cs-134及びCs-137を分析し、適宜その他の核種についても分析を行う。

4-1 海水

東電福島第一原発から漏えい等があった場合等には、必要に応じて東京電力、関係省庁が連携して、漏えい等の状況に応じた適切なモニタリングを実施することとする。

(1) 近傍海域

表2のとおり、モニタリングを実施する。

また、東京電力が海水を連続的に測定する設備を設置し、実施計画を見直すこととする。

表2：近傍海域の海水モニタリング

採取ポイント	核種	検出下限値 (Bq/L)	分析頻度	採取深度※ ¹	実施機関
T-1、T-2-1 (図4参照)	Cs-134	1	1回／日	表層	東京電力
	Cs-137	1×10 ⁻³	1回／週		
	I-131	1	1回／日		
	H-3	3	1回／週		
	Sr-90	1×10 ⁻²	1回／月		
	Pu-238※ ² Pu-239+240※ ³	1×10 ⁻⁵	1回／6ヶ月		
T-0-1、T-0-2 T-0-3、T-0-1A T-0-3A (図4参照)	Cs-134	1	1回／週	表層	東京電力
	Cs-137				
	H-3	3	1回／週	表層	
M-101、M-102、 M-103、M-104 (図4参照)	Cs-134	1×10 ⁻³	1回／月	表層	原子力規制 委員会
	Cs-137				
	H-3	4×10 ⁻¹	1回／月	表層	
Sr-90	1×10 ⁻²				
F-P01、F-P02、 F-P03、F-P04 (図4参照)	Cs-134	1×10 ⁻³	1回／月	表層	福島県
	Cs-137				
	H-3	1			
	Sr-90	1×10 ⁻³			
	Pu-238 Pu-239+240	1×10 ⁻⁵			

※1… 表層：海面～2m程度

※2… Pu-238が検出された場合、U-234、U-235、U-238、Am-241、Cm-242及びCm-243+244※⁴も分析する。

※3… Pu-239+240は²³⁹⁺²⁴⁰Puであり、以後の表記も同様である。

※4… Cm-243+244は²⁴³⁺²⁴⁴Cmであり、以後の表記も同様である。

※… 海水の放射性物質濃度の目安を調査するため、必要に応じて全βを測定する。

出典：「総合モニタリング計画（平成28年4月1日改訂 モニタリング調整会議）」

各種モニタリング設備等

「設置許可基準規則」第 60 条（監視測定設備）及び「技術基準規則」第 75 条（監視測定設備）の対応として、モニタリング・ポストが使用できない場合の代替モニタリング設備として、可搬型モニタリング・ポスト 10 台（予備 2 台）を配備し、空間放射線量率を監視、測定及び記録する。また、放射能観測車が使用できない場合の代替モニタリング設備として可搬型放射能測定装置を配備し、放射性物質の濃度を監視、測定及び記録する。

また、原子力災害時における原子力事業者間協力協定に基づき、放射能観測車 11 台の協力を受けることが可能である。

上記モニタリング設備の他に、サーベイ車、可搬型ダスト・よう素サンプル、サーベイ・メータ等を組み合わせることで、状況に応じて、発電所内外のモニタリングを総合的に行う。

- (1) サーベイ・メータ等を搭載したモニタリング可能な車両（サーベイ車）

サーベイ・メータ等を搭載し、任意の場所のモニタリングを行うサーベイ車を1台配備している。

サーベイ車の仕様を第1表に、サーベイ車の写真を第1図に示す。

第1表 サーベイ車の仕様

主な搭載機器	計測範囲	台数
可搬型ダスト・よう素サンプラ	—	1
N a I シンチレーションサーベイ・メータ	B. G. $\sim 3.0 \times 10^4 \text{ nGy/h}$	1
GM汚染サーベイ・メータ	B. G. $\sim 99.9 \text{ km}^{-1}$	1
電離箱サーベイ・メータ	0.001 $\sim 1000 \text{ mSv/h}$	1



第1図 サーベイ車の写真

(2) 可搬型放射能測定装置

サーベイ・メータや可搬型ダスト・よう素サンプラ等は，放射能観測車，サーベイ車に搭載する他，状況に応じて，モニタリングに使用する。

a. 放射線量の測定

電離箱サーベイ・メータにより現場の放射線量率を測定する。

- ・電離箱サーベイ・メータ（緊急時対策所に，1 台（予備 1 台））



第 2 図 電離箱サーベイ・メータの写真

b. 放射性物質の採取

可搬型ダスト・よう素サンプラにより空気中の放射性物質（ダスト・よう素）を採取する。

- ・可搬型ダスト・よう素サンプラ（緊急時対策所に，2 台（予備 1 台））



第 3 図 可搬型ダスト・よう素サンプラの写真

c. 放射性物質の濃度の測定

- ・ Na I シンチレーションサーベイ・メータ

(緊急時対策所に, 2 台 (予備 1 台))

- ・ β 線サーベイ・メータ

(緊急時対策所に, 2 台 (予備 1 台))

- ・ Zn S シンチレーションサーベイ・メータ

(緊急時対策所に, 2 台 (予備 1 台))

各種サーベイ・メータの写真を第 4 図に示す。

		
Na I シンチレーション サーベイ・メータの写真	β 線サーベイ・メータ の写真	Zn S シンチレーション サーベイ・メータの写真

第 4 図 各種サーベイ・メータの写真

(3) 自主対策設備（放射性物質の濃度の測定）

重大事故等時に機能維持を担保できないが、機能喪失していない場合には、事故対応に有効であるため使用する。

- ・ G e γ 線多重波高分析装置
- ・ ガスフロー式カウンタ

	
G e γ 線多重波高分析装置の写真	ガスフロー式カウンタの写真

第 5 図 自主対策設備の写真

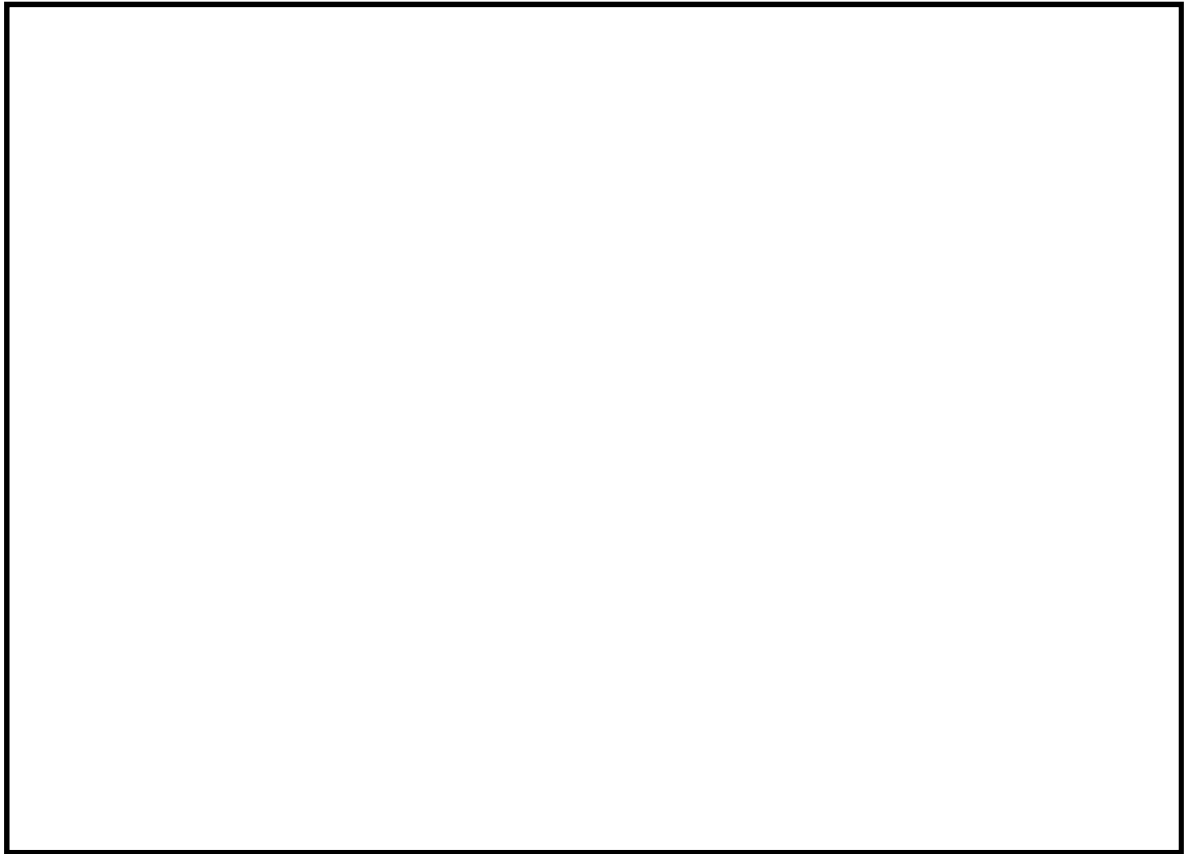
(4) 海上モニタリング

周辺海域への放射性物質の漏えいが確認された場合には、小型船舶により周辺海域の放射線量を電離箱サーベイ・メータで測定し、その結果を記録するとともに、可搬型ダスト・よう素サンプラで空気中の放射性物質のサンプリングを、採取用資機材で海水のサンプリングを行う。サンプリングした試料については、下船後、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、 β 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータを用いて空気中及び海水の放射性物質の濃度を測定し、結果を記録する。なお、海上モニタリングは海上の状況等から安全上の問題がないと判断できた場合に行う。

小型船舶の仕様等を第2表に、保管場所及び運搬ルートを第6図に示す。

第2表 小型船舶の仕様等

項目	内容
台数	1台（予備1台）
最大積載重量	350kg以上
モニタリング時に持ち込む 重大事故等対処設備等	電離箱サーベイ・メータ：1台 可搬型ダスト・よう素サンプラ：1台 採取用資機材：1式
保管場所	可搬型設備保管建屋（南側，西側）
移動方法	小型船舶を保管している可搬型設備保管建屋から船舶運搬車両を用いて岸壁まで運搬する。




第 6 図 小型船舶の保管場所及び移動ルート

(5) 土壌モニタリング

発電所敷地内の土壌を採取し、 β 線サーベイ・メータ等により放射性物質の濃度を測定する。また、必要に応じてZnSシンチレーションサーベイ・メータにより α 線（ウラン，プルトニウム等）を測定する。また，地表面から深さ 5cm までの表層土壌を測定試料とする。（参考 1 参照）

第 3 表 ZnSシンチレーションサーベイ・メータによる測定

ZnSシンチレーションサーベイ・メータ	
測定風景： 	実施事項： 採取した試料を容器に入れて，ZnSシンチレーションサーベイ・メータにより放射性物質を測定する。

参考 1

「緊急時におけるガンマ線スペクトロメトリーのための試料前処理法（平成 4 年文部科学省）」を踏まえ、地表面から深さ 5cm までの表層土壌を測定試料とする。

第 11 章 土 壌

地表面から深さ 5cm までの表層土壌を測定試料に調製する前処理方法および保存方法について示す。室内の汚染を防止するため、乾燥処理は行わず、湿土のまま測定試料とする。測定容器として小型容器を用いるときの方法を示す。なお、本法は河底土、湖底土、海底土にも適用できる。

11.1 必要な機器、用具等

- ① ガンマ線用シンチレーションサーベイメータ
- ② 小型容器（容積 100ml 程度）
- ③ 測定容器を封入するポリエチレン袋

11.2 試料搬入時の注意点

- ① 試料の採取地および採取日を確認する。
- ② 200g 以上の表層土壌を用意する。
- ③ 採取した試料については、サーベイメータで放射能レベルを確認し、その結果を基に、分析者の被ばく防止、前処理を行う際の汚染防止および供試量の決定等について適切な措置をする。

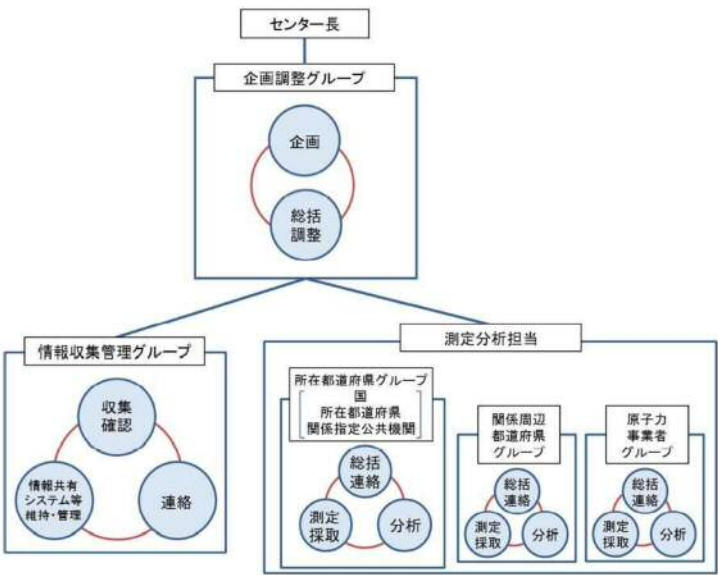
11.3 試料の前処理方法

- ① 混入している大きな草木、根、石礫等は取り除く。
- ② 小型容器の風袋重量を測る。
- ③ 湿土のまま、約 100g を小型容器に入れる。残り約 100g は、乾土率を測定するため、そのまま保存する。
- ③ 試料の上面を軽く圧縮して、円柱形とし、測定試料とする。
- ④ 蓋をして、試料の厚さをはかり、測定試料とする。
- ⑤ 重量をはかり、先の風袋重量を差引き、測定試料重量を求める。

出典：「緊急時におけるガンマ線スペクトロメトリーのための試料前処理法（平成 4 年文部科学省）」

発電所敷地外の緊急時モニタリング体制

1. 原子力災害対策指針（原子力規制委員会 平成 29 年 3 月 22 日 全部改正）
- に従い、国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて、第 1 図及び第 1 表のとおり国、地方公共団体と連携を図りながら、敷地外のモニタリングを実施する。



第 1 図 緊急時モニタリングセンターの体制図

第 1 表 緊急時モニタリングセンター組織の機能と人員構成

	機能	人員構成
企画調整グループ	<ul style="list-style-type: none">緊急時モニタリングセンターの総括緊急時モニタリングの実施内容の検討、指示等	<ul style="list-style-type: none">対策官事務所長及び対策官事務所長代理を企画調整グループ長、所在都道府県センター長等を企画調整グループ長補佐として配置国、所在都道府県、関係周辺都道府県、原子力事業者及び関係指定公共機関等で構成
情報収集管理グループ	<ul style="list-style-type: none">緊急時モニタリングセンター内における情報の収集等緊急時モニタリングの結果の共有、緊急時モニタリングに係る関連情報の収集等現地における緊急時モニタリング結果の情報共有システムの維持・異常対応等	<ul style="list-style-type: none">国の職員（原子力規制庁監視情報課）を情報収集管理グループ長とし、国、所在都道府県、関係周辺都道府県、原子力事業者及び関係指定公共機関等で構成
測定分析担当	<ul style="list-style-type: none">企画調整グループで作成された指示書に基づき、必要に応じて安定よう素剤を服用したのち測定対象範囲の測定業務	<ul style="list-style-type: none">所在都道府県、関係周辺都道府県、原子力事業者のグループで構成し、それぞれに全体を統括するグループ長を配置

出典：緊急時モニタリングセンター設置要領 第 1 版（平成 26 年 10 月 29 日）

2. 原子力事業者防災業務計画において、以下の状況を把握し、オフサイトセンターに所定の様式で情報連絡を行うこととしている。

【オフサイトセンターへ情報連絡する事項】

- ① 事故の発生時刻及び場所
- ② 事故原因、状況及び事故の拡大防止措置
- ③ 被ばく及び障害等人身災害に係わる状況
- ④ 発電所敷地周辺における放射線及び放射性物質の測定結果
- ⑤ 放出放射性物質の種類、量、放出場所及び放出状況の推移等
- ⑥ 気象状況
- ⑦ 収束の見通し
- ⑧ 放射性物質影響範囲の推定結果
- ⑨ その他必要と認める事項

他の原子力事業者との協力体制（原子力事業者間協力協定）

原子力災害が発生した場合，他の原子力事業者との協力体制を構築するため，原子力災害時における原子力事業者間協力協定（以下「原子力事業者間協力協定」という。）を締結している。

1. 原子力事業者間協力協定締結の背景

平成 11 年 9 月の JCO 事故の際に，各原子力事業者が周辺環境のモニタリングや住民の方々のサーベイなどの応援活動を実施した。

この経験を踏まえ，平成 12 年 6 月に施行された原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）の内容とも整合性をとりながら，原子力事業者間協力協定を締結した。

2. 原子力事業者間協力協定（内容）

（目的）

原災法第 14 条※の精神に基づき，国内原子力事業所において原子力災害が発生した場合，協力事業者が発災事業者に対し，協力要員の派遣，資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力を円滑に実施し，原子力災害の拡大防止及び復旧対策に努め，原子力事業者として責務を全うすることを目的としている。

※原災法第 14 条（他の原子力事業所への協力）

原子力事業者は，他の原子力事業者の原子力事業所に係る緊急事態応急対策が必要である場合には，原子力防災要員の派遣，原子力防災資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力をするよう努めなければならない。

(事業者)

電力 9 社（北海道，東北，東京，中部，北陸，関西，中国，四国，九州），
日本原子力発電，電源開発，日本原燃

(協力の内容)

発災事業者からの協力要請に基づき，緊急事態応急対策及び原子力災害
事後対策が的確かつ円滑に行われるようにするため，緊急時モニタリング，
避難退避時検査および除染その他の住民避難に対する支援に関する事項に
ついて協力要員の派遣，資機材の貸与その他の措置を講ずる。

モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポストの
バックグラウンド低減対策手段

重大事故等により，モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリング・ポスト周辺の汚染に伴い測定ができなくなることを避けるために，以下のとおり，バックグラウンド低減対策手段を整備する。

1. モニタリング・ポスト

・汚染予防対策

重大事故等により，放射性物質により検出器保護カバーが汚染される場合を想定し，交換用の検出器保護カバーを備える。

・汚染除去対策

重大事故等により，放射性物質の放出後，モニタリング・ポスト及びその周辺が汚染された場合，汚染の除去を行う。

- ① N a I シンチレーションサーベイ・メータ等により汚染レベルを確認する。
- ② モニタリング・ポストの検出器保護カバーの交換を行う。
- ③ 局舎屋上等の洗浄等を行う。
- ④ 除草，土壌の撤去，落ち葉の撤去等を行う。
- ⑤ N a I シンチレーションサーベイ・メータ等により汚染除去後の汚染レベルが低減したことを確認する。

2. 可搬型モニタリング・ポスト

・汚染予防対策

重大事故等により，放射性物質により可搬型モニタリング・ポストが汚染される場合を想定し，可搬型モニタリング・ポストの設置を行う際，予め養生を行う。

・汚染除去対策

重大事故等により，放射性物質の放出後，可搬型モニタリング・ポスト及びその周辺が汚染された場合，汚染の除去を行う。

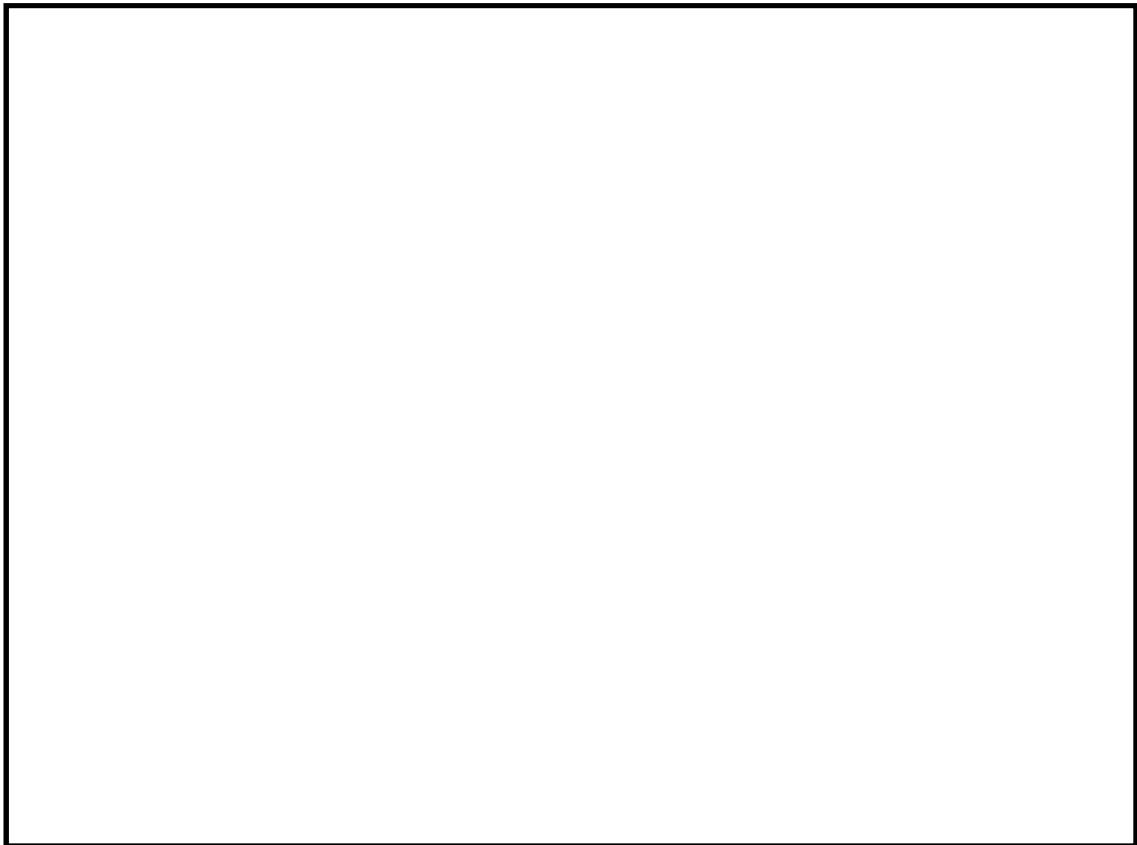
- ① N a I シンチレーションサーベイ・メータ等により汚染レベルを確認する。
- ② 予め養生を行っていた養生シートを取り除く。
- ③ 除草，土壌の除去，落ち葉の撤去等を行う。
- ④ N a I シンチレーションサーベイ・メータ等により汚染除去後の汚染レベルが低減したことを確認する。

3. バックグラウンド低減の目安について

放射性物質により汚染した場合のバックグラウンド低減の目安はモニタリング・ポストの平常時の空間放射線量率レベルとする。ただし，汚染の状況によっては，平常時の空間放射線量率レベルまで低減することが困難な場合があるため，可能な限り除染を行いバックグラウンドの低減を図る。

気象観測設備

気象観測設備は、放射性気体廃棄物の放出管理、発電所周辺の一般公衆の被ばく線量評価及び一般気象データ収集のために、風向、風速、日射量、放射収支量、雨量、温度等を測定し、中央制御室及び緊急時対策所に表示できる設計とする。また、そのデータを記録し、保存することができる設計とする。気象観測設備の配置図を第 1 図に、測定項目等を第 1 表に示す。



第 1 図 気象観測設備配置図

第1表 気象観測設備の測定項目等

気象観測設備		
		
【超音波風向風速計】 (地上高さ)	【ドップラーソーダ (風向風速計)】 (排気筒高さ)	
		
【日射計(左),放射収支計(右)】	【温度計】	【雨量計】
台数：1式 (測定項目) 風向※，風速※，日射量※ 放射収支量※，雨量，温度	(記録) 有線回線及び無線回線にて，中央制御室及び緊急時対策所へ伝送し，表示する。また，そのデータを記録し，保存する。	

※「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める測定項目

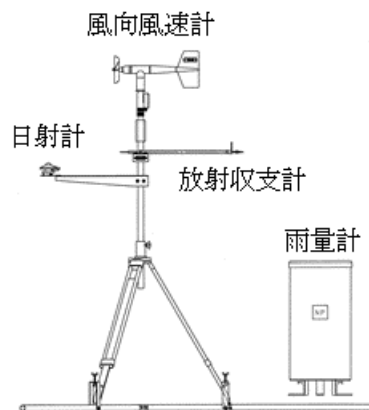
可搬型気象観測設備による気象観測項目の測定

1. 操作の概要

- 重大事故等発生後に、気象観測設備である風向風速計、日射計、放射収支計及び雨量計のうちいずれかが機能喪失した場合に使用する。
- 可搬型気象観測設備は緊急時対策所（T.P. 約23m）に保管し、リヤカー等にて気象観測設備近傍に運搬し、設置、測定を開始する。
- 測定値は電子メモリにて記録する。また、衛星回線によるデータ伝送機能を使用し、緊急時対策所にて監視する。

2. 必要要員数・想定時間

- 必要要員数：2名
 - 所要時間：可搬型気象観測設備（1台）の設置：約100分※
- ※所要時間は可搬型気象観測設備の運搬時間を含む。



第 1 図 可搬型気象観測設備

可搬型気象観測設備

気象観測設備が機能喪失した際，可搬型気象観測設備を使用して風向，風速，日射量，放射収支量及び雨量を測定し，記録する。配置場所は，以下の理由より，恒設の気象観測設備設置場所付近とする。

- ① グラントレベルが恒設の気象観測設備と同じ
- ② 配置場所周辺の建物や樹木の影響が少ない

可搬型気象観測設備の設置場所及び保管場所を第1図，測定項目等を第1表に示す。

なお，放射能観測車に搭載している風向風速計にて，風向，風速を測定することも可能である。

第 1 図 可搬型気象観測設備の設置場所及び保管場所

第 1 表 可搬型気象観測設備の測定項目等

項目	内容
台数	1台（予備1台）
測定項目	風向※，風速※，日射量※，放射収支量※及び雨量
電源	外部バッテリーを適宜交換することにより7日間以上連続で稼働可能。交換頻度は2日に1回程度
記録	電子メモリにて記録
伝送	データは衛星回線にて，緊急時対策所へ伝送可能。
重量	本体（風向風速計等）：約40kg 外部バッテリー（5個）：約115kg

※「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める測定項目

可搬型気象観測設備の気象観測項目について

重大事故等において、放射性物質が放出された場合、放出放射エネルギー評価や大気中における放射性物質拡散状態の推定を行うために、気象観測設備が使用できない場合は、可搬型気象観測設備を用いて以下の項目について気象観測を行う。

1. 観測項目

風向、風速、日射量、放射収支量及び雨量

風向、風速、日射量及び放射収支量については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和 57 年 1 月原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）」に基づく測定項目

2. 各観測項目の必要性

放出放射エネルギー、大気安定度及び放射性物質の降雨による地表への沈着の推定には、それぞれ以下の観測項目が必要となる。

(1) 放出放射エネルギー

風向、風速及び大気安定度

(2) 大気安定度

風速、日射量及び放射収支量

(3) 放射性物質の降雨による地表への沈着の推定

雨量

モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置

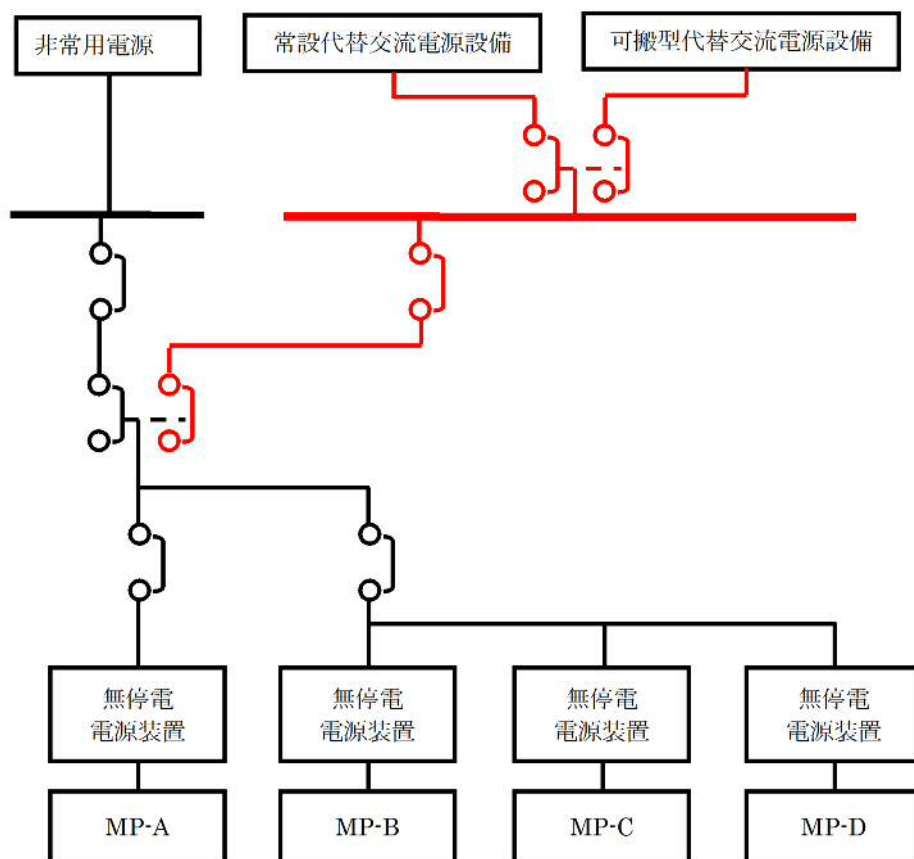
モニタリング・ポストの電源は、非常用電源に接続し、また無停電電源装置からの給電も可能としており、外部電源喪失時においても電源復旧までの期間機能を維持できる。代替電源設備としては、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計としている。

無停電電源装置の設備仕様を第 1 表に、モニタリング・ポストの電源構成概略図を第 1 図、モニタリング・ポストの電源構成（外観）を第 2 図に示す。

第 1 表 無停電電源装置の設備仕様

名 称	個 数	容 量	発電 方式	バックアップ 時間※ 1	備 考
無停電 電源装置	局舎毎 に 1 台 計 4 台	3.0kVA	蓄電池	約 12 時間	外部電源喪失時に自動給電し、電源復旧までの期間を機能維持する。

※ 1：バックアップ時間は、各モニタリング・ポストの実負荷により算出



第 1 図 モニタリング・ポストの電源構成（概略図）

< 外観写真 >



無停電電源装置



常設代替交流電源設備



可搬型代替交流電源設備

第 2 図 モニタリング・ポストの電源構成（外観）

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

目 次

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

1.18.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 緊急時対策所にとどまるために必要な対応手段及び設備

(a) 居住性の確保

(b) 必要な指示及び通信連絡手段の確保

(c) 要員の収容手段の確保

(d) 代替電源設備の確保

(e) 重大事故等対処設備，自主対策設備及び資機材等

b. 手 順 等

1.18.2 重大事故等時の手順等

1.18.2.1 居住性を確保するための手順等

(1) 災害対策本部立上げの手順

a. 緊急時対策所非常用換気空調設備運転手順

b. 緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順

c. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

(2) 緊急時対策所エリアモニタ等の設置手順

a. 緊急時対策所エリアモニタ設置手順

b. 可搬型モニタリング・ポストを設置する手順

(3) 放射線防護等に関する手順

- a. 緊急時対策所加圧設備への切替準備手順
- b. 緊急時対策所加圧設備への切替手順
- c. 緊急時対策所加圧設備運転中の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順
- d. 緊急時対策所加圧設備の停止手順

1. 18. 2. 2 必要な指示及び通信連絡に関する手順等

- (1) S P D S によるプラントパラメータの監視手順
- (2) 対策の検討に必要な資料の整備
- (3) 通信連絡に関する手順

1. 18. 2. 3 必要な数の要員の収容に係る手順等

- (1) 緊急時対策所にとどまる要員
- (2) 放射線管理に関する手順等
 - a. 放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材の維持管理
 - b. チェンジングエリアの設置及び運用手順
- (3) 飲料水，食料等の維持管理

1. 18. 2. 4 代替電源設備からの給電手順

- (1) 緊急時対策所用発電機による給電
- (2) 緊急時対策所用発電機(予備)による給電
 - a. 緊急時対策所用発電機(予備)起動手順

添付資料1. 18. 1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1. 18. 2 (1) 緊急時対策所加圧設備の運転操作について

添付資料1. 18. 2 (2) 加圧設備運転時における災害対策本部の空気供給量の設

定及び空気ボンベの必要本数について

添付資料1.18.3 S P D S データ表示装置にて確認できるパラメータについて

添付資料1.18.4(1) 東海第二発電所の原子力防災組織と指揮命令及び情報の流れについて

添付資料1.18.4(2) 原子力防災組織の要員(発電所災害対策本部体制, 緊急時対策所, 中央制御室, 現場対応要員)

添付資料1.18.4(3) 原子力防災組織の要員(夜間・休日(平日の勤務時間帯以外)の初動対応体制, 緊急時対策所, 中央制御室, 現場対応要員)

添付資料1.18.4(4) プルーム通過時 緊急時対策所, 中央制御室等にとどまる要員

添付資料1.18.4(5) 緊急時対策所, 中央制御室, 現場 事故発生からプルーム通過までの要員の動き

添付資料1.18.4(6) 緊急時対策所に最低限必要な要員について

添付資料1.18.4(7) 放射線管理用資機材

添付資料1.18.4(8) チェンジングエリアについて

添付資料1.18.4(9) 飲食料とその他の資機材

1. 18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

- a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。
- b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。
- c) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。
- d) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。
- e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。

2 「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。

緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所内外の通信連絡を行う必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所災害対策本部としての機能を維持するために必要な設備及び資機材を整備する。ここでは、緊急時対策所の設備及び資機材を活用した手順等について説明する。

1. 18. 1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり，重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに，発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し，重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所災害対策本部としての機能を維持するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に自主対策設備^{※1}及び資機材等^{※2}を用いた対応手段を選定する。

※1 自主対策設備：耐震Sクラスではないが，機能が健全であれば，発電所内外の通信連絡を行うための手段として有効である。

※2 資機材等：「対策の検討に必要な資料」，「放射線管理用資機材」，「チェンジングエリア用資機材」及び「飲料水，食料等」をいう。

また，緊急時対策所の電源は，通常，設計基準対象施設の常用所内電気設備から給電するが，常用所内電気設備からの給電が喪失した場合は，その機能を代替するための機能，相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で，想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1. 18. 1-1図）。

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下，「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第六十一条及び技術基準規則第七十六条（以下，「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，重大事故等対処設備，自主対策設備及び資機材等との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果，常用所内電気設備の喪失を想定する。また，審査基準及び基準規則要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備，自主対策設備及び資機材等を以下に示す。

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，重大事故等対処設備，自主対策設備，資機材等及び整備する手順についての関係を第1.18.1-1表に示す。

a．緊急時対策所にとどまるために必要な対応手段及び設備

(a) 居住性の確保

重大事故等が発生した場合において，環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等を防護するため，緊急時対策所の居住性を確保する手段がある。

緊急時対策所の居住性を確保するための設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所遮蔽
- ・ 緊急時対策所非常用送風機
- ・ 緊急時対策所非常用フィルタ装置
- ・ 緊急時対策所加圧設備
- ・ 緊急時対策所用差圧計
- ・ 緊急時対策所エリアモニタ
- ・ 可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）
- ・ 酸素濃度計
- ・ 二酸化炭素濃度計

(b) 必要な指示及び通信連絡手段の確保

緊急時対策所から重大事故等の対処に必要な指示を行うために、必要な情報を把握し、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡をするための手段がある。

必要な情報を把握するための設備、必要な通信連絡を行うための設備及び資機材等は以下のとおり。

- ・ 必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（S P D S））※¹（以下、「S P D S」という。）
- ・ データ伝送設備※²
- ・ 携行型有線通話装置
- ・ 衛星電話設備（固定型）
- ・ 衛星電話設備（携帯型）
- ・ 無線連絡設備（固定型）
- ・ 無線連絡設備（携帯型）
- ・ 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P 電話，I P－F A X）
- ・ 送受話器（ページング）
- ・ 電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末，F A X）
- ・ テレビ会議システム（社内）
- ・ 加入電話設備（加入電話，加入F A X）
- ・ 専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））
- ・ 対策の検討に必要な資料

※1 S P D S とは，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及び S P D S データ表示装置から構成される安全パラメータ表示システムを示す。

※2 データ伝送設備とは、緊急時対策支援システム伝送装置を示す。

(c) 要員の収容手段の確保

重大事故等に対処するために必要な数の要員を緊急時対策所で収容するための手段がある。この必要な数の要員を収容するために必要な資機材等は以下のとおり。

- ・放射線管理用資機材
- ・チェンジングエリア用資機材
- ・飲料水，食料等

(d) 代替電源設備の確保

緊急時対策所の代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所用発電機
- ・緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク
- ・緊急時対策所用発電機給油ポンプ
- ・緊急時対策所用M／C

(e) 重大事故等対処設備，自主対策設備及び資機材等

「(a) 居住性の確保」のために使用する設備のうち，緊急時対策所遮蔽，緊急時対策所非常用送風機，緊急時対策所排風機，緊急時対策所非常用空気浄化フィルタ装置，緊急時対策所加圧設備，緊急時対策所エリアモニタ，可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用），酸素濃度計，二酸化炭素濃度計は重大事故等対処設備と位置づける。

「(b) 必要な指示及び通信連絡手段の確保」のために使用する設備のうち，SPDS，データ伝送設備，衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（固定型），無線連絡設備（携帯型）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP電

話， I P－F A X）は重大事故等対処設備と位置づける。

「(d) 代替電源設備の確保」のために使用する設備のうち，緊急時対策所用発電機，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク，緊急時対策所用発電機給油ポンプ及び緊急時対策所用M／Cは重大事故等対処設備と位置づける。

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

以上の重大事故等対処設備において，発電所内外との通信連絡を行うことが可能であり，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため自主対策設備と位置づける。あわせて，その理由を示す。

- ・無線連絡設備（固定型），送受話器（ページング），電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末，F A X），テレビ会議システム（社内），加入電話設備（加入電話，加入F A X）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））

耐震Sクラスではないが，機能が健全であれば，発電所内外の通信連絡を行うための手段として有効である。

対策の検討に必要な資料，放射線管理用資機材，チェンジングエリア用資機材，飲料水，食料等は本条文【解釈】1 c）， d）及びe）項を満足するための資機材等として位置付ける。

（添付資料1. 18. 1）

b．手 順 等

上記の「a．緊急時対策所にとどまるために必要な対応手段及び設

備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。（第1.18.1-1表）

これらの手順は、重大事故等対応要員の対応として「重大事故等対策要領」に定める。

また、事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する。（第1.18.1-2表，第1.18.1-3表）

また、通常時における、対策の検討に必要な資料，放射線管理用資機材，チェンジングエリア用資機材，飲料水，食料等の管理，運用については、担当グループマネージャーにて実施する。

（添付資料1.18.4(1)～(5)）

1.18.2 重大事故等時の手順等

1.18.2.1 居住性を確保するための手順等

重大事故等が発生した場合においても、必要な指示を行う要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするために必要な対応手段として、緊急時対策所遮蔽及び緊急時対策所非常用送風機，緊急時対策所非常用フィルタ装置，緊急時対策所用発電機，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計により，緊急時対策所にとどまるために必要な居住性を確保する。

可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）により，緊急時対策所に向かって放出される放射性物質による放射線量を測定，監視し，環境中に放射性物質が放出された場合，緊急時対策所加圧設備による希ガス等の放射性物質の取り込みを防止することで，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等を防護する。

また，万が一，希ガス等の放射性物質が緊急時対策所内に取り込まれた場合においても，緊急時対策所エリアモニタにて監視，測定し対策をとることにより，緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の取り込みを低減する。

緊急時対策所が事故対策のための活動に影響がない酸素濃度及び二酸化炭素濃度の範囲にあることを把握する。

これらを踏まえ事故状況の進展に応じた手順とする。

(1) 災害対策本部立上げの手順

重大事故等が発生するおそれがある場合等^{※1}，発電所災害対策本部が緊急時対策所を使用するための準備として，災害対策本部を立上げるための手順を整備する。

※1 発電所災害対策本部が設置される場合として，運転時の異常な過渡変化，設計基準事故も含める。

a. 緊急時対策所非常用換気設備運転手順

緊急時対策所非常用換気設備を起動し，放射性物質の取り込みを低減するための手順を整備する。

全交流動力電源喪失時は，代替電源設備からの給電により，緊急時対策所非常用換気設備を起動する。

(添付資料1.18.2(1)(2))

(a) 手順着手の判断基準

原子力災害対策特別措置法第10条の特定事象^{※2}が発生したと判断した場合

※2 「原子力災害対策特別措置法施行令第4条第4号のすべての項目」及び「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する規則第7条第1号表イのすべての項目」

(b) 操作手順

災害対策本部立上げ時の緊急時対策所非常用換気設備運転の手順は以下のとおり。緊急時対策所非常用換気設備の概要図を第18.2.1-1図に、手順のタイムチャートを第1.18.2.1-2図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、庶務班に緊急時対策所非常用換気設備の起動を指示する。
- ② 庶務班は、キースイッチを「通常運転モード」から「緊対建屋加圧モード」に切り替え、起動スイッチ操作により、緊急時対策所非常用換気設備の運転を開始する。
- ③ 庶務班は、流量が調整されていることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は庶務班員1名で行い、手順着手から流量の確認までの一連の操作完了まで約5分と想定する。

b. 緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順

プルーム放出時に緊急時対策所内に加圧設備から空気を供給するための準備を行う手順を整備する。

(添付資料1.18.2(1)(2))

(a) 手順着手の判断基準

次のいずれかの場合に着手する。

- ・中央制御室から炉心損傷が生じた旨の連絡があった場合、又は緊急時対策所内でのプラント状態監視の結果、災害対策本部長が炉心損傷の可能性を踏まえ、プルーム放出に備える必要があると判断した場合

・炉心損傷前であっても中央制御室から原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損が生じた旨の連絡があった場合又は、緊急時対策所内でのプラント状態監視の結果、災害対策本部長が格納容器破損の可能性を踏まえ、プルーム放出に備える必要があると判断した場合

(b) 操作手順

緊急時対策所加圧設備による空気供給準備の手順は以下のとおり。

緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順のタイムチャートを第1.18.2.1-2図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、庶務班に緊急時対策所加圧設備の系統構成指示する。
- ② 庶務班は、各部に漏えい等がないことを高圧空気ポンベ出口圧力にて確認する。
- ③ 庶務班は、「待機時高圧空気ポンベ出口圧力低(L)」及び「空気供給量低」警報をバイパスさせる。

(c) 操作の成立性

上記の対応は庶務班員2名で行い、着手から漏えい等がないことの確認までの一連の操作完了まで約65分と想定する。

c. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

酸素欠乏症防止のため、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

原子力災害対策特別措置法第10条の特定事象^{*2}が発生したと判断し

た場合

- ※2 「原子力災害対策特別措置法施行令第4条第4号のすべての項目」及び
「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事
象等に関する規則第7条第1号表イのすべての項目」

(b) 操作手順

緊急時対策所内の酸素濃度又は二酸化炭素濃度の測定を行う手順は
以下のとおり。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、庶務班に緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を指示する。
- ② 庶務班は、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。
- ③ 庶務班は、緊急時対策所内の酸素濃度が19%を下回るおそれがある場合又は二酸化炭素濃度が0.5%を超えるおそれがある場合は、風量調整ダンパの開度調整により、換気率を調整する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所にて庶務班1名で操作を行うことが可能である。室内での測定、弁の開度調整のみであるため、短時間での対応が可能である。

(2) 緊急時対策所エリアモニタ等の設置手順

「原子力災害対策特別措置法第10条」特定事象が発生した場合に、緊急時対策所内への放射性物質等の取り込み量を微量のうちに検知するた

め、緊急時対策所内へ緊急時対策所エリアモニタを設置する手順を整備する。

なお、緊急時対策所付近（屋外）に設置する可搬型モニタリング・ポストについても緊急時対策所内を加圧するための判断に用いる。

a．緊急時対策所エリアモニタ設置手順

(a) 手順着手の判断基準

「原子力災害対策特別措置法第10条」特定事象が発生した場合

(b) 操作手順

緊急時対策所エリアモニタ設置手順は以下のとおり。タイムチャートを第1.18.2.1-3図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班に緊急時対策所エリアモニタ設置を指示する。
- ② 放射線管理班は、災害対策本部内に緊急時対策所エリアモニタを設置し起動する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は緊急時対策所内にて放射線管理班1名で行い、一連の操作完了まで約10分と想定する。

b．可搬型モニタリング・ポストを設置する手順

緊急時対策所付近（屋外）に可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）を設置する手順は「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

(3) 放射線防護等に関する手順

重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等をプルームから防護し、緊急時対策所の居住性を確保するための手順を整備する。

a. 緊急時対策所加圧設備への切替準備手順

プルーム放出のおそれがある場合、プルーム放出に備え、パラメータの監視強化及び空気ボンベによる加圧操作の要員配置を行うための手順を整備する。

(添付資料1. 18. 2(1) (2))

(a) 手順着手の判断基準

プルーム放出のおそれがある場合

具体的には、以下のいずれかに該当した場合

- ・ プルーム放出前の段階において、直接線、スカイシャイン線により、可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）の指示値が有意な上昇傾向となった場合
- ・ 中央制御室から炉心損傷が生じた旨の連絡、情報があつた場合
又は、緊急時対策所内でのプラント状態監視の結果、災害対策本部長が炉心損傷の可能性を踏まえ、プルーム放出に備える必要があると判断した場合
- ・ 炉心損傷前であつて中央制御室から格納容器破損が生じた旨の連絡、情報があつた場合又は、緊急時対策所内でのプラント状態監視の結果、災害対策本部長が格納容器破損の可能性を踏まえ、プルーム放出に備える必要があると判断した場合

(b) 操作手順

プルーム放出のおそれがある場合に実施する手順は以下のとおり。

タイムチャートを第1.18.2.1-5図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、プルーム放出に備え、放射線管理班等へパラメータの監視強化及び空気ポンベによる加圧操作の要員配置を指示する。
- ② 放射線管理班は可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）の監視強化を行う。
- ③ 庶務班は、加圧設備の操作要員を配置する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は緊急時対策所内にて放射線管理班1名及び庶務班1名で行う。室内での要員の配置等のみであるため、短時間での対応が可能であると想定する。

なお、直接線、スカイシャイン線により可搬型モニタリング・ポストのうち複数台の指示値上昇が予想されることから、可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）以外の可搬型モニタリング・ポスト指示値も参考として監視する。

b. 緊急時対策所加圧設備への切替手順

格納容器から希ガス等の放射性物質が放出され、プルームが緊急時対策所に接近した場合、緊急時対策所非常用換気設備からの給気を停止し、緊急時対策所加圧設備により緊急時対策所の災害対策本部室内（休憩室等含む）を加圧する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

基準値は現在の最新値

以下のいずれかに該当した場合

- ・ 可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）が重大事故等により指示値が30mSv/hとなった場合
- ・ 緊急時対策所エリアモニタが重大事故等により指示値が0. 5mSv/hとなった場合
- ・ 炉心損傷を判断した場合^{※1}で、サプレッション・プール水位が通常水位+6. 4mに到達又はベント実施判断基準に到達した場合

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）の γ 線線量率が設計基準事故の追加放出量相当の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所加圧設備により緊急時対策所の災害対策本部室内を加圧する手順の概要は以下のとおり。

緊急時対策所加圧設備の概要図を第1. 18. 2. 1-4図に、切替手順のタイムチャートを第1. 18. 2. 1-6図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、庶務班に緊急時対策所加圧設備による緊急時対策所災害対策本部室内の加圧開始を指示する。
- ② 庶務班は、キースイッチを「緊急建屋加圧モード」から「災害対策本部加圧モード」に切り替え、起動スイッチ操作により、

緊急時対策所加圧設備の空気ポンベによる加圧を開始する。

- ③ 庶務班は、災害対策本部と隣接区画の差圧が正圧（約30Pa）であることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所にて、庶務班2名で行い、一連の操作完了まで約5分と想定する。

c. 緊急時対策所加圧設備運転中の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

緊急時対策所加圧設備運転中に緊急時対策所の居住性が確保されていることを確認するため、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

緊急時対策所加圧設備を運転している場合

(b) 操作手順

緊急時対策所内の酸素濃度又は二酸化炭素濃度の測定を行う手順は以下のとおり。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、庶務班に緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を指示する。
- ② 庶務班は、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。
- ③ 庶務班は、緊急時対策所内の酸素濃度が19%を下回るおそれが

ある場合又は二酸化炭素濃度が0.5%を超えるおそれがある場合は、流量制御ユニットの開度調整により、空気流入量を調整する。

d. 緊急時対策所加圧設備の停止手順

緊急時対策所周辺から希ガス等の放射性物質の影響が減少した場合に災害対策本部以外の建屋内のページを目的に、外気取り込み量を増加させた浄化運転に切り替え、建屋内の浄化後に緊急時対策所加圧設備による災害対策本部の加圧を停止し、緊急時対策所非常換気設備へ切り替る手順を整備する。

(添付資料1.18.2(1)(2))

(a) 手順着手の判断基準

可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）及び緊急時対策所エリアモニタにて放射線量を継続的に監視し、その指示値がブルーム接近時の指示値に比べ急激に低下した場合

(b) 操作手順

緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備に切替える手順は以下のとおり。

緊急時対策所非常用換気設備の概要図を第1.18.2.1-1図、第1.18.2.1-7図に、タイムチャートを第1.18.2.1-8図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、庶務班に緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切替えを指示する。
- ② 庶務班は、キースイッチを「災害対策本部加圧モード」から

「緊急時対策所非常換気モード」に切り替え、起動スイッチ操作により自動シーケンスにて、建屋浄化モード運転を開始する。

- ③ 庶務班は、建屋内の浄化運転が1時間継続されたことを確認し、キースイッチを「緊急時対策所非常換気モード」から「緊急時対策所非常換気モード」に切り替え、起動スイッチ操作により自動シーケンスにて、緊急時対策所非常換気設備の運転を開始する。

- ④ 庶務班は、流量が調整されていることを確認する。

なお、緊急時対策所非常換気設備を起動した後の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の監視手順については、「(1) 災害対策本部立上げ時の手順 c. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順」に示す。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所内にて、庶務班2名で行い、一連の操作完了まで約67分と想定する。

なお、緊急時対策所非常換気設備への切替えを判断する場合は、可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリング・ポスト（加圧判断用）以外の可搬型モニタリング・ポストの指示値も参考として監視する。

1.18.2.2 必要な指示及び通信連絡に関する手順等

重大事故等が発生した場合において、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が、緊急時対策所のSPDS及び通信連絡設備により、必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。

また、重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、緊急時対策所に整備する。

重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

全交流動力電源喪失時は、代替電源設備からの給電により、緊急時対策所のSPDS及び通信連絡設備を使用する。

(添付資料1.18.3)

(1) SPDSによるプラントパラメータの監視手順

重大事故等が発生した場合、緊急時対策所の緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置により重大事故等に対処するために必要なプラントパラメータを監視する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

災害対策本部を立上げた場合

b. 操作手順

緊急時対策支援システム伝送装置については、常時、伝送が行われており、SPDSデータ表示装置を起動し、監視する手順は以下のとおり。

SPDSの概要を第1.18.2.2-1図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づきSPDSデータ表示装置によるプラントパラメータの監視を情報班に指示する。
- ② 情報班は、SPDSデータ表示装置の接続を確認し、端末（PC）を起動する。
- ③ 情報班は、SPDSデータ表示装置にて各パラメータを監視す

る。

c. 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所内にて情報班1名で行う。

室内での装置の起動操作のみであるため、短時間での対応が可能であると想定する。

(2) 対策の検討に必要な資料の整備

安全・防災グループマネージャーは、重大事故等が発生した場合に、重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を緊急時対策所に配備し、資料が更新された場合には資料の差し替えを行い、常に最新となるよう通常時から維持、管理する。

(添付資料1.18.4(9))

(3) 通信連絡に関する手順

重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の通信連絡設備により、中央制御室、屋内外の作業場所、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の発電所内外との通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順を整備する。

発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備の使用法等、必要な手順の詳細は「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

1.18.2.3 必要な数の要員の収容に係る手順等

緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加

え、格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な現場作業を行う要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員として最大約100名を収容する。

要員の収容にあたっては、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員との輻輳を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようトイレ、休憩スペース等を整備するとともに、収容する要員に必要な放射線管理を行うための資機材、チェンジングエリア用資機材、飲料水及び食料等を整備し、維持、管理する。

(1) 緊急時対策所にとどまる要員

プルーム通過中においても、緊急時対策所にとどまる要員は、休憩、仮眠をとるための交代要員を考慮して、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員46名と、格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な現場作業等を行う要員18名の合計64名と想定している。

プルーム放出のおそれがある場合、災害対策本部長は、この要員数を目安とし、最大収容可能人数（約100名）の範囲で緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

(添付資料1.18.4(6))

(2) 放射線管理に関する手順等

a. 放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材の維持管理

放射線・化学管理グループマネージャーは、7日間外部からの支援がなくとも対策要員が使用するのに十分な数量の装備（タイベック、個人線量計、全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材を配備するとともに、通常時から維持、管理する。

放射線管理班は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員

や現場作業を行う要員等に防護具等を適切に使用させるとともに、被ばく線量管理を行うため、個人線量計を常時装着させるとともに線量評価を行う。また、作業に必要な放射線管理用資機材（電離箱サーベイメータ等）を用いて作業現場の放射線量率測定等を行う。

（添付資料 1. 18. 4(7)）

b. チェンジングエリアの設置及び運用手順

緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置及び運用する手順を整備する。

（添付資料1. 18. 4(8)）

(a) 手順着手の判断基準

原子力災害対策特別措置法第10条の特定事象が発生したと判断した場合

(b) 操作手順

チェンジングエリアを設置及び運用するための手順は以下のとおり。

タイムチャートを第1. 18. 2. 3-1図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班にチェンジングエリアの設置を指示する。放射線管理班は、事象進展の状況、参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して判断し、速やかに設営を行う。

- ② 放射線管理班は、チェンジングエリア用資機材を準備し、設置場所に移動する。
- ③ 放射線管理班は、チェンジングエリアの床・壁等のシート養生の状態を確認する。
- ④ 放射線管理班は必要に応じシートの再養生を行い、チェンジングエリアが使用可能であることを確認する。
- ⑤ 放射線管理班は、チェンジングエリアに脱衣収納袋、各エリア間の境界にバリア、粘着マット等を設置する。
- ⑥ 放射線管理班は、GM汚染サーベイメータ等を必要な箇所に設置する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、放射線管理班2名で行い、一連の操作完了まで約20分と想定する。運用に関しては、チェンジングエリア内に掲示した案内に基づき、汚染の確認を速やかに実施することができる。

チェンジングエリアには、防護具を脱衣する脱衣エリア、要員や物品の放射性物質による汚染を確認するためのサーベイエリア、汚染が確認された際に除染を行う除染エリアを設け、放射線管理班2名が汚染検査及び除染を行うとともに、チェンジングエリアの汚染管理を行う。

なお、身体の汚染検査を待つ現場作業を行う要員等は、周辺からの放射線影響を低減するため、遮蔽効果のある緊急時対策所内で待機する。

除染エリアは、サーベイエリアに隣接して設置し、除染は、クリーンウエスでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染

ができない場合は、簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は、必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。

(3) 飲料水，食料等の維持管理

総務グループマネージャーは、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が重大事故等の発生後、少なくとも外部からの支援なしに 7 日間、活動するために必要な飲料水，食料等を備蓄するとともに、通常時から維持，管理する。

庶務班は、重大事故等が発生した場合には、食料等の支給を適切に運用する。

(添付資料 1. 18. 4(9))

放射線管理班は、適切な頻度で緊急時対策所内の空气中放射性物質濃度の測定を行い、飲食しても問題ない環境であることを確認する。

ただし、緊急時対策所内の空气中放射性物質濃度が目安 ($1 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ 未満) よりも高くなった場合であっても、災害対策本部長の判断により必要に応じて飲食を行う。

1. 18. 2. 4 代替電源設備からの給電手順

緊急時対策所は、常用所内電気設備からの受電が喪失した場合は、代替電源設備として緊急時対策所用発電機により緊急時対策所へ給電する。

(1) 緊急時対策所用発電機による給電

常用所内電気設備からの受電が喪失した時は、緊急時対策所の電源を確保するため、代替電源設備である緊急時対策所用発電機が自動起動す

ることにより緊急時対策所へ給電されるため、給電のための操作は必要ない。緊急時対策所電源系統概略図を第1.18.2.4-1図に示す。

なお、データ伝送設備については、緊急時対策所の無停電電源装置から電源供給されているため、緊急時対策所用発電機が自動起動するまでの間の電圧低下時においても、データ伝送は途切れなく行うことができる。

緊急時対策所用発電機の運転中は、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクから緊急時対策所用発電機給油ポンプにより、自動で燃料給油を行う。

(2) 緊急時対策所用発電機（予備）による給電

緊急時対策所用発電機が故障等により使用不能の場合は、緊急時対策所の電源を確保するため、緊急時対策所用発電機（予備）を起動することにより給電する。

緊急時対策所用発電機（予備）の運転中は、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク（予備）から緊急時対策所用発電機給油ポンプ（予備）により、自動で燃料給油を行う。

a. 緊急時対策所用発電機（予備）起動手順

緊急時対策所用発電機から緊急時対策所用発電機（予備）へ切り替えるための起動手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

緊急時対策所用発電機が故障等により起動しない場合又は停止した場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所用発電機から緊急時対策所用発電機（予備）へ切替えるための手順は以下のとおり。

緊急時対策所電源系統概略図を第1.18.2.4-2図に、タイムチャートを第1.18.2.4-3図に示す。

- ① 災害対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき庶務班に緊急時対策所用発電機（予備）への切替え作業開始を指示する。
- ② 庶務班は、災害対策本部の操作盤にて、**常用所内電気設備**からの受電遮断器**及び**緊急時対策所用発電機出力用遮断器の「切」操作を行う。（又は「切」を確認する。）
- ③ 庶務班は、災害対策本部の操作盤にて、緊急時対策所用発電機（予備）を起動し電圧、周波数を確認する。
- ④ 庶務班は、災害対策本部の操作盤にて「発電機出力用遮断器（予備）」の「入」操作を行い、給電を開始する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所内において庶務班2名で行い、一連の操作完了まで約14分と想定する。暗所においても円滑に対応できるように、ヘッドライト等を配備する。

第1. 18. 1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧（1／3）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対策設備	対応手段	対応設備			整備する手順書の分類
—	—	居住性の確保	主要設備	緊急時対策用遮蔽	重大事故等対策要項	—
				緊急時対策用非常用送電機		
				緊急時対策用非常用フィルタ装置		
				緊急時対策用加圧設備		
				緊急時対策用エリアモニタ		
				可搬型モニタリング・ポスト ※1 (加圧判断用)		
				酸素濃度計		
				二酸化炭素濃度計		
			関連設備	緊急時対策用給気・排気配管		
				緊急時対策用給気・排気隔離弁		
				緊急時対策用加圧設備 (配管・弁)		

※1：可搬型モニタリング・ポストは「1. 17 監視測定等に関する手順」にて整備する。

※2：緊急時対策用発電機により給電する。

※3：対策の検討に必要な資料，放射線管理用資機材，チェンジングエリア用資機材，飲料水，食料等は本文【解説】1c），d）及びe）項を満足するための資機材等として位置付ける。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／3）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段		対応設備		整備する手順書の分類
一	送受話器 (ヘーミング)	必要を指示及び通信連絡	主要設備	SPDS※2	重大事故等対応設備	重大事故等対策要領
	衛星電話設備 (固定型) ※2					
	衛星電話設備 (携帯型)					
	無線連絡設備 (携帯型)					
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX) ※2					
	送受話器 (ヘーミング)					
	データ伝送設備 (緊急時対策支援システム伝送装置) ※2					
	関連設備			無線通信用装置		
				無線通信用アンテナ		
				衛星電話設備 (屋外アンテナ)		
			衛星制御装置			
			衛星無線通信用装置			
			通話機器			
			常設代替高圧電源装置			
	代替所内電気設備					
	電力保安通信用電話設備 (固定電話機、PHS端末、FAX)		自主対策設備			
	無線連絡設備 (固定型)					
	テレビ会議システム (社内)					
	加入電話設備 (加入電話、加入FAX)					
	専用電話設備 (専用電話 (ホットライン) (自治体向け))					
				資機材等		
		対策の検討に必要な資料 ※3				

※1：可搬型モニタリング・ポストは「1.17 監視規定等に関する手順」にて整備する。

※2：緊急時対策所用発電機より給電する。

※3：対策の検討に必要な資料、放射線管理用資機材、チェンジングエリア用資機材、飲料水、食料等は本条文【解釈】1c）、d）及びe）項を満足するための資機材等として位置付ける。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3／3）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
—	—	必要となる数員の収容	放射線管理用資機材 ※3		重大事故等対策要領
			チェンジングエリア用資機材 ※3		
			飲料水、食料等 ※3		
機能喪失時 サポート系	緊急時対策所全交流動力電源喪失 (常用所内電気設備)	代替電源設備からの給電	主要設備	緊急時対策所用発電機	重大事故等対策要領
				緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク	
				緊急時対策所用発電機合流ポンプ	
				緊急時対策所用M/C	
			関連設備	緊急時対策所用M/C電工計	
				緊急時対策所用発電機燃料移送配管・弁	
				緊急時対策所用発電機～緊急時対策所用M/C電路	

※1：可搬型モニタリング・ポストは「1.17 監視測定等に関する手順」にて整備する。

※2：緊急時対策所用発電機より給電する。

※3：対策の検討に必要な資料、放射線管理用資機材、チェンジングエリア用資機材、飲料水、食料等は本条文【解説】1c），d）及びe）項を満足するための資機材等として位置付ける。

第1.18.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/3)

対応手段		重大事故等の対応に必要な 監視項目	監視計器
1.18.2.1 居住性を確保するための手順等 (1) 災害対策本部立上げの手順			
c. 緊急時対策所内の酸素濃度及び 二酸化炭素濃度の測定監視手順	判断基準	—	—
	操作	緊急時対策所非常用換気空調設備 使用時の換気率	・緊急時対策所非常用給気ファン用流量計
			・緊急時対策所用差圧計
		緊急時対策所内の環境監視	・酸素濃度計
			・二酸化炭素濃度計

※1 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設

の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (2/3)

対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器
1. 18. 2. 1 居住性を確保するための手順等 (3) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等		
a. 緊急時対策所加圧設備への切替準備手順	判断基準	緊急時対策所付近の放射線量率 ・可搬型モニタリング・ポスト (加圧判断用) ※1
		炉心損傷 ・炉心損傷が生じた旨の連絡
		格納容器破損 ・格納容器破損が生じた旨の連絡
	操作	監視強化 ・可搬型モニタリング・ポスト (加圧判断用) ※1
b. 緊急時対策所加圧設備への切替手順	判断基準	緊急時対策所付近の放射線量率 ・可搬型モニタリング・ポスト (加圧判断用) ※1
		・緊急時対策所エアモニタ※1
	操作	緊急時対策所加圧設備使用時の空気ポンプ流量調整用流量計 ・緊急時対策所用差圧計※1
		緊急時対策所の環境監視 ・酸素濃度計※1
		・二酸化炭素濃度計※1
c. 緊急時対策所加圧設備運転中の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順	判断基準	緊急時対策所加圧設備使用時の運転状態 ・緊急時対策所用差圧計※1
	操作	緊急時対策所加圧設備使用時の空気ポンプ流量調整用流量計 ・緊急時対策所用差圧計※1
		緊急時対策所内の環境監視 ・酸素濃度計※1
		・二酸化炭素濃度計※1
d. 緊急時対策所加圧設備の停止手順	判断基準	緊急時対策所付近の放射線量率 ・可搬型モニタリング・ポスト (加圧判断用) ※1
		・緊急時対策所エアモニタ※1
	操作	緊急時対策所換気空調設備使用時の換気率 ・緊急時対策所非常用給気ファン用流量計 ・緊急時対策所用差圧計※1
		緊急時対策所の環境監視 ・酸素濃度計※1
		・二酸化炭素濃度計※1

※1 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設

の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧（3／3）

対応手段		重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視計器
1. 18. 2. 4 代替電源設備からの給電手順 (2)緊急時対策所用発電機(予備)による給電			
a. 緊急時対策所用発電機 (予備)起動手順	基準 断	電源	・ 緊急時対策所用M/C 電圧計※1
	操作	電源	・ 緊急時対策所用M/C 電圧計※1
			・ 緊急時対策所用発電機（予備）電圧計，周波数計

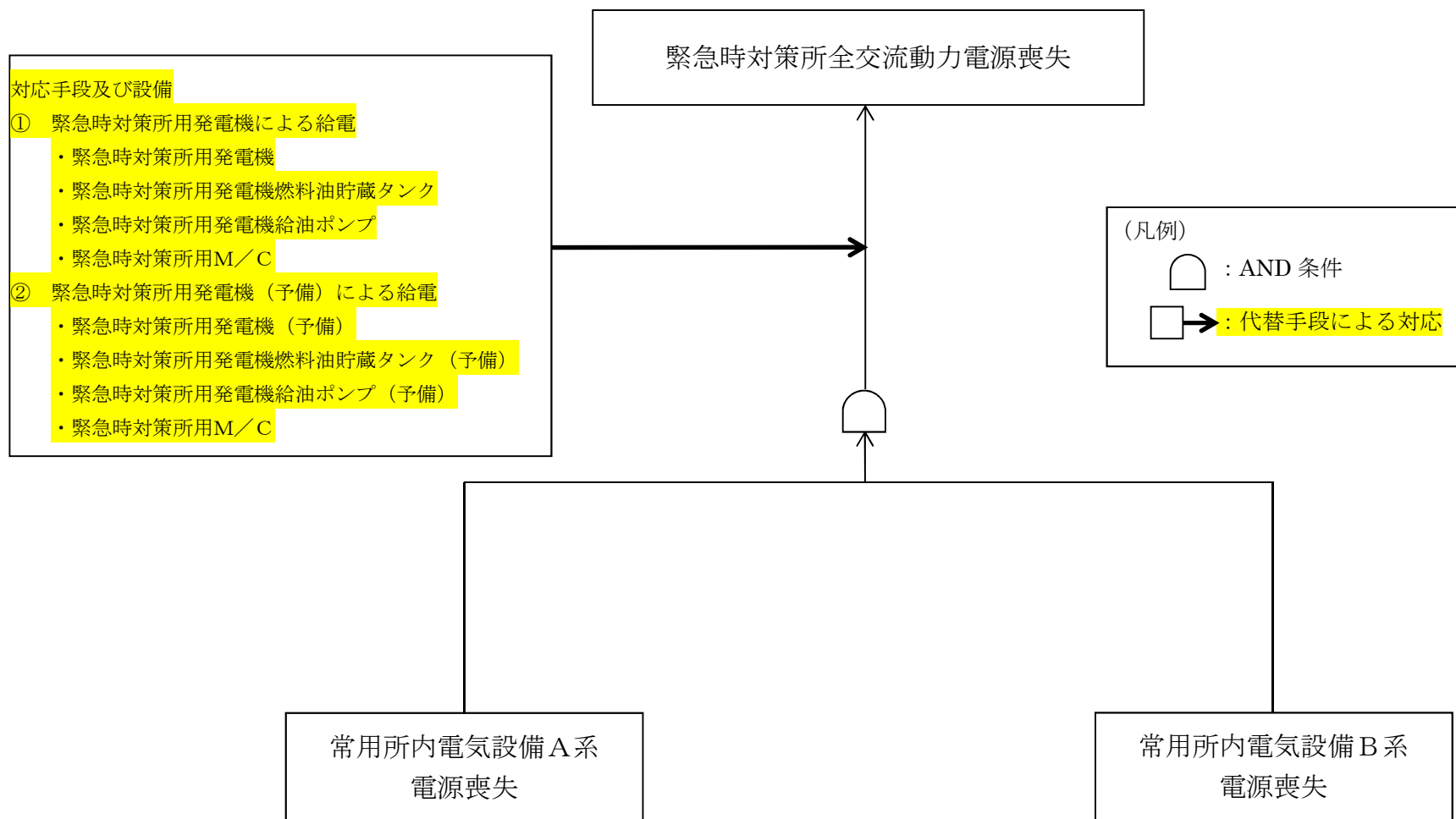
※1 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設

の状態を直接監視するパラメータではないが，耐震性，耐環境性を有する計器を示す。

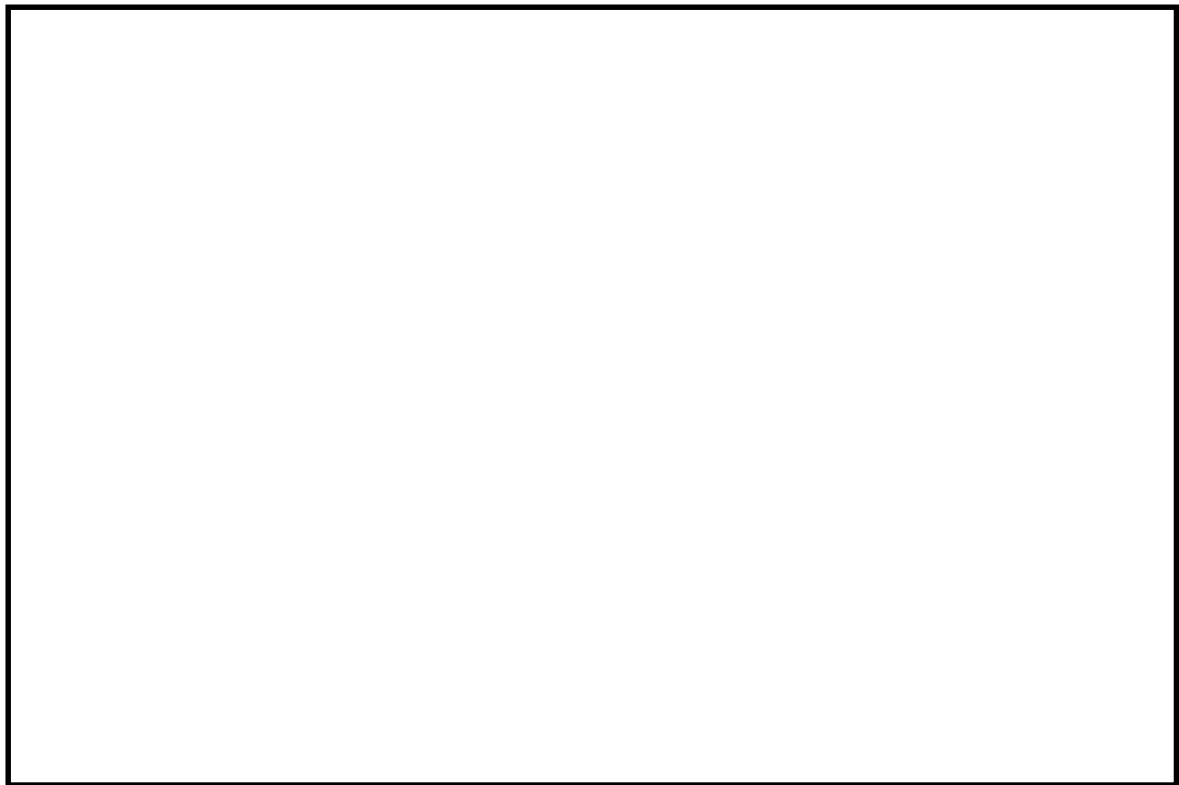
第 1.18.1-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.18】 緊急時対策所の居住性等 に関する手順等	緊急時対策所非常用 送風機	緊急時対策所用M C C
	データ伝送設備（緊急時対策支援シス テム伝送装置）	緊急時対策所用M C C
	S P D S データ表示装置	緊急時対策所用M C C

※通信連絡設備における給電対象設備は「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。



第1.18.1-1図 緊急時対策所全交流動力電源喪失の機能喪失原因対策分析



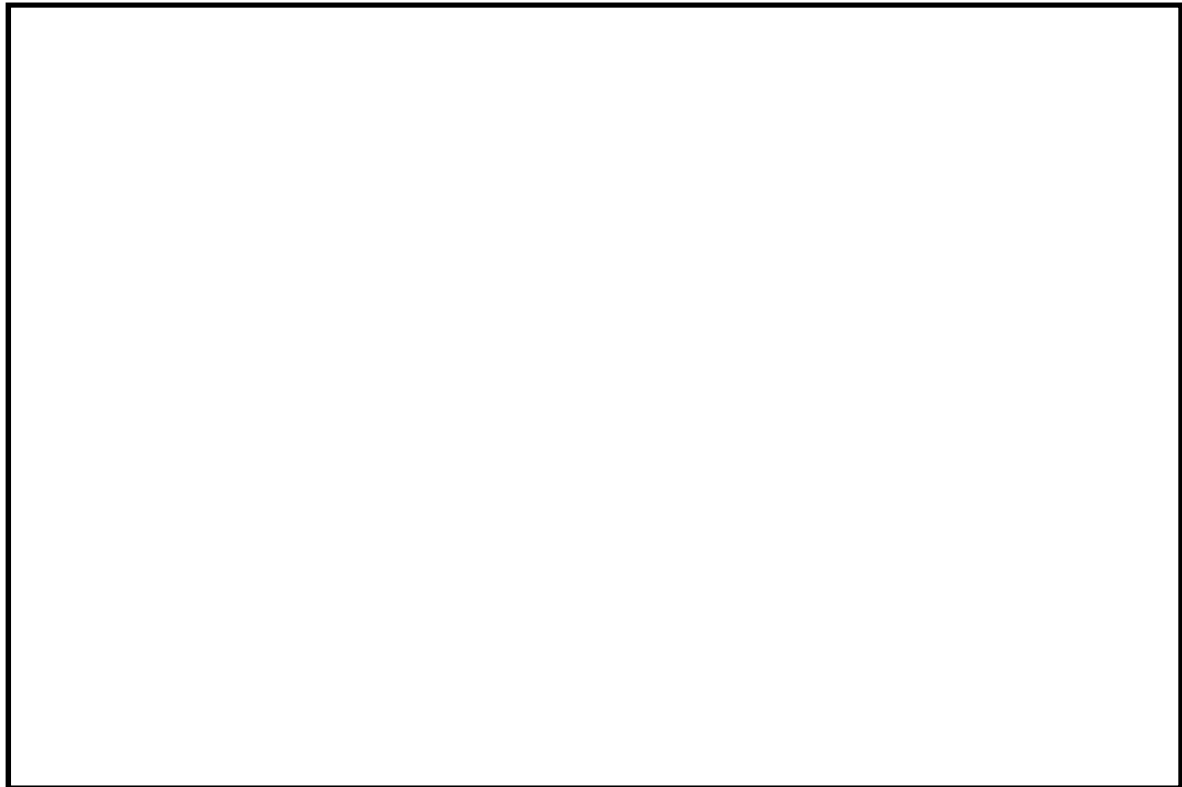
第 1. 18. 2. 1-1 図 重大事故等時の緊急時対策所 換気空調系概略図
(建屋加圧モード)

			経過時間（分）												備考							
			2		4		6		8		10		30			60		70		80		
手順の項目		実施箇所・必要要員数		非常用換気設備起動指示				▽ 加圧準備指示				非常用換気設備起動				▽ 空気供給の準備完了						
								(約 5 分)														
緊急時対策所非常用換気設備運転手順	庶務班 A	①	非常用換気設備操作盤へ移動																			
			キースイッチ切り替え操作																			
							非常用換気設備起動確認(流量確認)															
加圧設備空気供給準備作業手順	庶務班 A, B	2					加圧空気ボンベラック室へ移動															
											加圧設備の系統構成、漏えい確認											

第1. 18. 2. 1-2図 緊急時対策所非常用換気設備運転及び加圧設備による
空気供給準備手順タイムチャート

			経過時間 (分)												備考
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
手順の項目	実施個所・必要要員		設置指示										エリアモニタ 設置完了(約 10 分)		
緊急時対策所エリアモニタ 設置手順	放射線管理班A	1				資機材準備									
										専用ケーブル、電源コンセントの接続					
													エリアモニタ起動操作		

第1. 18. 2. 1-3図 緊急時対策所エリアモニタ設置手順タイムチャート



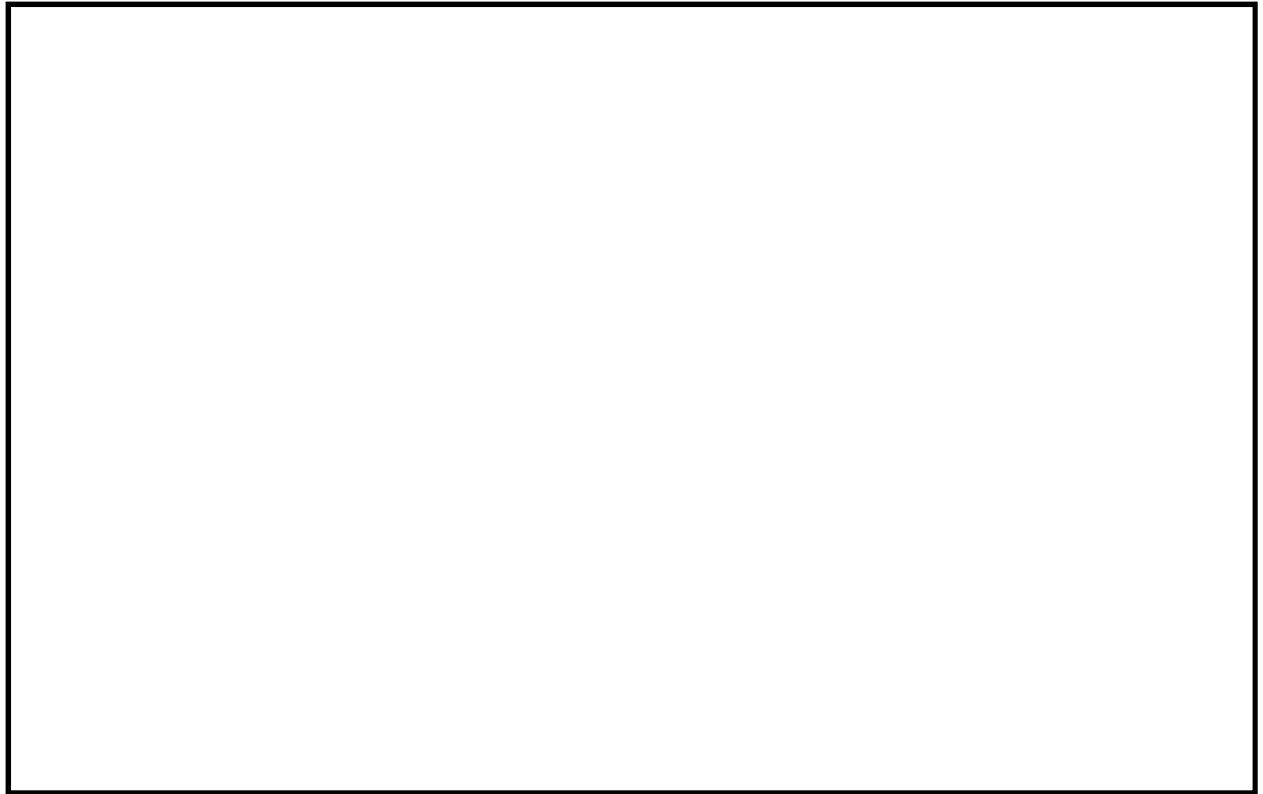
第 1. 18. 2. 1-4 図 重大事故等時の緊急時対策所 換気空調系概略図
(災害対策本部加圧モード)

		経過時間（分）										備考	
		5	10	15	20	25	30	35	40	45			
手順の項目	要員（数）	監視強化、要員配置指示											
緊急時対策所非常用換気 空調設備から加圧設備へ の切替準備作業	放射線管理班A 庶務班A	2 名		パラメータ監視及び加圧操作要員配置									
				監視（エリアモニタ指示、記録計）									

第1. 18. 2. 1-5図 緊急時対策所非常用換気設備から緊急時対策所加圧設備への
切替準備手順タイムチャート

			経過時間（分）									備考
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	
手順の項目	実施箇所・必要要員		加圧指示					加圧設備運転（約5分）				
緊急時対策所非常用換気設備から緊急時対策所加圧設備への切替手順	庶務班 A	1		非常用換気設備操作盤へ移動								
				キースイッチ切り替え操作(加圧開始)								
							圧力確認					

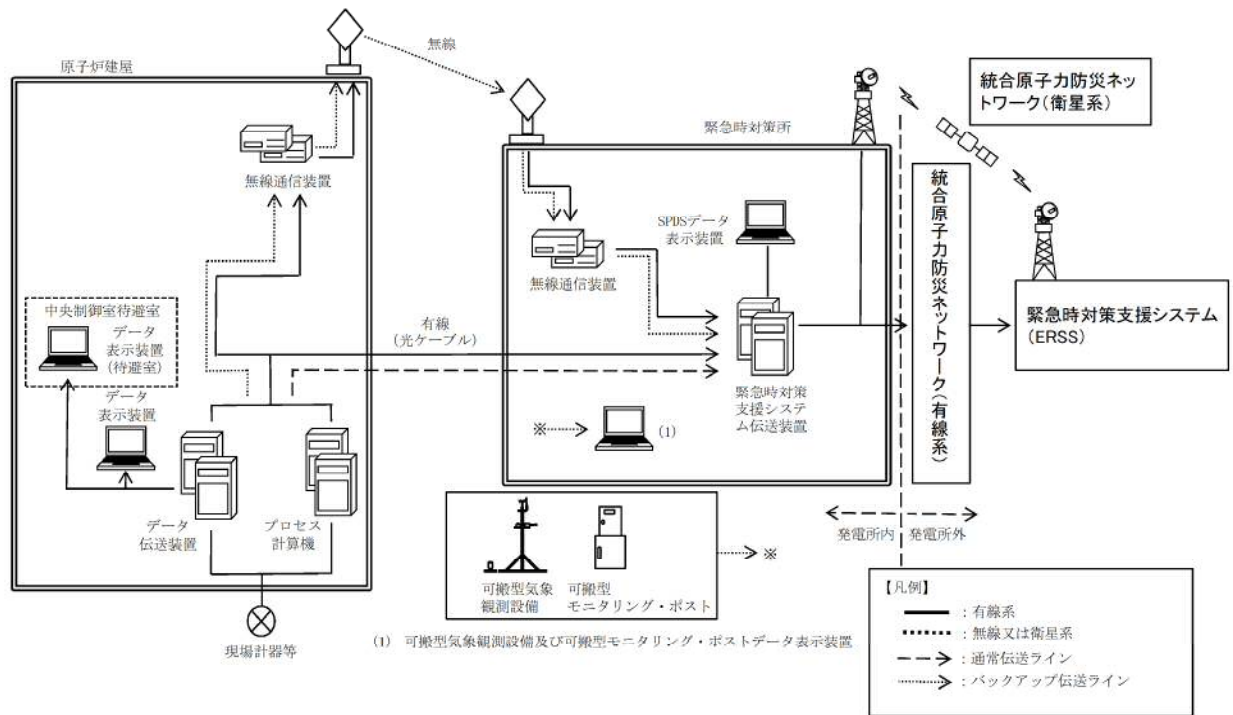
第1. 18. 2. 1-6図 緊急時対策所非常用換気設備から緊急時対策所加圧設備への切替手順タイムチャート



第 1.18.2.1-7 図 重大事故等時の緊急時対策所 換気空調系概略図
(建屋浄化モード)

			経過時間（分）													備考		
				1	2	3		63	64	65	66	67						
手順の項目	実施箇所・必要要員 v		▽	切替指示													非常用換気設備起動 (約 67 分)	
緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気設備への切替手順	庶務班 A	1		ブルーム接近時の指示値に比べ急激に低下，判断・操作指示														
				非常用換気設備操作壁へ移動														
				キースイッチ切り替え操作（建屋浄化モード）														
				建屋浄化運転														
				キースイッチ切り替え操作（建屋加圧モード）														
				非常用換気設備起動確認(流量確認)														

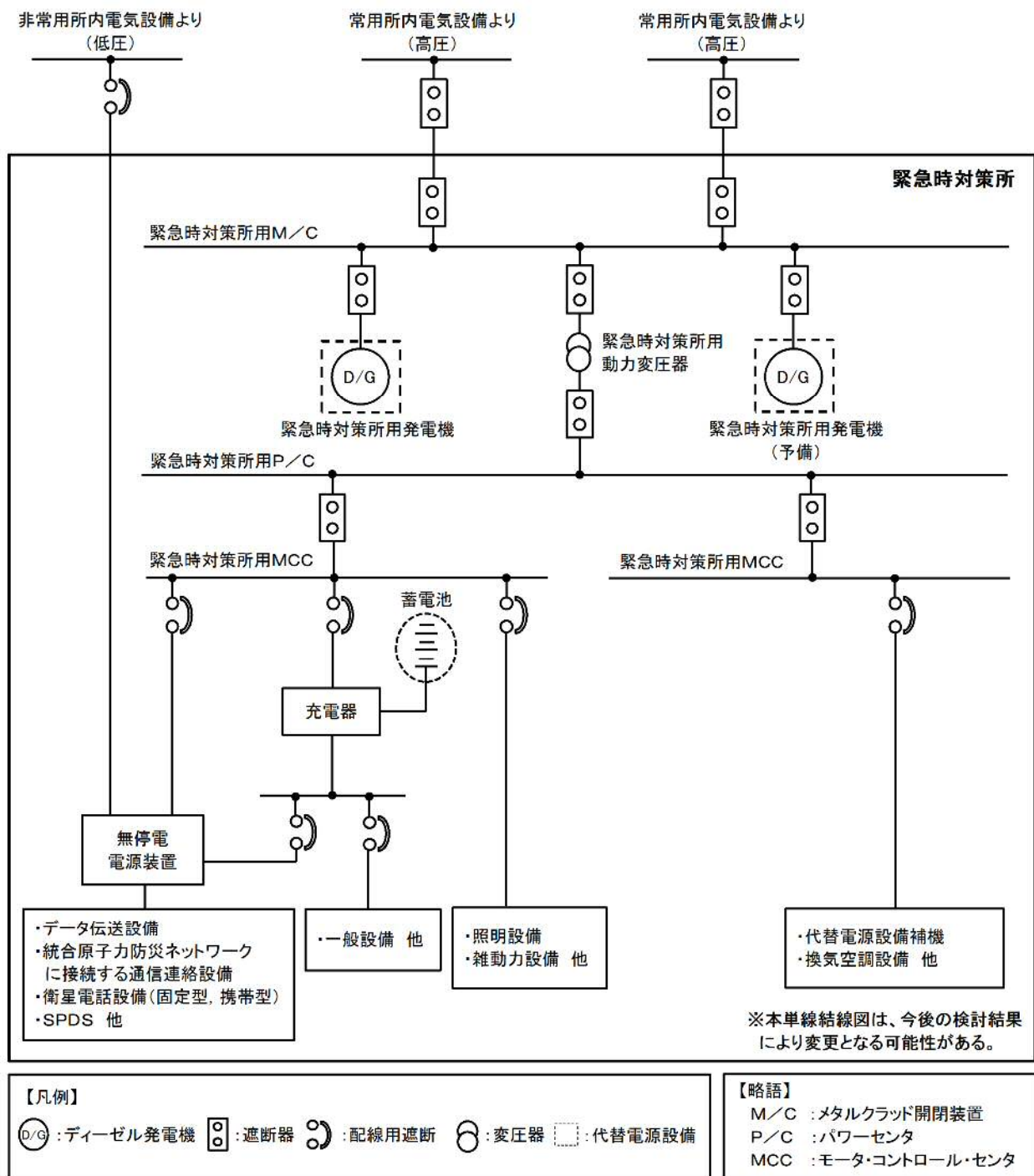
第1.18.2.1-8図 緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所非常用換気空調設備への切替手順タイムチャート



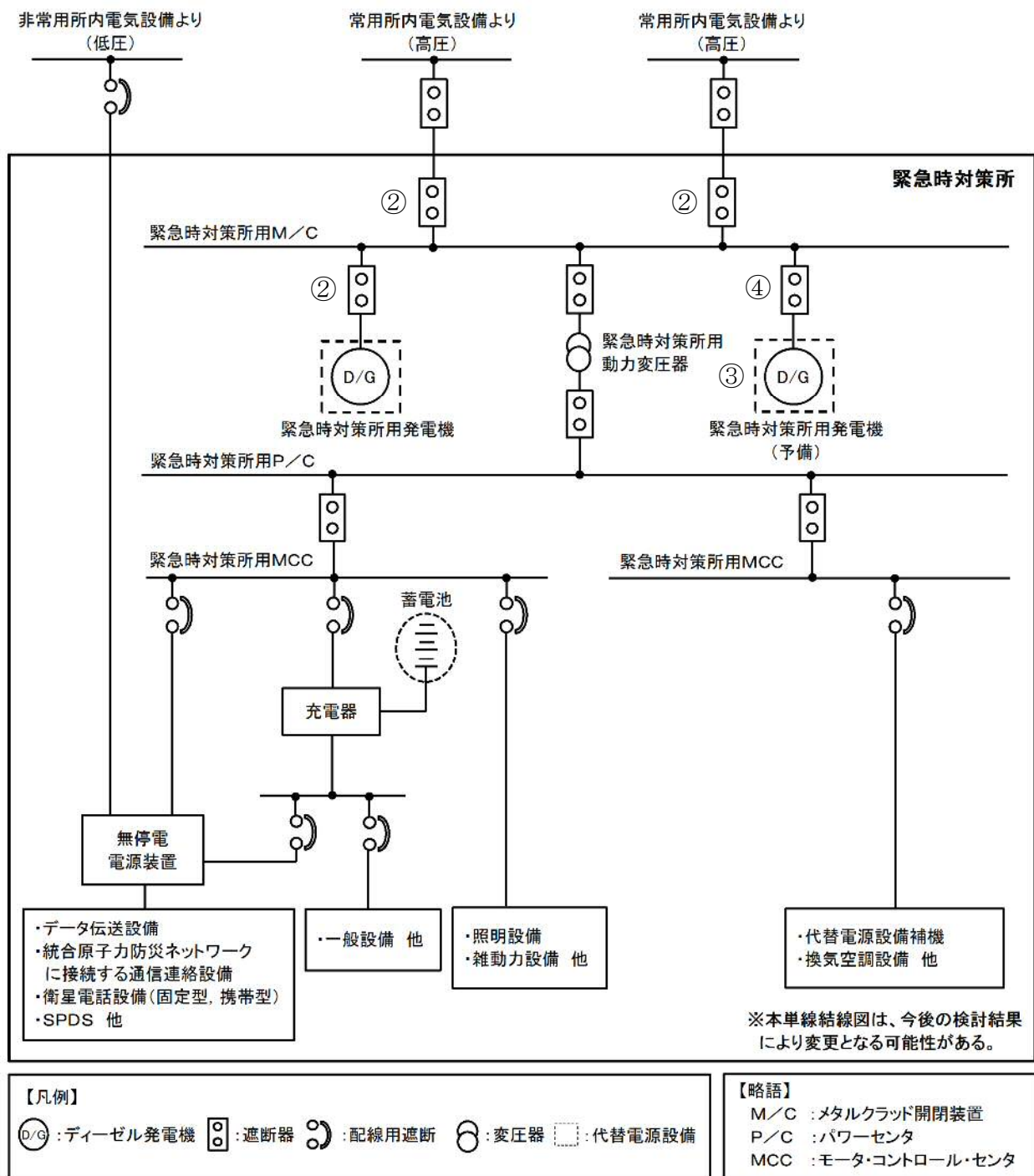
第1.18.2.2-1図 SPDSの概要

			経過時間（分）										備考
			5	10	15	20	25	30	35	40	45		
手順の項目	要員（数）		チェンジングエリア設置指示 チェンジングエリア設置完了（約 20 分）										
チェンジングエリア 設置手順	放射線管理班	2 名		資機材準備，移動									
					壁・床面養生確認及び脱衣収納袋，境界バリア，粘着マット等設置								
					GM汚染サーベイメータ等設置								

第1. 18. 2. 3-1図 緊急時対策所チェンジングエリア設置手順タイムチャート



第1.18.2.4-1図 緊急時対策所電源系統概略図



○数字は、緊急時対策所用発電機（予備）による給電手順にて、操作する遮断器及び機器を指している。

第1. 18. 2. 4-2図 緊急時対策所用発電機（予備）による給電手順の概略図

		経過時間（分）										備考			
		<div><div></div><div></div><div></div><div></div><div></div><div></div><div></div><div></div><div></div><div></div></div>													
手順の項目		要員（数）		▽ 起動指示										緊急時対策所用発電機（予備）からの受電 (約 14 分)	
緊急時対策所用発電機 手動起動手順	庶務班	2名		災害対策本部の操作盤に移動											
				遮断器状態確認及び遮断器操作(起動準備)											
						緊急時対策所用発電機（予備）起動									
						緊急時対策所用発電機（予備）受電操作									

第1. 18. 2. 4-3図 緊急時対策所用発電機（予備）起動手順タイムチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/6）

技術的能力審査基準(1. 18)	番号	設置許可基準規則(61 条)	技術基準規則(76 条)	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に定めるところによらなければならない。 一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。	【本文】 第四十六条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に定めるところによらなければならない。	⑧
【解釈】 1 「現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。	②	二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けるものであること。 三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。 2 緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。	二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けること。 三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けること。 2 緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる措置を講じなければならない。	⑨
b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。	③			
c) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。	④			
d) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。	⑤			
e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。	⑥			
2 「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。	⑦	【解釈】 1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。 a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。	【解釈】 1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。 a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。	⑩
		b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。	b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。	⑪
		c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源を含めて緊急時対策所の電源は、多重性又は多様性を有すること。	c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源を含めて緊急時対策所の電源は、多重性又は多様性を有すること。	⑫
		d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。	d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。	⑬
				⑭

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／6）

技術的能力審査基準(1.18)	番号	設置許可基準規則(61 条)	技術基準規則(76 条)	番号
—	—	<p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーフ通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で 100mSv を超えないこと。</p>	<p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーフ通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で 100mSv を超えないこと。</p>	⑮
		<p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p>	<p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p>	⑯
		<p>2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	<p>2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	⑰

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／6）

：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				設計基準事故対処設備／自主対策設備					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間 内に使用 可能か	対応可能な 人数で使用 可能か	備考
居住性の確保	緊急時対策所生体遮蔽	新設	① ② ⑧ ⑪ ⑫ ⑭ ⑮	—	—	—	—	—	—
	緊急時対策所非常用送風機	新設							
	緊急時対策所非常用フィルタ装置	新設							
	緊急時対策所加圧設備	新設							
	緊急時対策所エリアモニタ	新設							
	可搬型モニタリング・ポスト （加圧判断用）	新設							
	酸素濃度計	新設							
	二酸化炭素濃度計	新設							
	緊急時対策所給気・排気ダクト	新設							
	緊急時対策所給気・排気隔離弁	新設							
	緊急時対策所加圧設備 （配管・弁）	新設							
代替電源設備からの給電の確保	緊急時対策所用発電機	新設	① ③ ⑧ ⑬	—	—	—	—	—	—
	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク	新設							
	緊急時対策所用M／C	新設							
	緊急時対策所用発電機給油ポンプ	新設							
	緊急時対策所用電源母線受電電圧系	新設							
	緊急時対策所用発電機燃料移送配管・弁	新設							
	緊急時対策所用発電機～緊急時対策所用M／C電路	新設							
必要な情報の把握	データ表示装置	新設	① ⑤ ⑧ ⑩	—	—	—	—	—	—
	必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））	新設							
	対策の検討に必要な資料※1	既設							

※1：対策の検討に必要な資料。放射線管理用監視カメラ、チェンジングエリア用監視カメラ、飲料水、飲料等。本文【表】1c), d) 及び(e) 項を満足するための資料等として位置する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／6）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				設計基準事故対処設備／自主対策設備					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間 内に使用 可能か	対応可能な 人数で使用 可能か	備考
発電所内外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡	衛星電話設備（固定型） 携行型有線通話装置	新設	① ⑧ ⑨ ⑩	発電所内外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡	送受話器（ベー ジング）	常設	—	—	耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、通信連絡を行うための手段として使用する。
	衛星電話設備（携帯型）	新設			電力保安通信用 電話設備（固定 電話機，PHS 端末，FAX）	常設	—	—	
	無線連絡設備（携帯型）	新設			無線連絡設備 （固定型）	常設	—	—	
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信 連絡設備（テレビ会議 システム，IP電話， IP-FAX）	新設			加入電話設備 （加入電話，加 入FAX）	常設	—	—	
					専用電話設備 （専用電話（ホ ットライン）（自 治体向））	常設	—	—	
					テレビ会議シ ステム（社内）	常設	—	—	
	無線通信用装置	新設		—	—	—	—	—	—
	無線通信用アンテナ	新設							
	衛星電話設備（屋外ア ンテナ）	新設							
	衛星制御装置	新設							
	衛星無線通信装置	新設							
	通信機器	新設							
要員の収容	放射線管理用資機材 ※1	新設	① ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑬ ⑭	—	—	—	—	—	—
	チェンジングエリア用 資機材※1	新設							
	飲料水，食料等※1	新設							

※1：対策の策定に必要な資料。放射線管理用資機材、チェンジングエリア用資機材、飲料水、食料等。本文（表）1 c), d) 及び(e) 項を満足するための資機材として位置付ける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/6)

技術的能力審査基準(1. 18)	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>重大事故が発生した場合においても緊急時対策所に配備する設備により必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、必要な手順を整備する。</p> <p>発電用原子炉施設の内外と通信連絡するために必要な手順を整備する。</p>
<p>【解釈】</p> <p>1 「現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—
<p>a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>重大事故が発生した場合においても換気設備等を用いた放射線防護措置により必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順を整備する。</p>
<p>b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>緊急時対策所用の電源は、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電を行うための手順を整備する。</p>
<p>c) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。</p>	<p>資機材等（放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材）により十分な放射線管理を行える手順等を整備する。</p>
<p>d) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。</p>	<p>資機材等（対策の検討に必要な資料）を整備する。</p>
<p>e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。</p>	<p>資機材等（飲料水，食糧等）を備蓄する。</p>

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/6)

技術的能力審査基準(1. 18)	適合方針
<p>2 「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	<p>緊急時対策所にとどまる要員は，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 46 名と，格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な現場作業等を行う要員 18 名の合計 64 名とする。</p>

緊急時対策所加圧設備の運転操作について

1. 操作概要

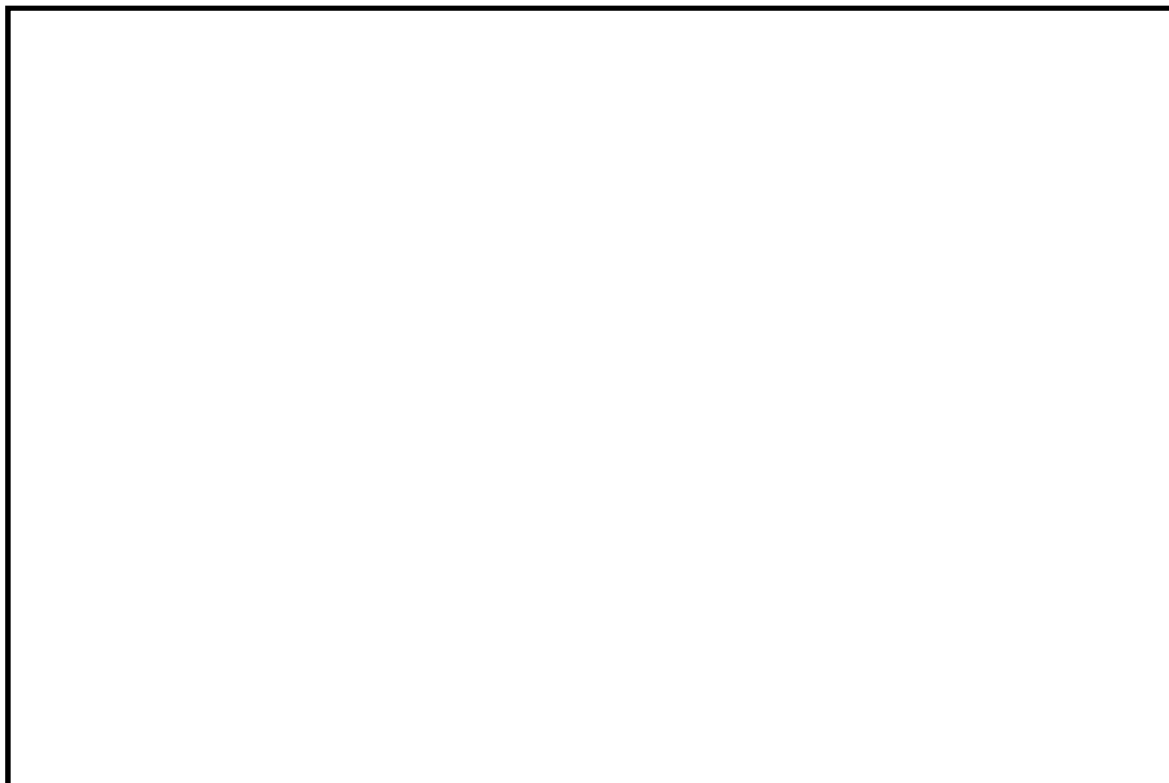
緊急時対策所加圧設備の空気ポンペを運転し災害対策本部を正圧維持することで放射性物質の流入を防ぎ，要員の被ばくを低減する。

2. 必要要員数・想定時間

- (1) 必要要員数：庶務班 1 名
- (2) 想定時間：約 5 分

3. 系統構成

緊急時対策所 換気空調系概略図は第 1 図のとおり。



(建屋加圧モード)



(災害対策本部加圧モード)

第 1 図 重大事故等時の緊急時対策所 換気空調系概略図

4. 手 順

- ①換気空調設備操作盤で、キースイッチの「緊対建屋加圧モード」を選択し、起動スイッチ操作により自動シーケンスにて、運転モードが「通常モード」から「緊対建屋加圧モード」に切り替わる。

（自動シーケンスによる切り替え動作は以下のとおり。）

排風機が停止し、排風機出口隔離弁が閉、差圧排気調整隔離弁が調整開、差圧排気出口隔離弁が開とすることで差圧制御ラインから排気する。その後、フィルタ装置入口隔離弁を開、非常用送風機を起動させ外気取入隔離弁を閉とする。さらに、非常用給気調整隔離弁を調整開、災害対策本部非常用給気隔離弁を開として、外気を非常フィルタ装置にてフィルタ処理し、緊急時対策所建屋及び災害対策本部を加圧する。

- ②換気空調設備操作盤で、キースイッチの「災害対策本部加圧モード」を選択し、起動スイッチ操作により自動シーケンスにて、運転モードが「緊対建屋加圧モード」から「災害対策本部加圧モード」に切り替わる。

（自動シーケンスによる切り替え動作は以下のとおり。）

災害対策本部給気隔離弁、災害対策本部非常用給気隔離弁、災害対策本部換気隔離弁を閉、加圧空気供給弁を開とし、災害対策本部の加圧を開始する。また、非常用送風機風量切替隔離弁、非常用給気調整隔離弁を調整開とし外気取入量を調整する。

- ③災害対策本部と隣接区画との差圧調整は災害対策本部差圧調整隔離弁にて自動制御する。また、災害対策本部内の差圧計により、所定の差圧（約30Pa）に加圧されていることを確認する

- ④災害対策本部加圧モード運転中においては、酸素濃度 19%以上及び二酸化炭素濃度 1%以下であることを、酸素濃度計又は二酸化炭素濃度計で適時確認する。

加圧設備運転時における災害対策本部の空気供給量の設定及び空気ポンベ
の必要本数について

1. 加圧設備運転時における災害対策本部の空気供給量の設定加圧

加圧設備運転時の評価条件別必要空気供給量を第1表に示す。加圧設備運転時の空気供給量は正圧維持，酸素濃度維持，二酸化炭素濃度抑制の全ての条件を満たす $160\text{m}^3/\text{h}$ に設定する。

第1表 加圧設備運転時の評価条件別必要空気供給量

各種評価条件	必要空気供給量 (m^3/h)
正圧維持	120
酸素濃度維持	112
二酸化炭素濃度抑制	160

以下に，各条件の空気供給量の設定方法を示す。

a. 正圧維持に必要な空気供給量

災害対策本部はコンクリートの間仕切りで区画されることから，壁の継ぎ目からのリークはないものとする。よって，災害対策本部のリークポテンシャルは，ドア開口の隙間，壁貫通部（配管，ケーブル，ダクト）である。

(a) ドア開口リーク量

気密が要求される建屋／部屋に使用されるドアの気密性は JIS A 4702

にて定義されている。最も気密性の高い等級 A-4 のドアにおいては、圧力差 30Pa（運用差圧）におけるドア面積当たりのリーク量は約 $6[\text{m}^3/\text{h} \cdot \text{m}^2]$ であるため、ドアからのリーク量は以下の式により算出できる。

$$Q_{\text{ドア}} = S \times 6$$

$$Q_{\text{ドア}} : \text{ドアからのリーク量} [\text{m}^3/\text{h}]$$

$$S : \text{ドアの面積合計} [\text{m}^2]$$

(b) 壁貫通部のリーク量

壁貫通部のリーク量は、実績がある原子炉二次格納施設のリーク率 0.5 回/day を用いると、以下の式により算出できる。

$$Q_{\text{貫通部}} = V \times 0.5 \div 24$$

$$V : \text{室容積 } 2,994[\text{m}^3]$$

したがって、災害対策本部のリーク量は以下の式により $120\text{m}^3/\text{h}$ となる。

$$\begin{aligned} Q &= Q_{\text{ドア}} [\text{m}^3/\text{h}] + Q_{\text{貫通部}} [\text{m}^3/\text{h}] \\ &= S [\text{m}^2] \times 6 [\text{m}^3/\text{h} \cdot \text{m}^2] + V [\text{m}^3] \times 0.5 [\text{回}/\text{day}] \div 24 [\text{day}/\text{h}] \\ &= 9.5 \times 6 + 2,994 \times 0.5 \div 24 \\ &= 120 [\text{m}^3/\text{h}] \end{aligned}$$

$$Q : \text{供給空気供給量 } [\text{m}^3/\text{h}]$$

b. 酸素濃度維持に必要な空気供給量

許容酸素濃度は 19vol% 以上（「鉱山保安法施行規則」を準拠），滞在人数は 100 名，酸素消費量は成人の呼吸量（静座時）とし，許容酸素濃度以上に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$\begin{aligned}
 Q &= \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100 \\
 &= \frac{-0.0218 \times 100}{(19.00 - 20.95)} \times 100 \\
 &= 112 \text{ m}^3/\text{h}
 \end{aligned}$$

Ga : 酸素発生量 [$\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$]

P : 人員 [人]

K_0 : 供給空气中酸素濃度 (20.95vol%)

K : 許容最低酸素濃度 (19.0vol%)

c. 二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量

許容二酸化炭素濃度は 1.0vol% 以下（「鉱山保安法施行規則」を準拠），空气中の二酸化炭素量は 0.03vol%，滞在人数 100 名の二酸化炭素吐出量は，計器監視等を行う程度の作業時（極軽作業）の量とし，許容二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

$$\begin{aligned}
 Q &= \frac{Ga \times P}{(K - K_0)} \times 100 \\
 &= \frac{0.022 \times 100}{(1.0 - 0.022)} \times 100 \\
 &= 227 \text{ m}^3/\text{h}
 \end{aligned}$$

また，加圧設備運転時間は 11 時間であることから，14 時間後の時点で二酸化炭素濃度が 1.0vol% 以下となる空気供給量は $160 \text{ m}^3/\text{h}$ となる。（14 時間後の CO_2 濃度は 0.977%）

$$K_t = K_0 + (K_1 - K_0) \times e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t} + G_a \times P / Q \left(1 - e^{-\left(\frac{Q}{V}\right) \times t}\right)$$

$$K_t = \left(K_1 - K_0 - G_a \times P / Q \right) \times e^{-\left(\frac{Q}{V} \right) \times t} + \left(K_0 - G_a \times P / Q \right)$$

K_t : t 時間後の CO2 濃度 [%]

K_1 : 室内初期 CO2 濃度 [%] (0.05 [%])

K_0 : 供給空気の CO2 濃度 [%] (0.03 [%])

G_a : CO2 発生量 [$m^3 / (h \cdot 人)$] (0.022 [$m^3 / (h \cdot 人)$])

P : 滞在人員 [人] (100 [人])

Q : 空気供給量 [m^3 / h]

V : 室容積 [m^3] (2,994 [m^3])

2. 空気ポンベの必要本数について

空気ポンベ必要本数の算定時間は、プルーム放出時間の 10 時間に、プルーム通過後の加圧設備から換気設備への切り替え時間 1 時間^に余裕をもたせ 14 時間とする。

また、ポンベ使用可能量は、7.162 m^3 / 本とする。

以上から 14 時間を正圧維持する場合に必要な本数は、下記計算より、313 本となる。

$$\text{計算式: } \frac{160 \times 14}{7.162} = 313$$

S P D S データ表示装置にて確認できるパラメータについて

通常、緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、原子炉建屋附属棟に設置するデータ伝送装置からデータを収集し、S P D S データ表示装置にて確認できる設計とする。

また、緊急時対策支援システム（E R S S）への伝送については、緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置から伝送する設計とする。

通常のデータ伝送ラインが使用できない場合、緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は、バックアップ伝送ラインにより原子炉建屋附属棟に設置するデータ伝送装置から無線系を経由し、S P D S データ表示装置にて確認できる設計とする。

各パラメータは、2週間分（1分周期）のデータが保存され、S P D S データ表示装置にて過去データが確認できる設計とする。

S P D S パラメータについては、緊急時対策所において必要な指示を行うことができるよう必要なパラメータが表示・把握できる設計とする。

- ・「炉心反応度の状態」、「炉心冷却の状態」、「格納容器内の状態」
「放射能隔離の状態」、「非常用炉心冷却系（E C C S）の状態等」
の確認に加え、「使用済み燃料プールの状態」の把握、並びに「環境の情報」の把握

また、これらのパラメータ以外にも、「水素爆発による格納容器の破損防止」「水素爆発による原子炉建屋の損傷防止」「津波監視」に必要なパ

ラメータを収集し，緊急時対策所に設置する S P D S データ表示装置において確認できる設計とする。

S P D S データ表示装置で確認できるパラメータを第1表に示す。

第1表 SPDSデータ表示装置で確認できるパラメータ一覧

(1/6)

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心反応度の 状態確認	APRM レベル平均	○	○	○
	APRM レベル A	○	—	○
	APRM レベル B	○	—	○
	APRM レベル C	○	—	○
	APRM レベル D	○	—	○
	APRM レベル E	○	—	○
	APRM レベル F	○	—	○
	SRNM 計数率 CH. A	○	○	○
	SRNM 計数率 CH. B	○	○	○
	SRNM 計数率 CH. C	○	○	○
	SRNM 計数率 CH. D	○	○	○
	SRNM 計数率 CH. E	○	○	○
	SRNM 計数率 CH. F	○	○	○
	SRNM 計数率 CH. G	○	○	○
	SRNM 計数率 CH. H	○	○	○
炉心冷却の 状態確認	原子炉水位(狭帯域)	○	○	○
	原子炉水位(広帯域)	○	○	○
	原子炉水位(燃料域)	○	○	○
	原子炉水位(SA 広帯域)	○	—	○
	原子炉水位(SA 燃料域)	○	—	○
	原子炉圧力	○	○	○
	原子炉圧力(SA)	○	—	○
	高圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○
	残留熱除去系系統流量 A	○	○	○
	残留熱除去系系統流量 B	○	○	○
	残留熱除去系系統流量 C	○	○	○
	逃がし安全弁出口温度	○	○	○
	原子炉再循環ポンプ入口温度	○	○	○
	原子炉給水流量	○	○	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心冷却の 状態確認	原子炉圧力容器表面温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器入口温度	○	—	○
	高压代替注水系系統流量	○	—	○
	低压代替注水系原子炉注水流量	○	—	○
	代替循環冷却系原子炉注水流量	○	—	○
	代替淡水貯槽水位	○	—	○
	6.9kV 母線 2A-1 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 2A-2 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 2B-1 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 2B-2 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 2C 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 2D 電圧	○	○	○
	6.9kV 母線 HPCS 電圧	○	○	○
	D/G 2C 遮断器 (660) 閉	○	○	○
	D/G 2D 遮断器 (670) 閉	○	○	○
	HPCS D/G 遮断器 (680) 閉	○	○	○
	圧力容器フランジ温度	○	—	○
	125VDC 2A 母線電圧	○	○	○
	125VDC 2A 母線電圧	○	○	○
	6.9kV 緊急用母線電圧	○	○	○
	480V 緊急用母線電圧	○	○	○
格納容器内 の状態確認	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) (B)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) (B)	○	○	○
	ドライウエル圧力 (広帯域)	○	○	○
	ドライウエル圧力 (狭帯域)	○	—	○
	ドライウエル圧力	○	—	○
	サブプレッション・チェンバ圧力	○	—	○
	サブプレッション・プール圧力	○	○	○
	ドライウエル雰囲気温度	○	○	○
	サブプレッション・プール水温度 (平均値)	○	○	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内 の状態確認	サプレッション・プール水温度	○	○	○
	サプレッション・プール雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	○	○	○
	サプレッション・プール水位	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度 (D/W) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度 (D/W) (B)	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度 (S/C) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気水素濃度 (S/C) (B)	○	○	○
	格納容器雰囲気酸素濃度 (D/W) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気酸素濃度 (D/W) (B)	○	○	○
	格納容器雰囲気酸素濃度 (S/C) (A)	○	○	○
	格納容器雰囲気酸素濃度 (S/C) (B)	○	○	○
	格納容器内水素濃度 (SA)	○	—	○
	格納容器内酸素濃度 (SA)	○	—	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	○	—	○
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	○	—	○
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	○	—	○
	格納容器下部水位	○	—	○
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	—	○
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	○	—	○
	残留熱除去系熱交換器出口温度	○	—	○
	残留熱除去系海水系系統流量	○	—	○
	残留熱除去系 A 注入弁全開	○	○	○
	残留熱除去系 B 注入弁全開	○	○	○
	残留熱除去系 C 注入弁全開	○	○	○
	格納容器内スプレイ弁 A (全開)	○	○	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内 の状態確認	格納容器内スプレイ弁 B（全開）	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ (A)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ (B)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ (C)	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ (D)	○	○	○
放射能隔離 の状態確認	主排気筒放射線モニタ A	○	○	○
	主排気筒放射線モニタ B	○	○	○
	主排気筒モニタ（高レンジ）	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ A	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ B	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ C	○	○	○
	主蒸気管放射線モニタ D	○	○	○
	排ガス放射能（プレホールドアップ）A	○	○	○
	排ガス放射能（プレホールドアップ）B	○	○	○
	NS4 内側隔離	○	○	○
	NS4 外側隔離	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 A 全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 B 全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 C 全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁 D 全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 A 全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 B 全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 C 全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁 D 全閉	○	○	○
環境の情報 確認	SGTS A 作動	○	○	○
	SGTS B 作動	○	○	○
	SGTS モニタ（高レンジ）A	○	○	○
	SGTS モニタ（高レンジ）B	○	○	○
	SGTS モニタ（低レンジ）A	○	○	○
	SGTS モニタ（低レンジ）B	○	○	○
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	○	—	○
	放水口モニタ (T-2)	○	○	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
環境の情報 確認	モニタリング・ポスト(A)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(B)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(C)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(D)	○	○	—
	モニタリング・ポスト(A)広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト(B)広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト(C)広域レンジ	○	○	—
	モニタリング・ポスト(D)広域レンジ	○	○	—
	大気安定度 10 分値	○	○	—
	18m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	—
	71m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	—
	140m ベクトル平均風向 10 分値	○	○	—
	18m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	—
	71m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	—
	140m ベクトル平均風速 10 分値	○	○	—
	可搬型モニタリング・ポスト (A)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (B)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (C)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (D)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (緊急時対策所)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (NE)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (E)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (SW)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (S)	○	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト (SE)	○	—	—
	風向 (可搬型)	○	—	—
	風速 (可搬型)	○	—	—
	大気安定度 (可搬型)	○	—	—

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
使用済燃料 プールの状 態確認	使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）	○	—	○
	使用済燃料プール温度（SA）	○	—	○
	使用済燃料プール温度	○	—	○
	使用済燃料プールエリア放射線モ ニタ（高レンジ・低レンジ）	○	—	○
水素爆発に よる格納容 器の破損防 止確認	フィルタ装置出口放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）	○	—	○
	フィルタ装置入口水素濃度	○	—	○
	フィルタ装置圧力	○	—	○
	フィルタ装置水位	○	—	○
	フィルタ装置スクラビング水温度	○	—	○
水素爆発に よる原子炉 建屋の損傷 防止確認	原子炉建屋水素濃度	○	—	○
	静的触媒式水素再結合器動作監視 装置	○	—	○
非常用炉心 冷却系 (ECCS) の状 態等	自動減圧系 A 作動	○	○	○
	自動減圧系 B 作動	○	○	○
	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	○
	高圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系ポンプ起動	○	○	○
	低圧炉心スプレイ系注入弁全開	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ A 起動	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ B 起動	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ C 起動	○	○	○
	残留熱除去系 A 注入弁全開	○	○	○
	残留熱除去系 B 注入弁全開	○	○	○
	残留熱除去系 C 注入弁全開	○	○	○
	全制御棒全挿入	○	○	○
津波監視	取水ピット水位計	○	—	○
	潮位計	○	—	○

東海第二発電所の原子力防災組織と指揮命令及び情報の流れについて

当社は福島第一原子力発電所の事故から得られた教訓を踏まえ、さまざまな事故シーケンスやシビアアクシデントに至る事故を想定した緊急時対応訓練を繰り返し実施し、実効的な組織を目指して継続的な改善を行っているところである。

こうした取り組みを経て現在東海第二発電所において組織している発電所災害対策本部体制について、以下に説明する。

1. 発電所災害対策本部の構成

発電所災害対策本部体制を第1図に示す。

発電所災害対策本部体制は緊急時対策所に構築され、下記の要員で構成される。

- ・ 発電所災害対策本部長：原子力防災管理者（所長）
- ・ 発電所災害対策本部長代理：副原子力防災管理者
- ・ 発電用原子炉主任技術者
- ・ 本部員：担当班の統括

各班は基本的な役割、機能毎に以下の班を構成し、それぞれの本部員又は班長の指揮の下、活動を実施する。

(1) 情報班

事故に関する情報収集、整理及び連絡調整、本店総合対策本部及び社外機関との連絡調整の実施

(2) 広報班

発生した事象に関する広報，関係地方公共団体の対応，報道機関等の社外対応，発電所内外へ広く情報提供の実施

(3) 庶務班

発電所災害対策本部の運営，防災資機材の調達及び輸送，所内警備，避難誘導，医療(救護)に関する措置，二次災害防止に関する措置，アクセスルート確保，消火活動，放射性物質拡散抑制対策の実施

(4) 技術班

事故状況の把握・評価，プラント状態の進展予測・評価，事故拡大防止対策の検討及び技術的助言

(5) 放射線管理班

発電所内外の放射線・放射能の状況把握，影響範囲の評価，被ばく管理，汚染拡大防止措置等に関する技術的助言，二次災害防止に関する措置の実施

(6) 保修班

事故の影響緩和・拡大防止に関する対応，給水確保及び電源確保に伴う措置等，不具合設備の応急復旧及び技術的助言

(7) 運転班

プラント状態の把握及び発電所災害対策本部へのインプット，事故の影響緩和・拡大防止に関する運転上の措置及び技術的助言

2. 発電所災害対策本部要員の権限等

発電所災害対策本部要員の権限等については，以下のとおり。

(1) 原子力防災管理者（所長）

原子力防災組織を統括管理するとともに，必要な要員を招集し，状況の

把握に努めるとともに原子力災害の発生又は拡大の防止のために必要な応急措置を行わせる。

(2) 副原子力防災管理者

原子力防災組織の統括について原子力防災管理者（所長）を補佐し，原子力防災管理者（所長）が不在の時は，その職務を代行する。

(3) 発電用原子炉主任技術者

原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は，運転に従事する者（所長を含む。）へ指示する。

(4) 本部員

各本部員の担当について原子力防災管理者（所長）を補佐し，担当業務を遂行する。また，原子力防災管理者（所長）及び副原子力防災管理者が不在の時は，あらかじめ定めた代行順位でその職務を代行する。

(5) 班長

各班の業務が円滑に行えるよう，各班の業務内容を整理し，各班の要員に指示する。また，各班の要員から作業状況等の情報を入手し，情報を整理した上で本部員へ連絡する。

3. 指揮命令及び情報の流れについて

原子力防災組織において，指揮命令は基本的に本部長を最上位に置き，階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方，下位から上位へは，実施事項等が報告される。また，プラント状況や各班の対応状況についても各本部員より適宜報告されるため，常に綿密な情報の共有がなされる。

あらかじめ定めた手順に従って運転班（当直発電長）が行う運転操作や復旧操作については，当直発電長の判断により自律的に実施し，運転本部員に実施の報告が上がってくることになる。

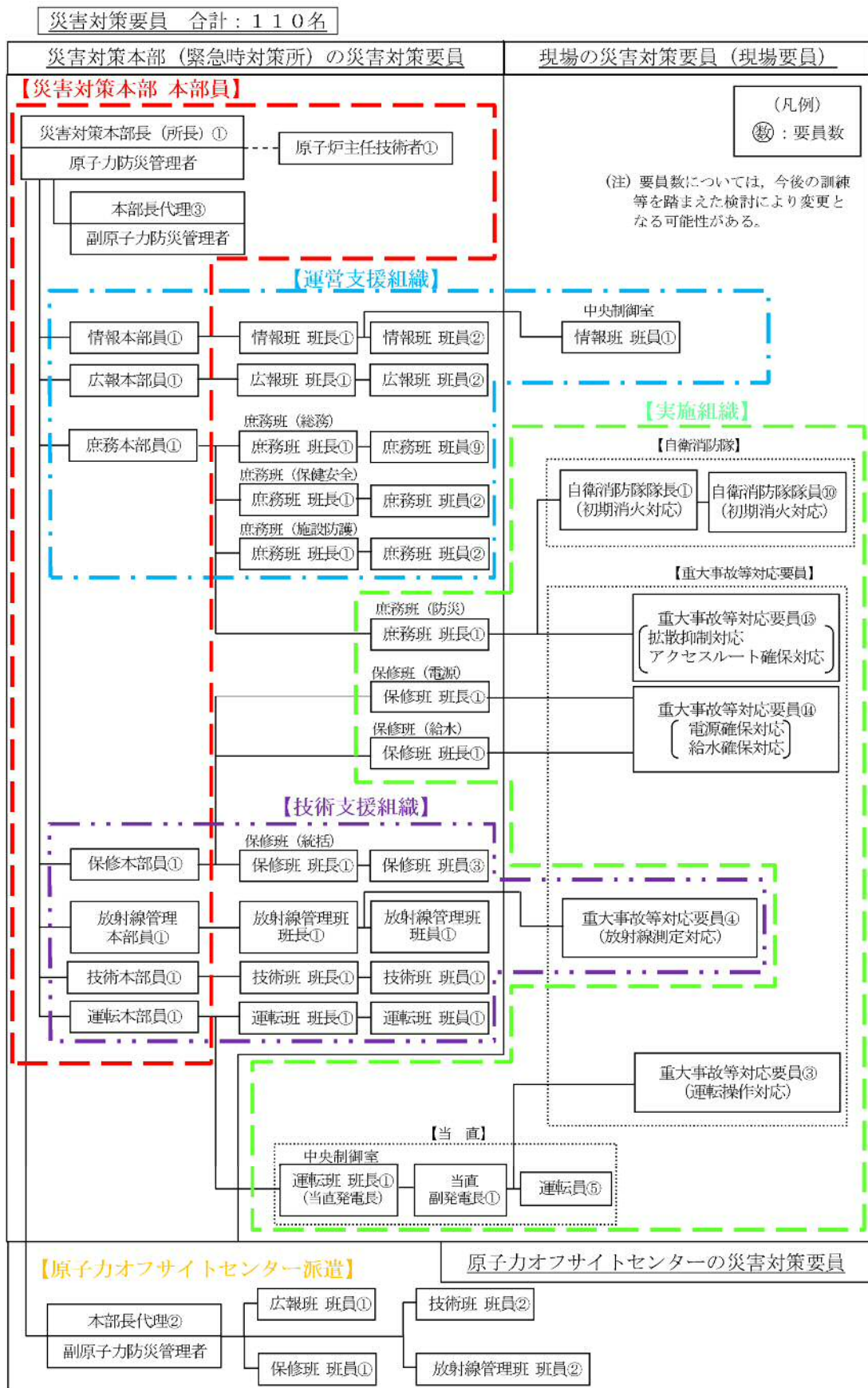
4. その他

(1) 夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）の体制

夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）については，上述した発電所災害対策本部体制をベースに，特に初動対応に必要な要員を中心に宿直体制をとり，常に必要な要員数を確保することによって事故に対処できるようにする。その後に順次参集する要員によって徐々に体制を拡大していくこととなる。

(2) 要員が負傷した際の代行の考え方

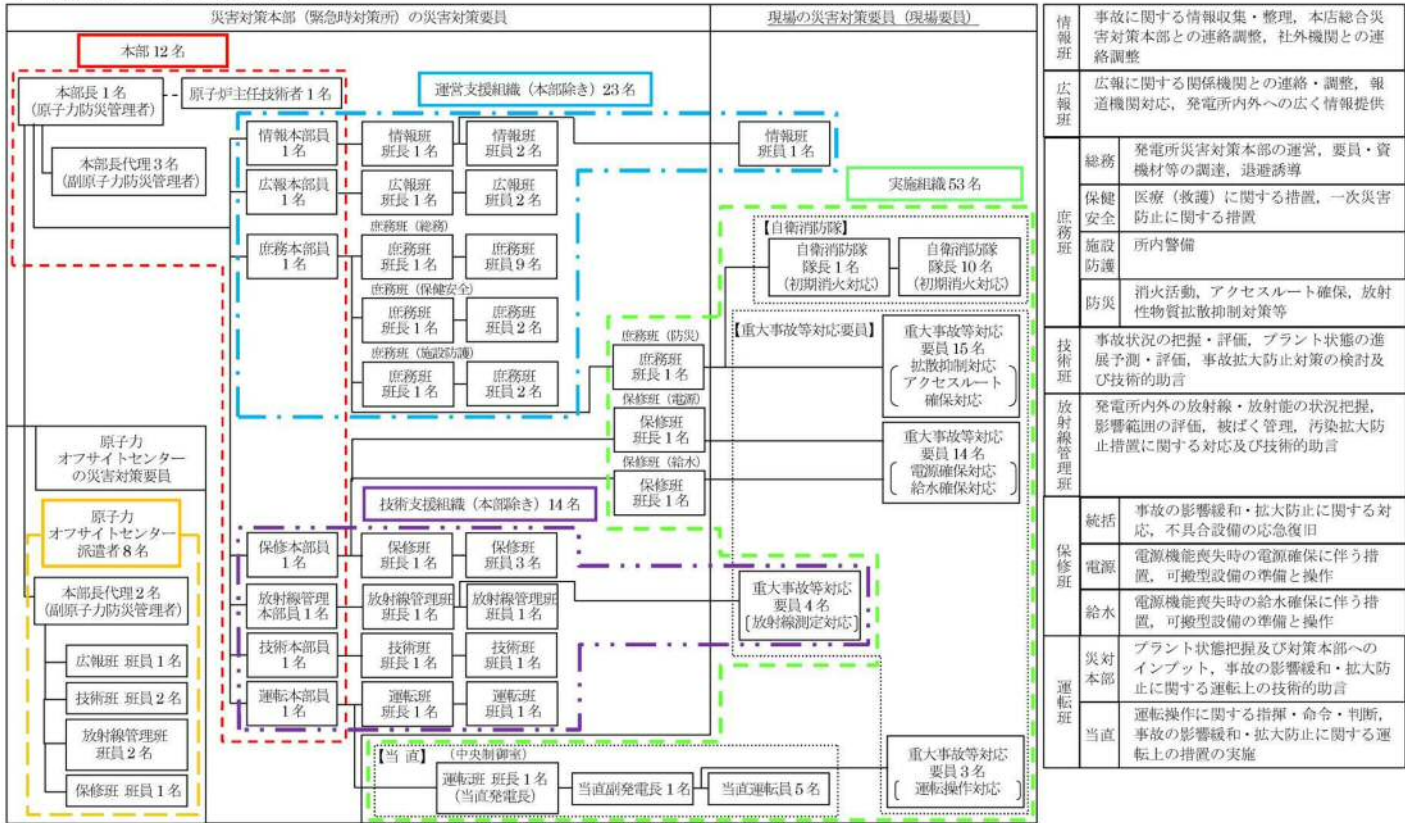
特に夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）において万一何らかの理由で要員が負傷するなどにより役割が実行できなくなった場合には，平日昼間のように十分なバックアップ要員がないことが考えられる。こうした場合には，同じ機能を担務する上位職者等が兼務するか，代行者を追加招集して対処できるようにする。



第1図 発電所災害対策本部体制

原子力防災組織の要員(発電所災害対策本部体制、緊急時対策所、中央制御室、現場対応要員)

① 重大事故等の対応を行う要員：110名



② 原子力格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員：46名

・中央制御室及び現場にて対応を行う運転班

運転班 班長(当直発電長) 1名、当直副発電長 1名、当直運転員 5名、運転班要員 3名

・災害対策本部及び現場にて対応を行う庶務班及び保修班要員

庶務班要員 16名、保修班要員 16名

・現場にて対応を行う放射線管理班要員

放射線管理班要員 4名

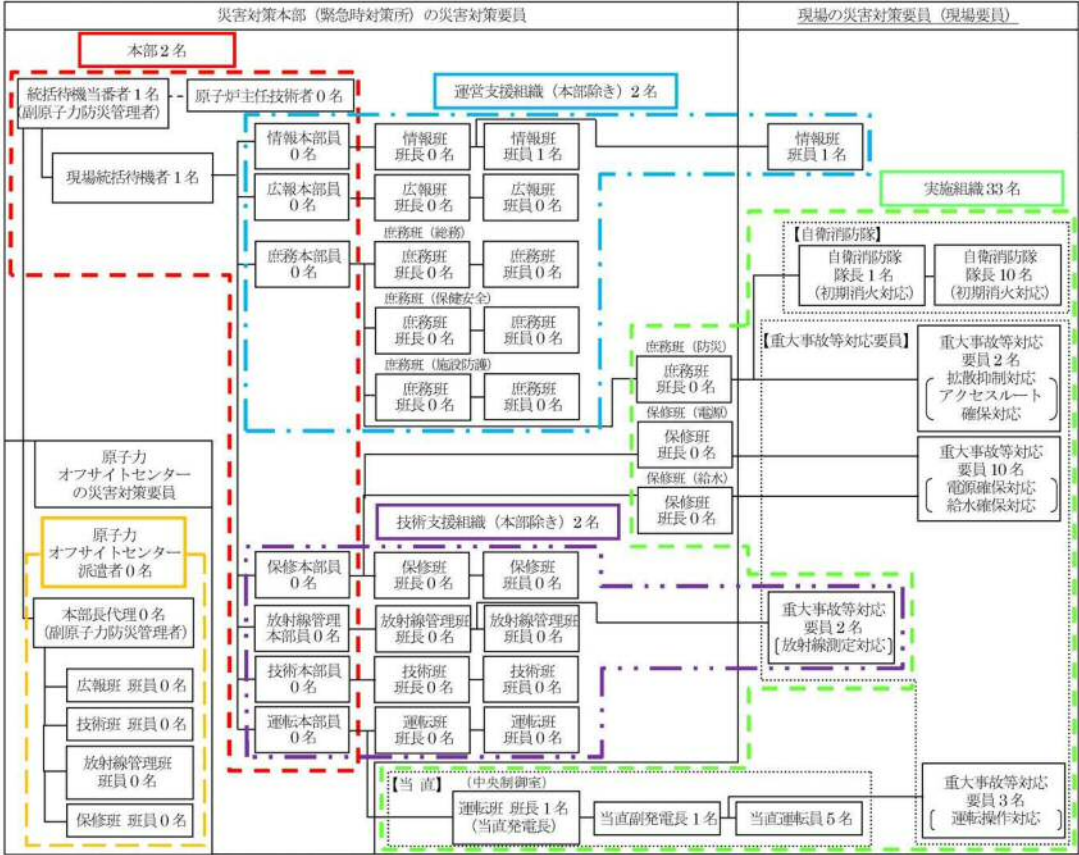
③ 初期消火に対応するために必要な要員：11名

(注) 上記①、②、③の要員については、長期的な対応に備え、待機させた交替要員を招集し、順次交替させる。

上記①、②、③の要員数については、今後の訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

原子力防災組織の要員（夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）の初動対応体制、緊急時対策所、中央制御室、現場対応要員）

① 重大事故等の対応を行う要員：39名



② 原子力格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員：24名

・中央制御室及び現場にて対応を行う運転員	・災害対策本部及び現場にて対応を行う庶務班及び保修班要員	・現場にて対応を行う放射線管理班要員
運転班 班長（当直発電長）1名、当直副発電長1名、当直運転員5名、運転班要員3名	庶務班要員2名、保修班要員10名	放射線管理班要員2名

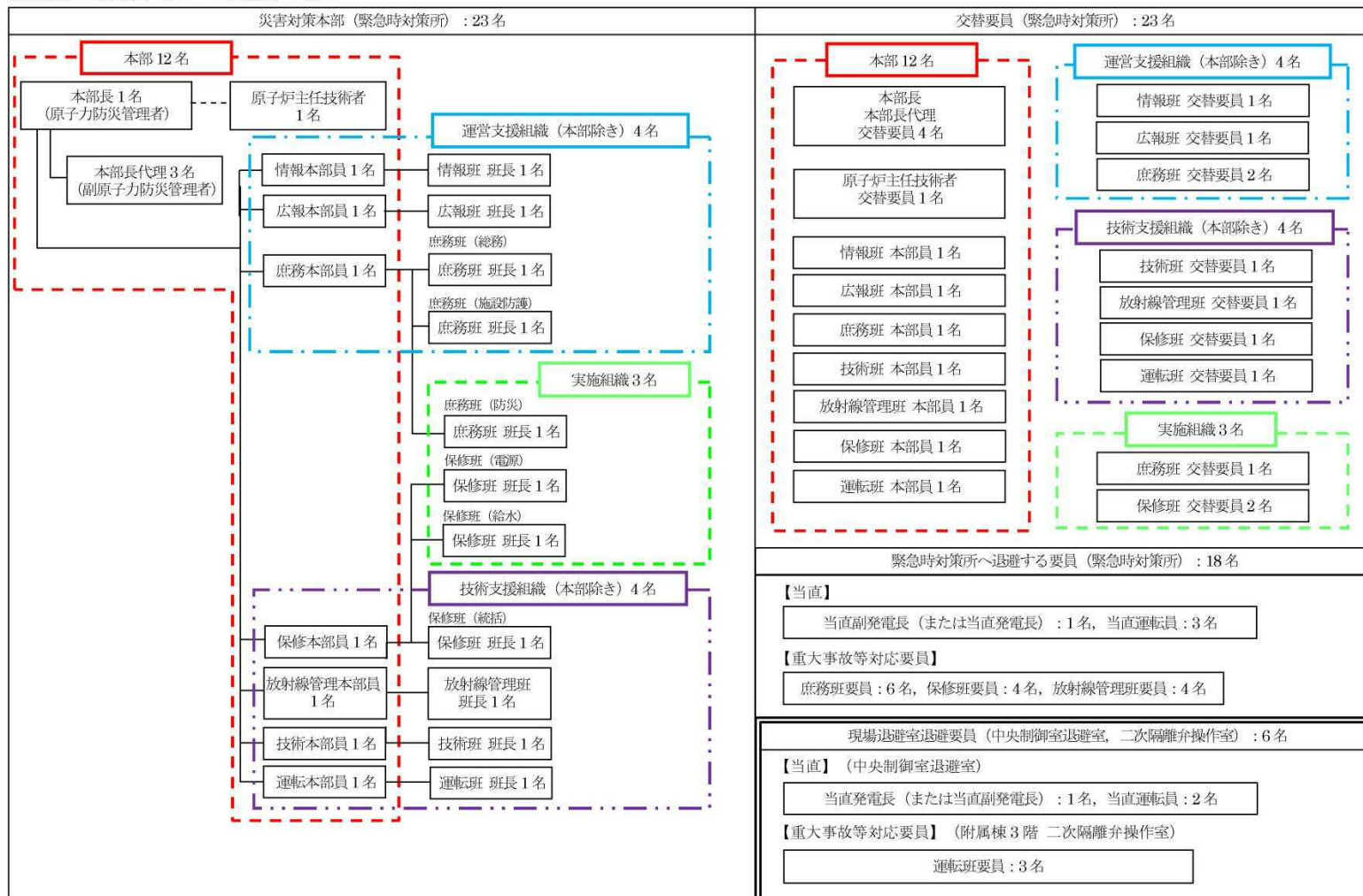
③ 初期消火に対応するために必要な要員：11名

(注) 上記①、②、③の要員については、長期的な対応に備え、待機させた交替要員を招集し、順次交替させる。
上記①、②、③の要員数については、今後の訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

情報班	事故に関する情報収集・整理、本店総合災害対策本部との連絡調整、社外機関との連絡調整
広報班	広報に関する関係機関との連絡・調整、報道機関対応、発電所内外への広く情報提供
総務	発電所災害対策本部の運営、要員・資機材等の調達、退避誘導
保健安全	医療（救護）に関する措置、一次災害防止に関する措置
施設防護	所内警備
防災	消火活動、アクセスルート確保、放射性物質拡散抑制対策等
技術班	事故状況の把握・評価、プラント状態の進展予測・評価、事故拡大防止対策の検討及び技術的助言
放射線管理班	発電所内外の放射線・放射能の状況把握、影響範囲の評価、被ばく管理、汚染拡大防止措置に関する対応及び技術的助言
統括	事故の影響緩和・拡大防止に関する対応、不具合設備の応急復旧
電源	電源機能喪失時の電源確保に伴う措置、可搬型設備の準備と操作
給水	電源機能喪失時の給水確保に伴う措置、可搬型設備の準備と操作
災対本部	プラント状態把握及び対策本部へのインプット、事故の影響緩和・拡大防止に関する運転上の技術的助言
運転班	運転操作に関する指揮・命令・判断、事故の影響緩和・拡大防止に関する運転上の措置の実施

ブルーム通過時 緊急時対策所，中央制御室等にとどまる要員

災害対策本部の要員（ブルーム通過時）：70名



※ 上記の要員数については，今後訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

緊急時対策所，中央制御室，現場 事故発生からブルーム通過までの要員の動き

		事故発生，拡大	炉心露出，損傷，溶融	格納容器破損 (ブルーム通過時：10 時間)	格納容器破損 (ブルーム通過後)
「居住性に係る被ばく評価に関する 審査ガイド」に基づく事象進展時間		24 時間		34 時間	
防災対策		▽災害対策本部体制による事故収束活動		▽ブルーム通過直前	▽ブルーム通過直後
中央制御室（現場対応含む）		事故拡大防止，炉心損傷防止活動，格納容器破損防止活動		緊急時対策所(4)	事故拡大防止， 格納容器破損防止活動
		当直運転員（7）		【中央制御室待避室】当直運転員(3)	当直運転員（7）
		重大事故等対応要員 (運転班要員)（3）	派遣(3)		重大事故等対応要員 (運転班要員)（3）
		情報班要員（1）	派遣(1)		情報班要員（1）
現場	招集要員	構内互換撤去，炉心損傷防止活動，格納容器破損防止活動 (電源復旧，注水等)，放射性物質拡散抑制活動		格納容器ベント対応	構内互換撤去， 格納容器破損防止活動 (電源復旧，注水等)， 放射性物質拡散抑制活動
		重大事故等対応要員 (庶務班要員（15），保修班要員（14）)		【二次隔離介操作室】 重大事故等対応要員（運転班要員）（3）	
			緊急時対策所(10)		
			ブルーム通過後に必要な要員以外の 現場要員は基本的に発電所外退避	重大事故等対応要員 (庶務班要員)（6） (保修班要員)（3）	
	モニタリング要員	構内モニタリング，可搬型モニタ設置			モニタリング等
		重大事故等対応要員 (放射線管理班要員（4）)		緊急時対策所(4)	重大事故等対応要員 (放射線管理班要員（4）)
緊急時対策所（本部）			退避(1)	【緊急時対策所】 本部要員（23），本部交替要員（23）， 現場要員（庶務班要員，保修班要員）(10)， 運転要員（当直運転員）(4)， モニタリング要員（4） 《計(64)》	本部要員（47）
発電所外					必要時招集
		交替・待機要員			

※上記の災害対策要員の他に，初期消火活動にあたる自衛消防隊員 11 名が発電所内に常駐している。ブルーム通過中は発電所外に退避するが，ブルーム通過後は発電所に常駐する。

また，オフサイトセンターに派遣されたオフサイトセンター派遣者 8 名が発電所外で活動している。

※要員数については，今後の訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

緊急時対策所に最低限必要な要員について

ブルーム通過中においても，重大事故等に対処するために緊急時対策所にとどまる必要のある要員は，交代要員も考慮して，①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 46 名と，②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員 24 名のうち，中央制御室退避室にとどまる運転員 3 名，フィルタベント現場対応の保修班要員 3 名を除く 18 名の合計 64 名を想定している。

なお，この要員数を目安として，災害対策本部長が緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

1. 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員

要員	考え方	人数	合計
発電所災害対策本部長 他	重大事故等に対処するための指揮を行うために必要な本部要員は本部長，本部長代理，原子炉主任技術者がとどまる。	5 名	46 名
各班本部員， 班長	各班については，本部長からの指揮を受け，重大事故等に対処するため，各本部員及び各班長がとどまる。	18 名	
交代要員	上記，本部長，本部長代理，原子炉主任技術者の交代要員 5 名，及び各班の本部員，班長の交代要員 18 名を確保する。	23 名	

2. 原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員

放射性物質の拡散を抑制するための継続的な対応措置として、プルーム通過後の放水砲による放水の再開実施に必要な要員及びその他重大事故等に対して柔軟に対処するために必要な要員数を確保する。

要員	考え方		人数	合計
運転員（当直員）	プルーム通過時には、3 名が中央制御室退避室、4 名が緊急時対策所に退避する。		7 名	24 名
庶務班要員	放射性物質拡散抑制対応	放射性物質の拡散を抑制するために必要な放水砲設備の運転、監視	4 名	
	燃料確保	ポンプ車等の可搬型設備への燃料給油	2 名	
保修班要員	水源確保	使用済燃料ピットへの補給等	2 名	
	電源確保	電源車の運転操作、監視	2 名	
運転班要員	格納容器ベント対応	格納容器ベントの現場対応（二次隔離弁操作室に退避）	3 名	
放射線管理班要員	モニタリング	作業現場の放射線モニタリング	4 名	

（注）人数については、今後、訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

重大事故等に対して柔軟に対応できるよう、整備した設備等の手順書を制定するとともに、訓練により必要な力量を習得する。訓練は継続的に実施し、必要の都度、運用の改善を図っていく。

放射線管理用資機材

○放射線防護具類

品 名	配備数 ^{※1}	
	緊急時対策所	中央制御室
タイベック	1, 155着 ^{※2}	17 着 ^{※10}
靴下	1, 155足 ^{※2}	17 足 ^{※10}
帽子	1, 155個 ^{※2}	17 個 ^{※10}
綿手袋	1, 155双 ^{※2}	17 双 ^{※10}
ゴム手袋	2, 310双 ^{※3}	34 双 ^{※11}
全面マスク	330個 ^{※4}	17 個 ^{※10}
チャコールフィルタ	2, 310個 ^{※5}	34 個 ^{※12}
アノラック	462着 ^{※6}	17 着 ^{※10}
長靴	132足 ^{※7}	9 足 ^{※13}
胴長靴	5足 ^{※8}	9 足 ^{※13}
遮蔽ベスト	15着 ^{※9}	—
自給式呼吸用保護具	5式 ^{※8}	9 式 ^{※13}

※1：予備を含む。今後、訓練等で見直しを行う。

※2：110名（要員数）×7日×1.5倍＝1, 155

※3：綿手袋×2倍（二重にして着用）＝2, 310

※4：110名（要員数）×2日（3日目以降は除染にて対応）×1.5倍＝330

※5：110名（要員数）×7日×2個×1.5倍＝2, 310

※6：44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×7日間×1.5倍＝462

※7：44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×2倍（現場での要員交代を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝132

※8：3名（重大事故等対応要員（運転操作対応）3名）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝4.5→5

※9：10名（重大事故等対応要員（庶務班）6名+（保修班）4名）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝15

※10：11名（中央制御室要員数）×1.5倍＝16.5→17

※11：綿手袋×2倍（二重にして着用）＝34

※12：11名（中央制御室要員数）×2個×1.5倍＝33→34（2個を1セットで使用するため）

※13：3名（運転員（現場））×2倍（現場での要員交代を考慮）×1.5倍＝9

○放射線計測器（被ばく管理・汚染管理）

品 名	配備数※1	
	緊急時対策所	中央制御室
個人線量計	330台※3	33台※8
GM汚染サーベイメータ	5台※4	3台※9
電離箱サーベイメータ	5台※5	3台※10
緊急時対策所エリアモニタ	2台※6	—
可搬型モニタリング・ポスト※2	2台※6	—
ダストサンプラ	2台※7	2台※4

※1：予備含む。今後，訓練等で見直しを行う

※2：緊急時対策所の可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）については「監視測定設備」の可搬型モニタリングポストと兼用する。

※3：110名（要員数）×2台（交代時用）×1.5倍=330

※4：身体の汚染検査用に2台+3台（予備）

※5：現場作業等用に4台+1台（予備）

※6：加圧判断用に1台+1（予備）=2

※7：室内のモニタリング用に1台+1台（予備）

※8：11名（中央制御室要員数）×2台（交代時用）×1.5倍=33

※9：身体の汚染検査用に2台+1台（予備）

※10：現場作業等用に2台+1台（予備）

チェンジングエリアについて

1. チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営にあたっては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 61 条第 1 項（緊急時対策所）並びに「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈」第 76 条第 1 項（緊急時対策所）に基づき，緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため，身体の汚染検査及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

（実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈第 76 条第 1 項（緊急時対策所）抜粋）

<p>緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため，モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p>
--

2. チェンジングエリアの概要

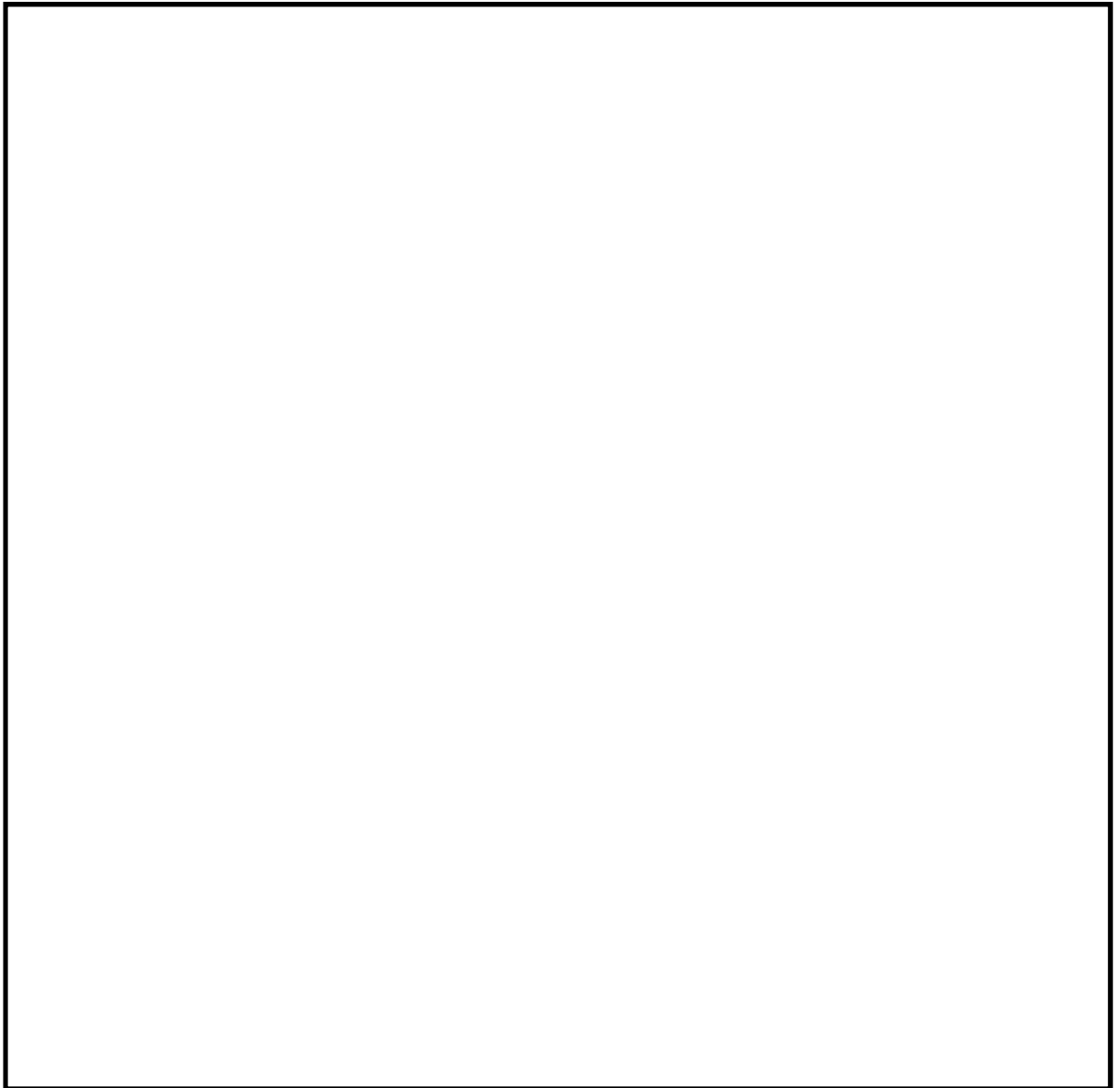
チェンジングエリアは，脱衣エリア，サーベイエリア，除染エリアからなり，緊急時対策所入口に設置する。概要は第 1 表のとおり。

第1表 チェンジングエリアの概要

設 営 場 所	緊急時対策所 1階入口	緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体の汚染検査及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
形 式 設 営	シート区画化 (緊急時対策所)	通常時より壁、床等について、あらかじめシート及びテープにより区画養生を行っておく。
手 順 着 手 の 判 断 基 準	原子力災害対策特別措置法 第10条特定事象が発生し、 災害対策本部長の指示があ った場合	緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染するおそれが発生した場合、チェンジングエリアの設営を行う。なお、事故進展の状況、参集済みの要員数等を考慮して放射線管理班が実施する作業の優先順位を判断し、設営を行う。
実 施 者	放射線管理班	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている放射線管理班員が参集した後に設営を行う。

3. チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

チェンジングエリアは、緊急時対策所入口に設置する。チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルートは、第1図のとおり。



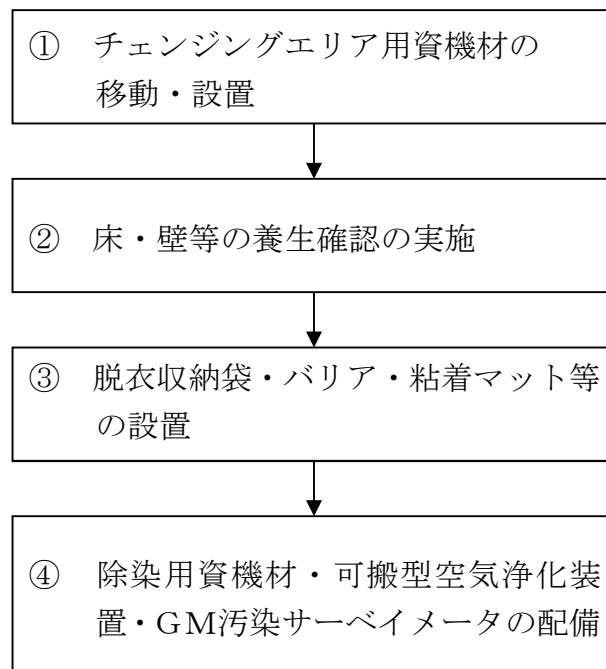
第 1 図 緊急時対策所チェンジングエリアの設営場所及び屋内の
アクセスルート

4. チェンジングエリアの設営（考え方、資機材）

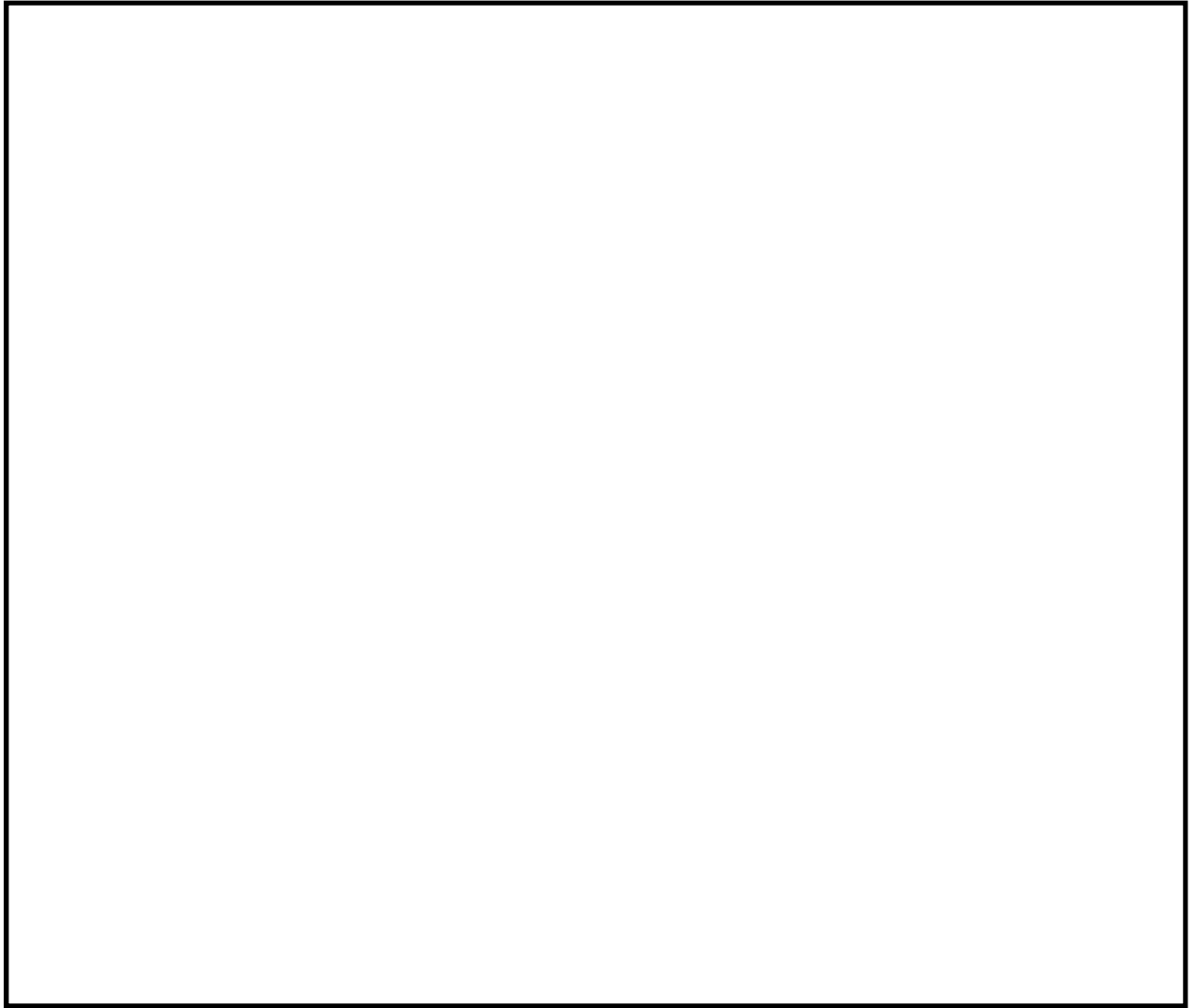
（1）考え方

緊急時対策所への放射性物質の持ち込みを防止するため、第2図の設営フローに従い、第3図のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は、放射線管理班員2名で約20分を想定している。なお、チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い、設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

チェンジングエリアの設営は、原子力防災組織の要員の放射線管理班7名のうち、チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は、原子力災害特別措置法第10条特定事象が発生した後、事象進展の状況、参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して放射線管理班長が判断し、速やかに実施する。



第2図 チェンジングエリア設営フロー



第3図 緊急時対策所チェンジングエリアのレイアウト

(2) チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については，運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して，以下のとおりとする。

名 称	数 量※	根 拠
養生シート	10巻	チェンジングエリア 設営に必要な数量
バリア	4個	
粘着マット	6枚	
脱衣収納袋	8個	
難燃袋	80枚	
難燃テープ	20巻	
クリーンウェス	10缶	
はさみ、カッター	各3本	
筆記用具	3 式	
簡易シャワー	2 式	
簡易水槽	2 個	
バケツ	2 個	
排水タンク	2 式	
可搬型空気浄化装置	4台	

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

5. チェンジングエリアの運用

(出入管理，脱衣，汚染検査，除染，着衣，要員に汚染が確認された場合の対応，廃棄物管理，チェンジングエリアの維持管理)

(1) 出入管理

チェンジングエリアは，緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所に待機していた要員が，屋外で作業を行った後，再度，緊急時対策所に入室する際に利用する。緊急時対策所外は，放射性物質により汚染しているおそれがあることから，緊急時対策所外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは第4図のとおりであり，チェンジングエリアには下記の①から③のエリアを設けることで緊急時対策所内への放射性物質の持ち込みを防止する。

①脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア

②サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品の汚染検査を行うエリア

③除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア

(2) 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

- ・脱衣エリアの靴・ヘルメット置場で、安全靴、ヘルメット、ゴム手袋（外側）、タイベック、アノラック等を脱衣する。
- ・脱衣エリアで、マスク、ゴム手袋（内側）、帽子、綿手袋、靴下を脱衣する。

なお、チェンジングエリアでは、放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し、指導、助言、防護具の脱衣の補助を行う。

(3) 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

- ・脱衣後、サーベイエリアに移動する。
- ・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。
- ・汚染基準を満足する場合は、防護具着衣エリアへ入室する。汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。

なお、放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また、放射線管理班員は汚染検査の状況について、適宜確認し、指導、助言をする。

(4) 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

- ・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は、除染エリアに移動する。
- ・汚染箇所をクリーンウエスで拭き取りする。
- ・再度汚染箇所について汚染検査する。
- ・汚染基準を満足しない場合は、簡易シャワーで除染する。（簡易シャ

ワーでも汚染基準を満足しない場合は、汚染箇所を養生し、再度除染ができる施設へ移動する。)

(5) 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

- ・防護具着衣エリアで、綿手袋、靴下、帽子、タイベック、マスク、ゴム手袋内側、ゴム手袋外側等を着衣する。
- ・チェンジングエリアの靴・ヘルメット置場で、ヘルメット、安全靴等を着用する。

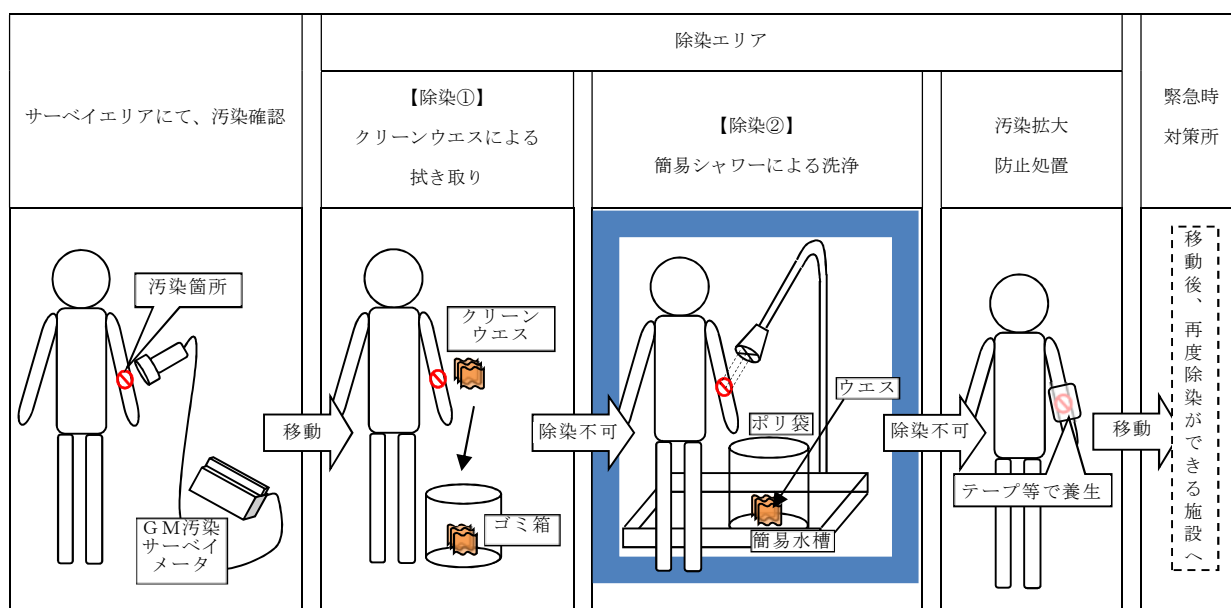
放射線管理班は、要員の作業に応じて、アノラック等の着用を指示する。

(6) 要員に汚染が確認された場合の対応

サーベイエリア内で要員の汚染が確認された場合は、サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については、クリーンウエスでの拭き取りによる除染を基本とするが、拭き取りにて除染ができない場合も想定し、汚染箇所への水洗によって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は、第4図のとおり必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。



第4図 除染及び汚染水処理イメージ図

(7) 廃棄物管理

緊急時対策所外で活動した要員が脱衣した防護具については、チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから、適宜屋外に持ち出しチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

(8) チェンジングエリアの維持管理

放射線管理班員は、チェンジングエリア内の表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度を定期的（1回／日以上）に測定し、放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

プルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には、表面汚染密度、線量当量率及び空气中放射性物質濃度の測定を実施する。

6. チェンジングエリアに係る補足事項


(1) 可搬型空気浄化装置

チェンジングエリアには、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を設置する。可搬型空気浄化装置は、最も汚染が拡大するおそれのある脱衣エリアの空気を吸い込み浄化するように配置し、脱衣エリアを換気することで、緊急時対策所外で活動した要員の脱衣による汚染拡大を防止する。

可搬型空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は、可搬型空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視で確認することで行う。可搬型空気浄化装置は、脱衣エリアを換気できる風量とし、仕様等を第5図に示す。

なお、緊急時対策所はプルーム通過時には、原則出入りしない運用とすることから、チェンジングエリアについてもプルーム通過時は、原則利用しないこととする。したがって、チェンジングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもプルーム通過時には運用しないことから、可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし、可搬型空気浄化装置は長期的に運用する可能性があることから、フィルタの線量が高くなることも想定し、本体（フィルタ含む）の予備を1台設ける。なお、交換したフィルタ等は、線源とならないよう屋外に保管する。

	○外形寸法：縦 380×横 350×高 1100 mm ○風 量：9m ³ /min (540m ³ /h) ○重 量：約 45 kg ○フィルタ：微粒子フィルタ（除去効率 99%以上） よう素フィルタ（除去効率 97%以上）
	<u>微粒子フィルタ</u> 微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり、微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に、微粒子が捕集される。 <u>よう素フィルタ</u> よう素フィルタのろ材は、活性炭素繊維であり、よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に、よう素が活性炭繊維を通ることにより吸着・除去される。

第 5 図 可搬型空気浄化装置の仕様等

(2) チェンジングエリアの設営状況

チェンジングエリアは、脱衣エリア、サーベイエリア、除染エリア毎に部屋が分けられており、各部屋の壁・床等について、通常時よりシート及びテープにより区画養生を行っておくことで、チェンジングエリア設営時間の短縮を図る。

また、チェンジングエリア床面については、必要に応じて汚染の除去の容易さの観点から養生シートを積層して貼ることとし、一時閉鎖となる時間を短縮している。

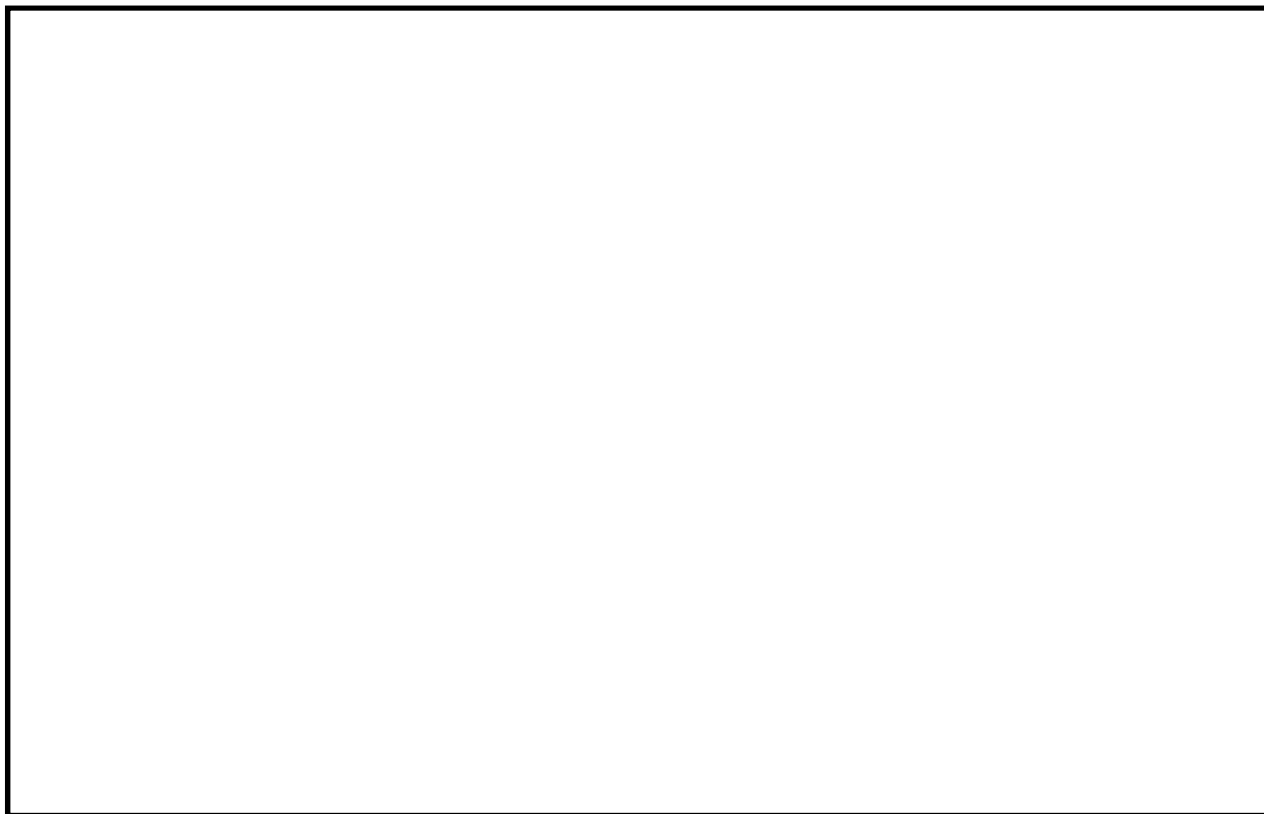
(3) チェンジングエリアへの空気の流れ

緊急時対策所チェンジングエリアは、一定の気密性が確保された緊急時対策所内の 1 階に専用で設置し、第 7 図のように、汚染の区分ごとに空間を区画し、汚染を管理する。

また、更なる被ばく低減のため、可搬型空気浄化装置を 2 台設置する。

1 台は靴・ヘルメット置場の放射性物質を低減し、もう 1 台は、脱衣エリアの空気を吸い込み浄化し、靴・ヘルメット置場側へ送気することでチ

ェンジングエリアに第 6 図のように空気の流れをつくることで脱衣による汚染拡大を防止する。



第 6 図 緊急時対策所チェンジングエリアの空気の流れ

(4) チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

緊急時対策所に入室しようとする要員に付着した汚染が、他の要員に伝播することがないようにサーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は、汚染箇所を養生するとともに、サーベイエリア内に汚染が拡大していないことを確認する。サーベイエリア内に汚染が確認された場合は、一時的にチェンジングエリアを閉鎖し、速やかに養生シートを張り替える等により、要員の出入りに極力影響を与えないようにする。ただし、緊急時対策所から緊急に現場に行く必要がある場合は、張り替え途中であっても、退室する要員は防護具を着用していること及びサーベイエリアは通過しないことから、退室することは可能である。

また、緊急時対策所への入室の動線と退室の動線を分離することで、脱衣時の接触を防止する。なお、緊急時対策所から退室する要員は、防護具を着用しているため、緊急時対策所に入室しようとする要員と接触したとしても、汚染が身体に付着することはない。

7. 汚染の管理基準

第2表のとおり、状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

ただし、サーベイエリアのバックグラウンドに応じて、第2表の管理基準での運用が困難となった場合は、バックグラウンドと識別できる値を設定する。

第2表 汚染の管理基準

状況		汚染の 管理基準	根拠等
状況 ①	屋外（発電所構内全般）へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1,300cpm (4Bq/cm ² 相当)	法令に定める表面汚染密度限度 (アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度): 40 Bq/cm ² の1/10
状況 ②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40,000cpm (120Bq/cm ² 相当)	原子力災害対策指針における O I L 4 に準拠
		13,000cpm (40Bq/cm ² 相当)	原子力災害対策指針における O I L 4 【1ヶ月後の値】に準拠

8. チェンジングエリアのスペースについて

緊急時対策所における現場作業を行う要員は、プルーム通過後現場復旧要員である18名を想定し、同時に18名の要員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に18名の要員が来た場合、全ての要員が緊急時対策所に入りきるまで約42分であり、全ての要員が汚染している場合でも約78分であることを確認している。

また、仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でも、チェンジングエリアは建屋内に設置しており、屋外での待機はなく不要な被ばくを防止することができる。

9. 放射線管理班の緊急時対応のケーススタディ

放射線管理班は、チェンジングエリアの設置以外に、緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置（10分）、可搬型モニタリング・ポストの設置（最大475分）、可搬型気象観測設備の設置（100分）を行うことを技術的能力にて説明している。これら対応項目の優先順位については、放射線管理班長が状況に応じ判断する。

例えば、平日昼間に事故が発生した場合（ケース①）には、放射線管理班員4名にて緊急時対策所可搬型エリアモニタ、可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備の設置を優先し、その後にチェンジングエリアの設置作業を行う。

夜間・休祭日に事故が発生した場合（ケース②）には、放射線管理班員2名にて緊急時対策所可搬型エリアモニタ、可搬型モニタリング・ポスト（緊急時対策所加圧判断用）及び可搬型気象観測設備の設置を行い、その後参集した要員がチェンジングエリアの設置を行う。

要員参集後（発災から2時間後）に参集した放射線管理班員にてチェンジングエリアの設置作業を行うことで平日昼間のケースと同等の運用を行える。

・ケース①（平日昼間の場合）

		経過時間（時間）							
		1	2	3	4	5	6	7	8
対応項目	要員	事象発生 ▽ 10 条 ▽ ▽緊急時対策所チェンジングエリアの運用開始							
状況把握（モニタリングポストなど）	放射線管理 班員A, B	■							
緊急時対策所エリアモニタ設置		■							
可搬型モニタリング・ポストの配置			■	■	■	■	■	■	■
状況把握（モニタリングポストなど）	放射線管理 班員C, D	■							
可搬型気象観測設備の配置			■	■					
中央制御室チェンジングエリアの設置				■	■	■	■		
緊急時対策所チェンジングエリア設置						■			

・ケース②（夜間・休祭日に大規模損壊事象が発生した場合）

		経過時間（時間）							
		1	2	3	4	5	6	7	8
対応項目	要員	事象発生 ▽ 10 条 ▽ ▽参集完了 ▽緊急時対策所チェンジングエリアの運用開始							
状況把握（モニタリングポストなど）	放射線管理 班員A, B	■							
緊急時対策所エリアモニタ設置		■							
可搬型モニタリング・ポストの配置※			■	■	■	■	■	■	■
可搬型気象観測設備の配置	放射線管理 班員C, D		■	■					
中央制御室チェンジングエリアの設置				■	■	■	■		
緊急時対策所チェンジングエリア設置						■			

※可搬型モニタリング・ポストは、放射線管理班長の判断により緊急時対策所加圧判断用モニタを優先して設置する。

飲食料とその他の資機材

1. 飲食料

緊急時対策所要員が，少なくとも外部からの支援なしに 7 日間の活動を可能とするために，緊急時対策所に必要な資機材等を配備することとしている。また，プルーム通過中に災害対策本部から退出する必要があるように，余裕数を見込んでとどまる要員の 1 日分以上の食料及び飲料水を災害対策本部内に保管する。

緊急時対策所には以下の数量を保管する

品 名	保管数	考え方
食料	2310 食	110 名(要員数)×7 日×3 食
飲料水	1540 本	110 名(要員数)×7 日×2 本 (1.5ℓ/本) ※

※飲料水 1.5ℓ容器での保管の場合（要員 1 名あたり 1 日 3ℓを目安に配備）

2. その他資機材

緊急時対策所に以下の数量を保管する。

品 名	保管数	考え方
酸素濃度計	2 台	故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する
二酸化炭素濃度計	2 台	故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する
一般テレビ（回線，機器）	1 式	報道や気象情報等を入手するため
社内パソコン	1 式	社内情報共有に必要な資料・書類を作成するため
簡易トイレ	一式	プルーム通過中に対策本部から退出する必要があるよう連続使用可能な簡易トイレを配備する
ヨウ素剤	1760 錠	交代要員考慮し要員数の約 2 倍 ・110 名(要員数)×(初日 2 錠+2 日目以降 1 錠×6 日)×2 倍

3. 原子力災害対策活動で使用する主な資料

緊急時対策所に以下の資料を保管する。

資 料 名	
1. 組織及び体制に関する資料	(1) 原子力発電所施設を含む防災業務関係機関の緊急時対応組織資料 ①東海第二発電所原子力事業者防災業務計画 ②東海第二発電所原子炉施設保安規定 ③災害対策規程 ④東海第二発電所災害対策要領 ⑤東海発電所・東海第二発電所防火管理要領 ⑥東海第二発電所非常時運転手順書 (2) 緊急時通信連絡体制資料 ①東海第二発電所災害対策要領 ②東海・東海第二発電所災害・事故・故障・トラブル時の通報連絡要領
2. 放射能影響推定に関する資料	(1) 気象観測関係資料 ①気象観測データ (2) 環境モニタリング資料 ①空間線量モニタリング配置図 ②環境試料サンプリング位置図 ③環境モニタリング測定データ (3) 発電所設備資料 ①主要系統模式図 ②原子炉設置（変更）許可申請書 ③系統図 ④施設配置図 ⑤プラント関連プロセス及び放射線計測配置図 ⑥主要設備概要 ⑦原子炉安全保護系ロジック一覧表 (4) 周辺人口関連データ ①方位別人口分布図 ②集落別人口分布図 ③周辺市町村人口表 (5) 周辺環境資料 ①周辺航空写真 ②周辺地図（2万5千分の1） ③周辺地図（5万分の1） ④市町村市街図
3. 事業所外運搬に関する資料	(1) 全国道路地図 (2) 海図（日本領海部分） (3) N F T-3 2 B 型核燃料輸送物設計承認書

1.19 通信連絡に関する手順等

< 目 次 >

1.19.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a) 通信設備（発電所内）及び必要な情報を把握できる設備
（安全パラメータ表示システム（SPDS））による通信連絡等

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a) 通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備による通信連絡等

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 手順等

1.19.2 重大事故等時の手順

1.19.2.1 発電所内の通信連絡

(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための対応手順

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所と共有する対応手順

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

1.19.2.2 発電所外との通信連絡

- (1) 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための対応手順
- (2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する対応手順
- (3) 重大事故等時の対応手段の選択
- 1. 19. 2. 3 代替電源設備から給電する対応手順
- 1. 19. 2. 4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1. 19. 1 重大事故等時に使用する通信連絡設備の対処手段・設備

添付資料1. 19. 2 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1. 19. 3 通信連絡設備の一覧

添付資料1. 19. 4 通信連絡設備の概要

添付資料1. 19. 5 機能毎に必要な通信連絡設備（発電所内）の優先順位及び設備種別

1.19 通信連絡に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 通信連絡設備は、代替電源設備(電池等の予備電源設備を含む。)からの給電を可能とすること。
 - b) 計測等行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、必要な対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.19.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

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

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第六十二条及び技術基準規則第七十七条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.19-1表に整理する。

a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うた

めに必要な対応手段及び設備

(a) 通信設備（発電所内）及び必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））による通信連絡等

重大事故等が発生した場合において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

発電所内で，重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し，パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手段がある。

発電所内の通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

- ・衛星電話設備（固定型）
- ・衛星電話設備（携帯型）
- ・無線連絡設備（固定型）
- ・無線連絡設備（携帯型）
- ・携行型有線通話装置
- ・送受話器（ページング）
- ・電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末）
- ・必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））（以下「SPDS」という。）※1

※1 SPDSとは，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置から構成される安全パラメータ表示システムを示す。

発電所内の通信連絡を行うために必要な設備は，代替電源設備からの給電を可能とする手段がある。

代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

なお，給電が必要となる設備を，第 1.19-2 表に示す。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 緊急時対策所用発電機
- ・ 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク
- ・ 緊急時対策所用発電機給油ポンプ

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.19.1(2) a . 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備」で使用する設備のうち，衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），無線連絡設備（携帯型），携行型有線通話装置，SPDS，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，緊急時対策所用発電機，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプは，重大事故等対処設備として位置づける。

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

（添付資料 1.19.1）

以上の重大事故等対処設備により，発電所内の通信連絡を行うことができる。

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

- ・ 無線連絡設備（固体型），送受話器（ページング）及び電力保

安信用電話設備（固定電話機，PHS 端末）

耐震 S クラスではなく S s 機能維持を担保できないが，使用可能であれば，発電所内の通信連絡を行う手段として有効である。

b．発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a) 通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備による通信連絡等
重大事故等が発生した場合において，発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

国の緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送し，パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する手段がある。

発電所外の通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

- ・衛星電話設備（固定型）
- ・衛星電話設備（携帯型）
- ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP 電話，IP－FAX）
- ・データ伝送設備^{※1}
- ・電力保安信用電話設備（固定電話機，PHS 端末，FAX）
- ・加入電話設備（加入電話，加入 FAX）
- ・テレビ会議システム（社内）
- ・専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））

※1 データ伝送設備とは，緊急時対策支援システム伝送装置

を示す。

発電所外との通信連絡を行うために必要な設備は、代替電源設備からの給電を可能とする手段がある。

代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

なお、給電が必要となる設備について第 1.19-2 表に示す。

- ・ 緊急時対策所用発電機
- ・ 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク
- ・ 緊急時対策所用発電機給油ポンプ

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.19.1(2) b. 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備」で使用する設備のうち衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話、IP-FAX）、データ伝送設備、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプは、重大事故等対処設備と位置づける。

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

（添付資料 1.19.1）

以上の重大事故等対処設備により、発電所外との通信連絡を行うことができる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効

な設備であるため、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末，F A X），加入電話設備（加入電話，加入 F A X），テレビ会議システム（社内）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））

耐震 S クラスではなく S s 機能維持を担保できないが，使用可能であれば，発電所外の通信連絡を行う手段として有効である。

c . 手順等

上記「a . 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備」及び「b . 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員等^{※1}及び重大事故等対応要員の対応として「非常時運転手順書（事象ベース）」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第 1.19-1 表）

また，事故時に給電が必要となる設備についても整備する。（第 1.19-2 表）

※1 運転員等：運転員及び重大事故等対応要員のうち運転操作対応要員をいう。

1.19.2 重大事故等時の手順

1.19.2.1 発電所内の通信連絡

- (1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための対応手順

重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所内）により、運転員等及び重大事故等対応要員が、中央制御室、建屋内外の作業場所並びに緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行うために、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）、携行型有線通話装置、送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、P H S 端末）を使用する手順を整備する。

また、原子炉建屋付属棟から緊急時対策所へ、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、S P D S を使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所内）及び S P D S により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合。

b. 操作手順

- (a) 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）

中央制御室の運転員等及び緊急時対策所の重大事故等対応要員は、衛星電話設備（固定型）を使用する。屋外の災害対策本部要員は、衛星電話設備（携帯型）を使用する。これらの衛星電話

設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）を用いて相互に通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i) 衛星電話設備（固定型）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

ii) 衛星電話設備（携帯型）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、電源を「入」操作し、充電池の残量を確認し、屋外で電波の受信状態を確認する。
- ② 充電池の残量が少ない場合、充電を行うとともに、別の端末又は別の充電池を使用する。
- ③ 一般の携帯型電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。
- ④ 使用中に充電池の残量が少なくなった場合は、充電を行うとともに、別の端末又は別の充電池を使用する。
- ⑤ 使用後は、屋外で電源を「切」操作する。

(b) 無線連絡設備（固定型）及び無線連絡設備（携帯型）

中央制御室の運転員等及び緊急時対策所の重大事故等対応要員は、無線連絡設備（固定型）を使用する。屋外の重大事故等対応要員は、無線連絡設備（携帯型）を使用する。これらの無線連絡設備（固定型）及び無線連絡設備（携帯型）を用いて相互に通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i) 無線連絡設備（固定型）

- ①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、電源を「入」操作し、通話チャンネルの設定が適切であることを確認したうえで通話ボタンを押し、連絡する。

ii) 無線連絡設備（携帯型）

- ①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、電源を「入」操作し、充電電池の残量を確認し、屋外で電波の受信状態を確認する。
- ②充電電池の残量が少ない場合、充電を行うとともに、別の端末又は別の充電電池を使用する。
- ③通話チャンネルの設定が適切であることを確認したうえで、通話ボタンを押し、連絡する。
- ④使用中に充電電池の残量が少なくなった場合は、充電を行うとともに、別の端末又は別の充電電池を使用する。
- ⑤使用後は、屋外で電源を「切」操作する。

(c) 携行型有線通話装置

中央制御室、緊急時対策所及び建屋内の運転員等並びに重大事故等対応要員は、携行型有線通話装置を使用し、相互に通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i) 携行型有線通話装置

- ①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、保管場所等で作業に使用する端末と通話装置用ケーブルを接続

し、スイッチを「TALK」位置へ操作する。乾電池の残量確認は、スイッチを「CALL」位置へ押し、ブザーが鳴動することで確認する。

- ②ブザーが鳴動しない場合、予備の乾電池と交換する。
- ③確認後、スイッチが「OFF」位置に復旧したことを確認する。
- ④使用する端末及び通話装置用ケーブルと共に予備の乾電池を携行する。
- ⑤使用する場所にて、最寄りの専用接続箱に携行型有線通話装置を直接接続する。又は、中継ケーブルを用いて延長し、携行型有線通話装置を接続し、接続した後、スイッチを「TALK」位置へ操作する。
- ⑥スイッチを「CALL」位置へ押して相手を呼び出し、連絡する。
- ⑦使用中に乾電池の残量が少なくなった場合は、予備の乾電池と交換する。
- ⑧使用後は、スイッチを「OFF」位置へ操作し、端末及び通話装置用ケーブルを切り離す。

(d) S P D S

S P D S により、緊急時対策所の S P D S データ表示装置へ、必要なデータの伝送を行うための対応として、以下の手順がある。

i) S P D S

S P D S のうち、データ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置については常時伝送を行うため、通常操作は必要ない。

なお、SPDSのうち、SPDSデータ表示装置の操作手順については、「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

(e) 送受話器（ページング）

中央制御室、緊急時対策所及び建屋内外の運転員等並びに重大事故等対応要員は、送受話器（ページング）を使用し、相互に通信連絡を行うための対応として、以下の手順がある。

i) 送受話器（ページング）

- ①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、受話器を持ち上げ、使用チャンネルを選択し、相手に連絡する。

(f) 電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）

中央制御室、緊急時対策所及び建屋内外の運転員等並びに重大事故等対応要員は、固定電話機及びPHS端末を使用し、相互に通信連絡を行うための対応として、以下の手順がある。

i) 固定電話機及びPHS端末

- ①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機及び携帯電話と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。
- ②PHS端末の充電機の残量がなくなった場合は、別の端末又は別の充電機を使用する。

c. 操作の成立性

衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）、送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）は、特別な技量を要することなく、容易に操作が可能であるとともに、必要な個数以上を設置又は保管することにより、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

携行型有線通話装置は、使用場所において携行型有線通話装置と専用接続箱を容易かつ確実に接続可能とするとともに、必要な個数以上を設置又は保管することにより、通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する対応手順

直流電源喪失時等、可搬型計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所内）において、発電所内の必要な場所で共有する場合、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線連絡設備（固定型）、無線連絡設備（携帯型）、携行型有線通話装置、送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）を使用することにより、発電所内の必要な場所で共有する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型計測器にて計測し，その結果を通信設備（発電所内）により，発電所内の必要な場所で共有する場合。

b. 操作手順

通信設備（発電所内）に関する操作手順については，「1.19.2.1(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

特に重要なパラメータを計測する手順等は，「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

c. 操作の成立性

通信設備（発電所内）に関する操作の成立性については，「1.19.2.1(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法を以下に示す。

中央制御室，緊急時対策所及び建屋内外の運転員等並びに重大事故等対応要員は，操作，作業等に係る通信連絡を行う場合，及び特に重要なパラメータを可搬型計測器にて計測し，その結果を通信設備（発電所内）により，発電所内の必要な場所で共有する場合，中央制御室，緊急時対策所及び建屋内外で使用が可能であり，通常時から使用する自主対策設備の送受話器（ページング）及び電力保

安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末）を使用する。当該自主対策設備が使用できない場合は，衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），無線連絡設備（固定型），無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線通話装置を使用する。

また，緊急時対策所の重大事故等対応要員は，重大事故等に対処するために必要なパラメータを共有する場合，S P D Sを使用する。

1.19.2.2 発電所外との通信連絡

(1) 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための対応手順

重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所外）により、緊急時対策所の重大事故等対応要員が、本店、国、自治体、その他関係機関等へ通信連絡を行うために、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX）、加入電話設備（加入電話、加入FAX）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末、FAX）、テレビ会議システム（社内）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））を使用する手順を整備する。

また、データ伝送設備により、国の緊急時対策支援システム（ERSS）へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、データ伝送設備を使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備により、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合。

b. 操作手順

(a) 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）

緊急時対策所の重大事故等対応要員は、衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）を使用し、本店、国、自治体、その他関係機関等へ通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i) 衛星電話設備（固定型）

① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一

般の電話機と同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤルし，連絡する。

ii) 衛星電話設備（携帯型）

- ①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，電源を「入」操作し，充電池の残量を確認し，屋外で電波の受信状態を確認する。
- ②充電池の残量が少ない場合，別の端末又は別の充電池を使用する。
- ③一般の携帯電話と同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤルし，連絡する。
- ③充電池の残量が少ない場合，別の端末又は別の充電池を使用する。
- ④使用中に充電池の残量が少なくなった場合は，充電を行うとともに，別の端末又は別の充電池を使用する。
- ⑥使用後は，屋外で電源を「切」操作する。

(b) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP電話，IP-FAX）

緊急時対策所の重大事故等対応要員は，統合原子力防災ネットワークに接続するテレビ会議システム，IP電話，IP-FAXを使用し，本店，国及び自治体へ通信連絡を行うため，以下の手順がある。

i) テレビ会議システム

- ①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，テレビ会議システムとモニタの電源を「入」操作後，テレビ会議システムの待ち受け画面を確認し，通信が可能な状態とする。
- ②操作端末により，通信先と接続する。本店，国及び自治体

と通信を行う場合は、通信先からの呼び出し後、リモコン操作により通信先と接続する。

③使用後は、テレビ会議システムとモニタの電源を「切」操作する。

ii) I P 電話, I P - F A X

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機又は F A X と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。

(c) データ伝送設備

データ伝送設備により、緊急時対策支援システム (E R S S) へ、必要なデータの伝送を行うため、以下の手順がある。

i) データ伝送設備

緊急時対策支援システム (E R S S) への必要なデータの伝送については、緊急時対策所からパラメータを常時伝送しており、切り替え操作は必要ない。

(d) 加入電話設備 (加入電話, 加入 F A X)

緊急時対策所の重大事故等対応要員は、加入電話及び加入 F A X を使用し、本店、国、自治体、その他関係機関等へ通信連絡を行うため、以下の手順がある。

i) 加入電話, 加入 F A X

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機又は F A X と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。

(e) 電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末，F A X）

緊急時対策所の重大事故等対応要員は，固定電話機，P H S 端末及びF A Xを使用し，本店，国，自治体，その他関係機関等へ通信連絡を行うため，以下の手順がある。

i) 固定電話機，P H S 端末，F A X

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般の電話機，携帯電話又はF A Xと同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し，連絡する。

②P H S 端末の充電電池の残量がなくなった場合は，別の端末又は別の充電電池を使用する。

(f) テレビ会議システム（社内）

緊急時対策所の重大事故等対応要員は，テレビ会議システム（社内）により，本店等へ通信連絡を行うため，以下の手順がある。

i) テレビ会議システム（社内）

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，テレビ会議システム（社内）とモニタの電源を「入」操作後，テレビ会議システム（社内）の待ち受け画面を確認し，通信が可能な状態とする。

②操作端末により，通信先と接続する。

③使用後は，テレビ会議システム（社内）とモニタの電源を「切」操作する。

(g) 専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））

緊急時対策所の重大事故等対応要員は，専用電話（ホットライン）（自治体向）により，自治体及びその他関係機関へ通信連

絡を行うため、以下の手順がある。

i) 専用電話（ホットライン）（自治体向）

- ①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。

c. 操作の成立性

衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、I P 電話、I P－F A X）、加入電話設備（加入電話、加入F A X）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、P H S 端末、F A X）、テレビ会議システム（社内）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））は、特別な技量を要することなく、容易に操作が可能であるとともに、必要な個数以上を設置又は保管することにより、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する対応手順

直流電源喪失時等、可搬型計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所外）において、発電所外の必要な場所で共有する場合、緊急時対策所と本店、国、自治体、その他関係機関等との連絡には衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、I P 電話、I P－F A X）、加入電話設備（加入電話、加入F A X）、電力保安通信用電話設備（固定電話

機，P H S 端末，F A X），テレビ会議システム（社内）及び専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））を使用することにより，発電所外の必要な場所で共有する手順を整備する。

a．手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型計測器にて計測し，その結果を通信設備（発電所外）により，発電所外の必要な場所で共有する場合。

b．操作手順

通信設備（発電所外）に関する操作手順については，「1.19.2.2(1) 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

特に重要なパラメータを計測する手順等は，「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

c．操作の成立性

通信設備（発電所外）に関する操作の成立性については，「1.19.2.2(1) 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法を以下に示す。

緊急時対策所の重大事故等対応要員が，本店，国，自治体，その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合，及び特に重要なパラメータを可搬型計測器にて計測し，その結果を通信設備（発

電所外)により、発電所外の必要な場所で共有する場合、特別な技量を要することなく、容易に操作が可能であることから、重大事故等対処設備である統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX)及び自主対策設備である加入電話設備(加入電話、加入FAX)、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末、FAX)、テレビ会議システム(社内)並びに専用電話設備(専用電話(ホットライン)(自治体向))を使用する。自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備(固定型)及び衛星電話設備(携帯型)を使用する。

なお、緊急時対策所の重大事故等対応要員は、国の緊急時対策支援システム(ERSS)へ必要なデータを伝送し、パラメータを共有する場合、データ伝送設備を使用する。

1.19.2.3 代替電源設備から給電する対応手順

全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により、衛星電話設備(固定型)、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX)、SPDS及びデータ伝送設備へ給電する。

代替電源設備のうち常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備に関する給電の手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

代替電源設備のうち緊急時対策所用発電機に関する給電の手順については、「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

衛星電話設備(携帯型)、無線連絡設備(携帯型)及び携行型有線通話装置は、充電池又は乾電池を使用する。

充電池を用いるものについては、使用前及び使用中の充電池の

残量確認で、残量が少ない場合、別の端末又は別の充電電池と交換することにより事象発生後 7 日間以上継続して通話を可能とし、使用後の充電電池は、代替電源設備からの給電が可能な中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電する。

乾電池を用いるものについては、使用前及び使用中の乾電池の残量確認で、残量が少ない場合、予備の乾電池と交換することにより事象発生後 7 日間以上継続して通話を可能とする。

1.19.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

常代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

緊急時対策所用発電機への燃料補給手順については、「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

第 1.19-1 表 機能喪失を想定する自主対策設備及び設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧（1 / 2）

（発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡）

分類	機能喪失を想定する自主対策設備及び設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
—	<ul style="list-style-type: none">・送受話器（ページング）・電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末）・無線通信連絡設備（固定型）	発電所内の通信連絡	主要設備	衛星電話設備（固定型）※1	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領
	衛星電話設備（携帯型）					
	無線連絡設備（携帯型）					
	携行型有線通話装置					
	必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム）※1,3					
	—		無線連絡設備（固定型）	自主対策設備		
			送受話器（ページング）			
			電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末）			
	<ul style="list-style-type: none">・送受話器（ページング）・電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末）・無線通信連絡設備（固定型）		関連設備	専用接続箱～専用接続箱電路	重大事故等対処設備	
				衛星電話設備（屋外アンテナ）		
				衛星制御装置		
				衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋上アンテナ）電路		
				無線通信装置		
				無線通信用アンテナ		
必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム）～無線通信用アンテナ電路						
<ul style="list-style-type: none">・全交流動力電源	代替電源設備からの給電の確保	常設代替交流電源設備※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書（事象ベース）重大事故等対策要領		
		可搬型代替交流電源設備※2				
		緊急時対策所用発電機※3				
		緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク※3				
		緊急時対策所用発電機給油ポンプ※3				

※1：代替電源設備から給電する。

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対応設備，手順書一覧（２／２）

（発電所外の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡）

分類	機能喪失を想定する自主対策設備及び設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書	
—	<ul style="list-style-type: none">電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末，F A X）加入電話設備（加入電話，加入 F A X）テレビ会議システム（社内）専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））	発電所外の通信連絡	主要設備	衛星電話設備（固定型）※ ¹	重大事故等対処設備	重大事故等対策要領	
	衛星電話設備（携帯型）						
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P 電話，I P－F A X）※ ¹						
	データ伝送設備※ ^{1,3}						
	—		自主対策設備	電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末，F A X）	自主対策設備	重大事故等対策要領	
				加入電話設備（加入電話，加入 F A X）			
				テレビ会議システム（社内）			
				専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））			
	<ul style="list-style-type: none">電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末，F A X）加入電話設備（加入電話，加入 F A X）テレビ会議システム（社内）専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））		関連設備	衛星電話設備（屋外アンテナ）	重大事故等対処設備		
				衛星制御装置			
				衛星電話設備（固定型）～衛星電話設備（屋外アンテナ）電路			
				衛星無線通信装置			
				通信機器			
				統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P 電話，I P－F A X）～衛星無線通信装置電路			
	<ul style="list-style-type: none">全交流動力電源		代替電源の設備確保	緊急時対策所用発電機※ ²	重大事故等対処設備		重大事故等対策要領
				緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク※ ²			
		緊急時対策所用発電機給油ポンプ※ ²					

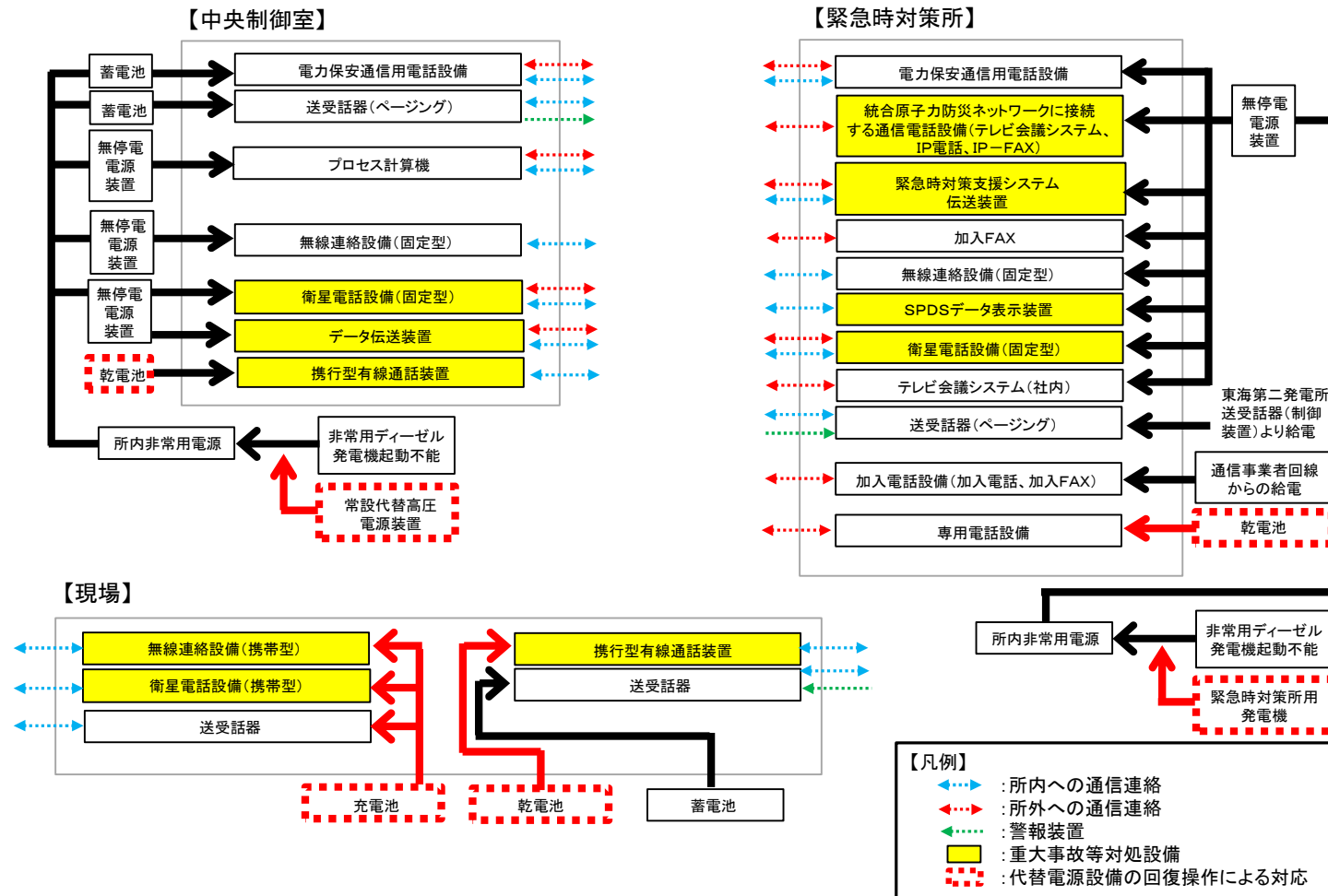
※¹：代替電源設備から給電する。

※²：手順については「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

※³：常時伝送しており，手順不要。

第 1.19-2 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.19】 通信連絡に関する手順書	衛星電話設備（固定型）	中央制御室： 常設代替交流電源設備 M C C 2 D 系 緊急用 M C C 緊急時対策所： 緊急時対策所用発電機 M C C 2 D 系 緊急時対策所用 M C C
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P 電話，I P - F A X）	緊急時対策所用発電機 M C C 2 D 系 緊急時対策所用 M C C
	データ伝送装置	常設代替交流電源設備 M C C 2 D 系 緊急用 M C C
	緊急時対策支援システム伝送装置	緊急時対策所用発電機 M C C 2 D 系 緊急時対策所用 M C C
	S P D S データ表示装置	緊急時対策所用発電機 M C C 2 D 系 緊急時対策所用 M C C



重大事故等時に使用する通信連絡設備の対処手段・設備

審査基準，基準規則と対処設備の対応表（1／2）

技術的能力審査基準 (1.19)	番号	設置許可基準規則 (62 条)	技術基準規則 (77 条)	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において，重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等が適切に整備されているか，又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 発電用原子炉施設には，重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡を行うために必要な設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には，重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡を行うために必要な設備を施設しなければならない。	④
【解釈】 1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	—	【解釈】 1 第 62 条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡設備をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 1 第 77 条に規定する「当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	—
a.) 通信連絡設備は，代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。	②	a.) 通信連絡設備は，代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。	a.) 通信連絡設備は，代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。	⑤
b.) 計測等行った特に重要なパラメータを必要のある場所で共有する手順等を整備すること。	③			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（２／２）

■：重大事故等対処設備
 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な 人数で 使用可能か	備考
通信 連絡設備	衛星電話設備 （固定型）	新設	① ③ ④	通信 連絡設備	送受話器 （ページン グ）	常設	—	—	自主対 策とす る理由 は本文 参照
	衛星電話設備 （携帯型）	新設			電力保安通信 用電話設備 （固定電話 機， P H S 端 末， F A X ）	常設／ 可搬	—	—	
	無線連絡設備 （携帯型）	新設			無線連絡設備 （固定型）	常設	—	—	
	携行型有線通話 装置	新設			加入電話設備 （加入電話， 加入 F A X ）	常設	—	—	
	統合原子力防災 ネットワークに 接続する通信連 絡設備（テレビ 会議システム， I P 電話， I P － F A X ）	新設			専用電話設備 （専用電話 （ホットライ ン）（自治体 向））	常設	—	—	
	S P D S	新設			テレビ会議シ ステム（社 内）	常設	—	—	
データ伝送設備	新設								
代替交流電源から給電の確保	緊急時対策所用 発電機	新設	② ⑤	—	—	—	—	—	—
	緊急時対策所用 燃料油貯蔵タン ク	新設							
	緊急時対策所用 給油ポンプ	新設							
	常設代替交流電 源設備	新設							
	可搬型代替交流 電源設備	新設							

通信連絡設備（発電所内用）の一覧（1／3）

主要設備		台数・保管場所	電源設備（連続利用時間）
送受話器 (ページング)	送受話器 (ページング)	約 322 台 ・ 緊急時対策所：3 台 ・ 中央制御室：9 台 ・ 原子炉建屋他：約 290 台 屋外：約 20 台	・ 非常用所内電源 ・ 常設代替高圧電源装置 ・ 緊急時対策所用発電機 ・ 蓄電池
電力保安通信用 電話設備	固定電話機	約 210 台 ・ 緊急時対策所：4 台 ・ 中央制御室：5 台 ・ 原子炉建屋他：約 200 台	・ 非常用所内電源 ・ 常設代替高圧電源装置 ・ 蓄電池
	P H S 端末	約 300 台 ・ 緊急時対策所：約 40 台 ・ 中央制御室：4 台 ・ 発電所員他配備：約 250 台	・ 充電池 ※別の端末又は別の充電池と交換することで 7 日間以上継続して通話が可能
	F A X	約 12 台 ・ 緊急時対策所：1 台 ・ 中央制御室：1 台 ・ 原子炉建屋他：約 10 台	・ 非常用所内電源 ・ 常設代替高圧電源装置 ・ 緊急時対策所用発電機 ・ 無停電電源装置

・ 台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

通信連絡設備（発電所内用）の一覧（２／３）

主要設備		台数・保管場所	電源設備（連続利用時間）
携行型有線通話装置	携行型有線通話装置	16 台（予備 2 台含む） ・緊急時対策所：2 台（予備 1 台） ・中央制御室：12 台（予備 1 台）	<ul style="list-style-type: none"> ・乾電池 ※予備の乾電池と交換することで7日間以上継続しての通話が可能
	中継用ケーブルドラム	12 台 ・中央制御室：12 台	
衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	9 台（予備 1 台含む） ・緊急時対策所：6 台（予備 1 台） ・中央制御室：2 台	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用所内電源 ・常設代替高圧電源装置 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置
	衛星電話設備（携帯型）	13 台（予備 1 台含む） ・緊急時対策所：11 台（予備 1 台） ・原子力館：1 台	<ul style="list-style-type: none"> ・充電池 ※別の端末又は別の充電池と交換することで7日間以上継続しての通話が可能
無線連絡設備	無線連絡設備（固定型）	3 台 ・緊急時対策所：2 台 ・中央制御室：1 台	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用所内電源 ・常設代替高圧電源装置 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置
	無線連絡設備（携帯型）	約 50 台（予備 1 台含む） ・緊急時対策所：19 台（予備 1 台） ・守衛所他：約 30 台	<ul style="list-style-type: none"> ・充電池 ※別の端末又は別の充電池と交換することで7日間以上継続しての通話が可能

・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

通信連絡設備（発電所内用）の一覧（3／3）

主要設備		台数・保管場所	電源設備（連続利用時間）
S P D S	データ伝送装置	一式 ・原子炉建屋付属棟	・非常用所内電源 ・常設代替高圧電源装置 ・無停電電源装置
	緊急時対策支援システム伝送装置	一式 ・緊急時対策所	・非常用所内電源 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置
	S P D S 表示装置	一式 ・緊急時対策所	・非常用所内電源 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置

通信連絡設備（発電所外用）の一覧（１／２）

主要設備		台数・保管場所	電源設備（連続利用時間）
加入電話設備	加入電話	10 台 ・ 緊急時対策所：9 台 ・ 中央制御室：1 台 ※：災害時優先契約あり	・ 通信事業者回線からの給電
	加入 F A X	2 台 ・ 緊急時対策所：1 台 ・ 中央制御室：1 台	・ 通信事業者回線からの給電 ・ 緊急時対策所用発電機 ・ 無停電電源装置
テレビ会議システム（社内）	テレビ会議システム（社内）	2 台 ・ 緊急時対策所：2 台	・ 非常用所内電源 ・ 緊急時対策所用発電機 ・ 無停電電源装置
専用電話設備	専用電話 （ホットライン） （自治体向）	1 台 ・ 緊急時対策所：1 台	・ 通信事業者回線からの給電 ・ 非常用所内電源 ・ 緊急時対策所用発電機 ・ 無停電電源装置

・ 台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

通信連絡設備（発電所外用）の一覧（２／２）

主要設備		台数・保管場所	電源設備（連続利用時間）
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	I P 電話	7 台（有線系：5 台，衛星系：2 台） ・緊急時対策所：7 台 （有線系：5 台，衛星系：2 台）	・非常用所内電源 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置
	I P－F A X	3 台 （有線系：2 台，衛星系 1 台） ・緊急時対策所：約 3 台 （有線系：2 台，衛星系 1 台）	・非常用所内電源 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置
	テレビ会議システム	一式 ・緊急時対策所	・非常用所内電源 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置
データ伝送設備	緊急時対策所支援システム伝送装置	一式 ・緊急時対策所	・非常用所内電源 ・緊急時対策所用発電機 ・無停電電源装置
電力保安通信用電話設備	固定電話機 P H S 端末 F A X	発電所内と同様	

・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

通信連絡設備の概要

1. 通信連絡設備の概要

発電所内及び発電所外との通信連絡設備として、以下の通信連絡設備を設置する設計とする。通信連絡設備の概要を図 1 に示す。

(1) 通信設備（発電所内）

中央制御室、緊急時対策所等から建屋内外各所の者に対し、相互に必要な操作、作業、退避の指示及び連絡を行う。

(2) S P D S

重大事故等時に対処するために必要な情報（プラントパラメータ）を把握するため、緊急時対策所へデータを伝送する。

(3) 通信設備（発電所外）

発電所外の必要箇所と事故の発生等に係る連絡を行う。

(4) データ伝送設備

発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（E R S S）へ必要なデータを伝送する。

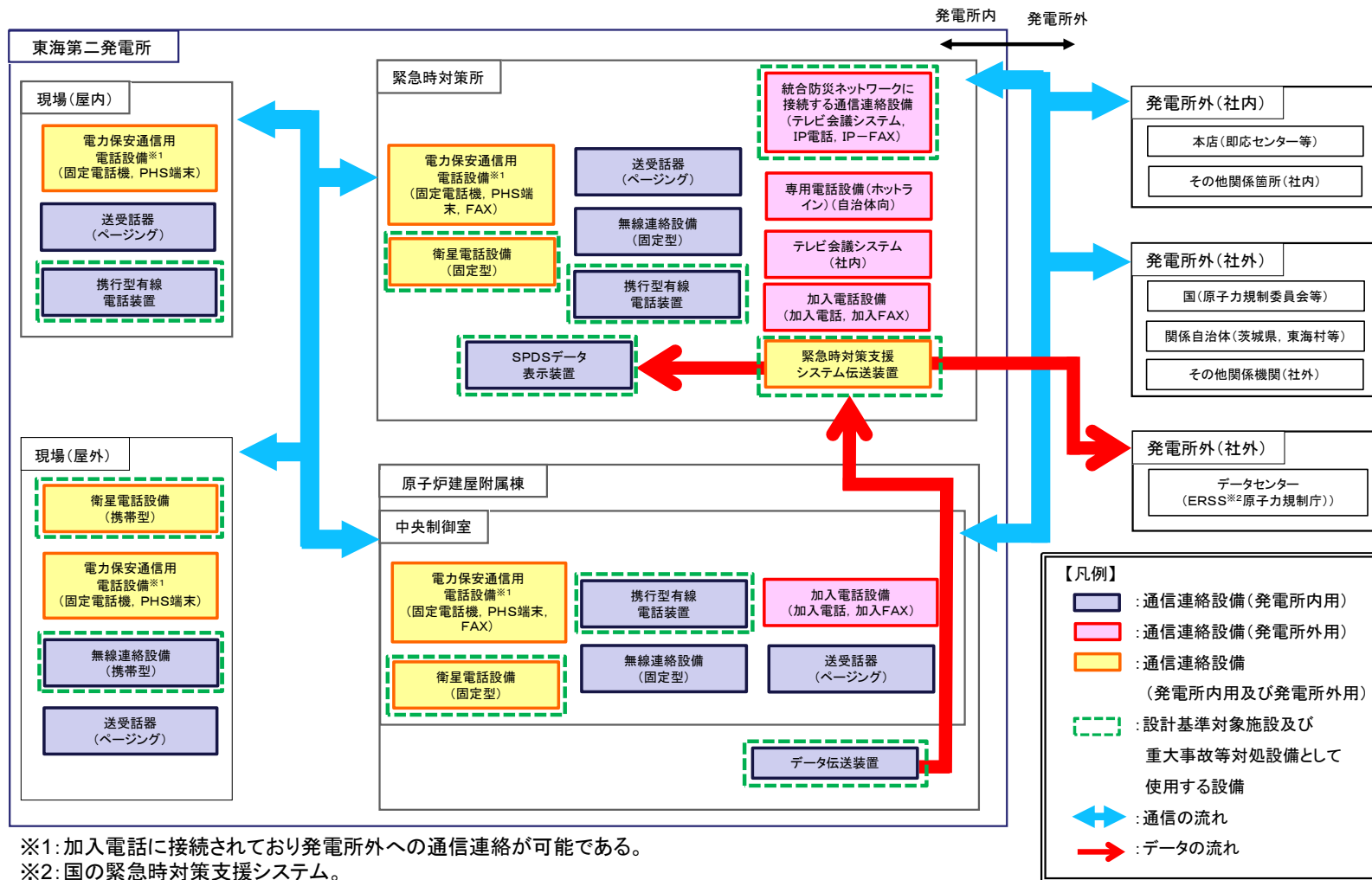


図1 通信連絡設備の概要

1. 1 通信設備（発電所内）

中央制御室，緊急時対策所等から人が立ち入る可能性のある建屋内外各所の者に対し，相互に必要な操作，作業，退避の指示に係る通信連絡を行うことができるよう，送受話器（ページング），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），無線連絡設備（固定型），無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線電話装置を設置し，多様性を確保する設計とする。概要を図2に示す。

また，通信設備（発電所内）のうち，設計基準対象施設である衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），無線連絡設備（携帯型）及び携行型有線電話装置は，重大事故等時においても使用し，重大事故等が発生した場合においても機能維持を図る設計とする。

万が一，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末）及び送受話器（ページング）の機能が喪失した場合，発電所建屋外は無線連絡設備（携帯型）及び衛星電話設備（携帯型），発電所建屋内は衛星電話設備（固定型）及び携行型有線通話設備により，発電所内の必要箇所との通信連絡が可能な設計とする。

1. 2 通信設備（発電所外）の概要

発電所外の必要箇所と事故の発生等に係る連絡を行うため、以下の通信設備（発電所外）を設置し、多様性を確保した専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。概要を図3，4，5に示す。

また、通信設備（発電所外）のうち、設計基準対象施設である統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P 電話，I P－F A X），衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）は、重大事故等時においても使用し、重大事故等が発生した場合においても機能維持を図る設計とする。

a. 電力保安通信用電話設備（固定電話機，P H S 端末，F A X）

当社，東京電力パワーグリッド株式会社及び電源開発株式会社が構築する専用の電力保安通信回線（無線系）に接続している固定電話機，P H S 端末，F A X

b. テレビ会議システム（社内）

通信事業者会社が提供する通信事業者回線（有線系及び無線系）に接続しているテレビ会議システム（社内）

c. 加入電話設備（加入電話，加入F A X）

通信事業者が提供する災害時有線加入契約された通信事業者回線（有線系）に接続している加入電話及び加入F A X

d. 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P 電話，I P－F A X）

通信事業者が提供する特定顧客専用の統合原子力防災ネットワーク（有線系及び衛星系）に接続するI P 電話，I P－F A X，テレビ会議システム

e. 専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））

通信事業者が提供する専用の通信事業者回線（有線系）に接続する専用電話（ホットライン）（自治体向）

f. 衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）

通信事業者が提供する通信事業者回線（衛星系）に接続している衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）

万が一、電力保安通信用回線による通信連絡の機能が喪失した場合、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、I P 電話、I P - F A X）等の衛星系回線により、発電所外の必要箇所との通信連絡が可能な設計とする。

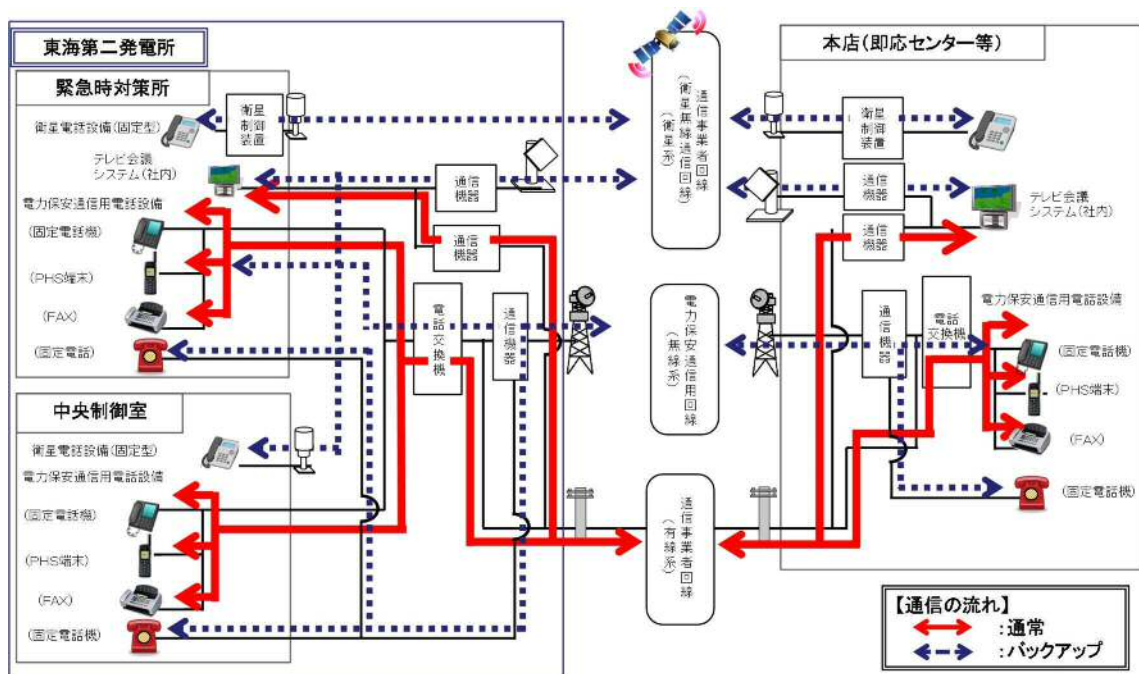


図 3 通信設備（発電所外〔社内関係箇所〕）の概要

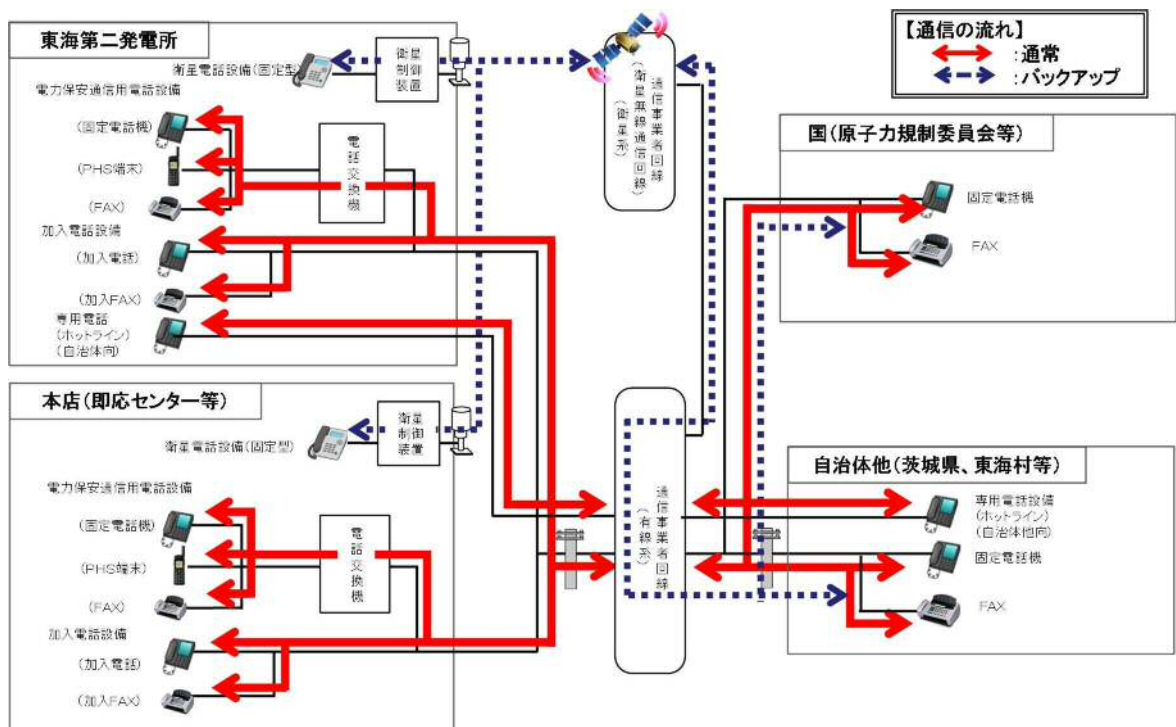


図4 通信設備（発電所外〔社外関係箇所〕）の概要（その1）

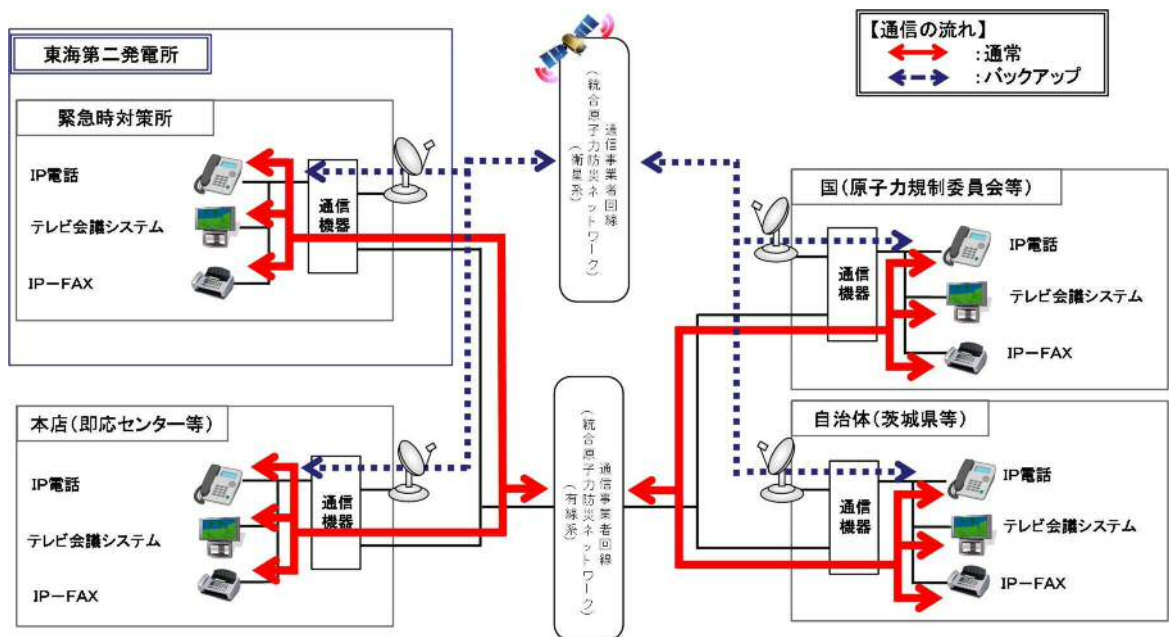


図5 通信設備（発電所外〔社外関係箇所〕）の概要（その2）

1. 3 S P D S 及びデータ伝送設備

緊急時対策所へ，重大事故等時に対処するために必要なデータを伝送できる設備として，主にデータ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及び S P D S 表示装置から構成される S P D S を構築する設計とする。

緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は，データ伝送設備として，発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（E R S S）へ必要なデータを伝送可能な設計とする。

また，データ伝送設備は，常時使用できるよう，通信事業者が提供する特定顧客専用の統合原子力防災ネットワーク（有線系及び衛星系）に接続し多様性を確保する設計とする。概要を図 6 に示す。

なお，必要な情報を把握するための設備及びデータ伝送設備のうち，設計基準事故対処設備であるデータ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及び S P D S データ表示装置は，重大事故等時においても使用し，重大事故等が発生した場合においても機能維持を図る設計とする。

S P D S における発電所内建屋間の有線系回線の構成は，緊急時対策所を中心としたスター形とし，東海第二発電所と緊急時対策所間の有線系回線は 2 回線化する設計とする。

万が一，1 回線に損傷が発生した場合，有線系回線によるデータ伝送は継続されるが，有線系回線が集中する緊急時対策所が損傷し，有線系回線によるデータ伝送の機能が喪失した場合，無線通信装置により，発電所内建屋間のデータ伝送が継続可能な設計とする。

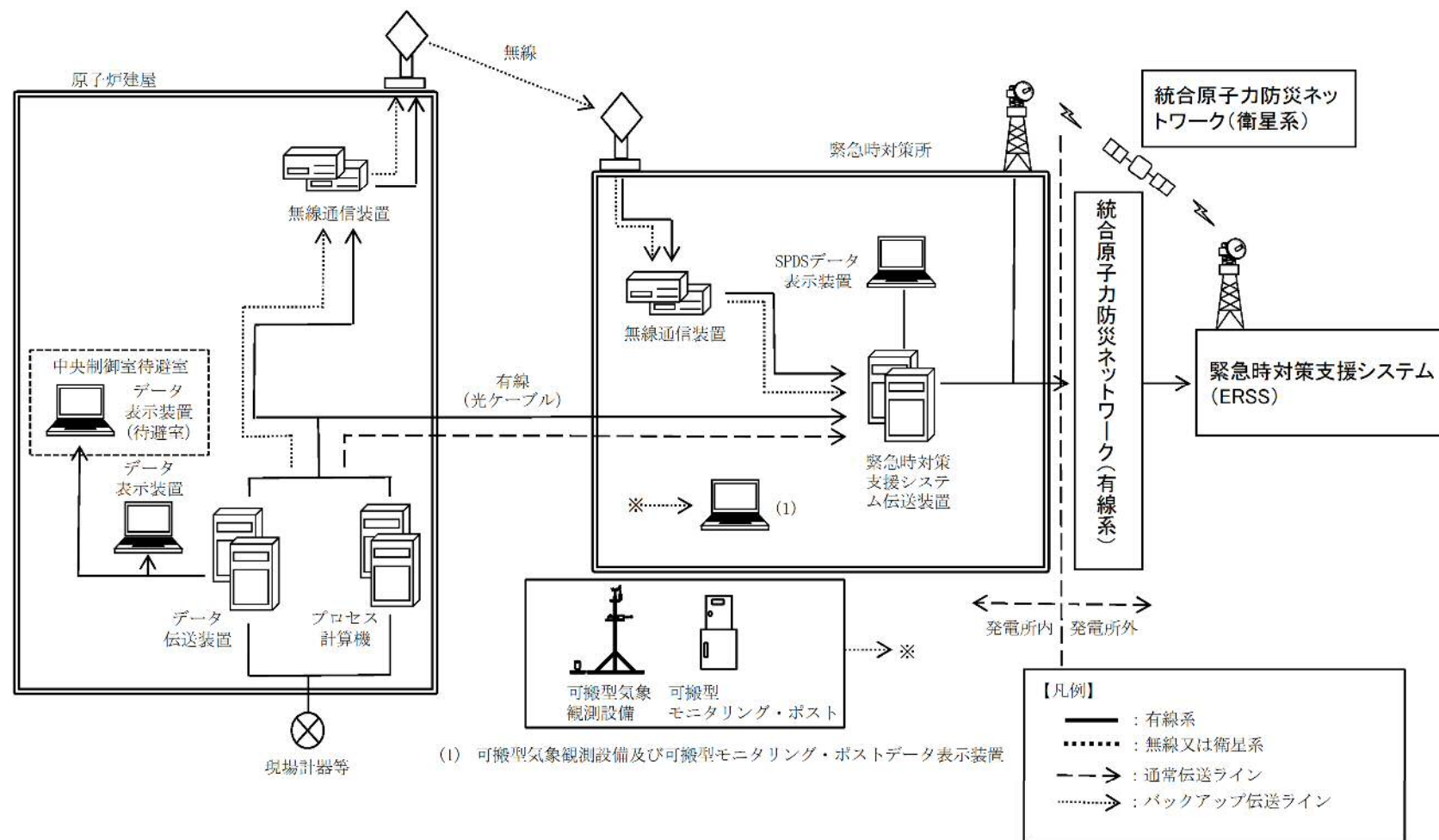


図6 SPDS及びデータ伝送設備の概要

1. 多様性を確保した通信回線

通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備は多様性を確保した通信回線に接続し、輻輳等による制限をうけることなく常時使用できる設計とする。

主要設備ごとに接続する通信回線種別について表 1 に記載するとともに、概要を図 7 に示す。

表 1 多様性を確保した通信回線

通信回線種別		主要設備		機能	専用	通信の制限※2
電力保安通信用回線	無線系回線（マイクロ波回線）	電力保安通信用電話設備※1	固定電話機，P H S 端末	電話	○	◎
			F A X	F A X	○	◎
通信事業者回線	有線系回線（災害時優先契約あり）	加入電話設備	加入電話	電話	－	○
			加入 F A X	F A X	－	○
	有線系回線（災害時優先契約なし）		加入電話	電話	－	×
			加入 F A X	F A X	－	×
	有線系回線	テレビ会議システム（社内）	テレビ会議システム（社内）	テレビ会議	○	◎
					○	◎
	衛星系回線	衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	電話	－	○
			衛星電話設備（携帯型）	電話	－	○
	有線系回線	専用電話設備	専用電話（ホットライン）（自治体向）	電話	○	◎
	通信事業者回線（統合原子力防災ネットワーク）	有線系回線（光ファイバ）	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	I P 電話	電話	○
I P － F A X				F A X	○	◎
テレビ会議システム				テレビ会議	○	◎
衛星系回線		I P 電話		電話	○	◎
		I P － F A X		F A X	○	◎
		テレビ会議システム		テレビ会議	○	◎
有線系回線（光ファイバ）		データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置	データ伝送	○	◎
衛星系回線						

※ 1：加入電話設備にも接続されており，発電所外への連絡も可能

※ 2：通信の制限とは，輻輳のほか，災害発生時の通信事業者による通信規制を想定

【凡例】・専用 ○：専用回線（帯域専有を含む） —：非専用回線
・輻輳 ◎：制限なし ○：制限の恐れが少ない ×：制限の恐れがある

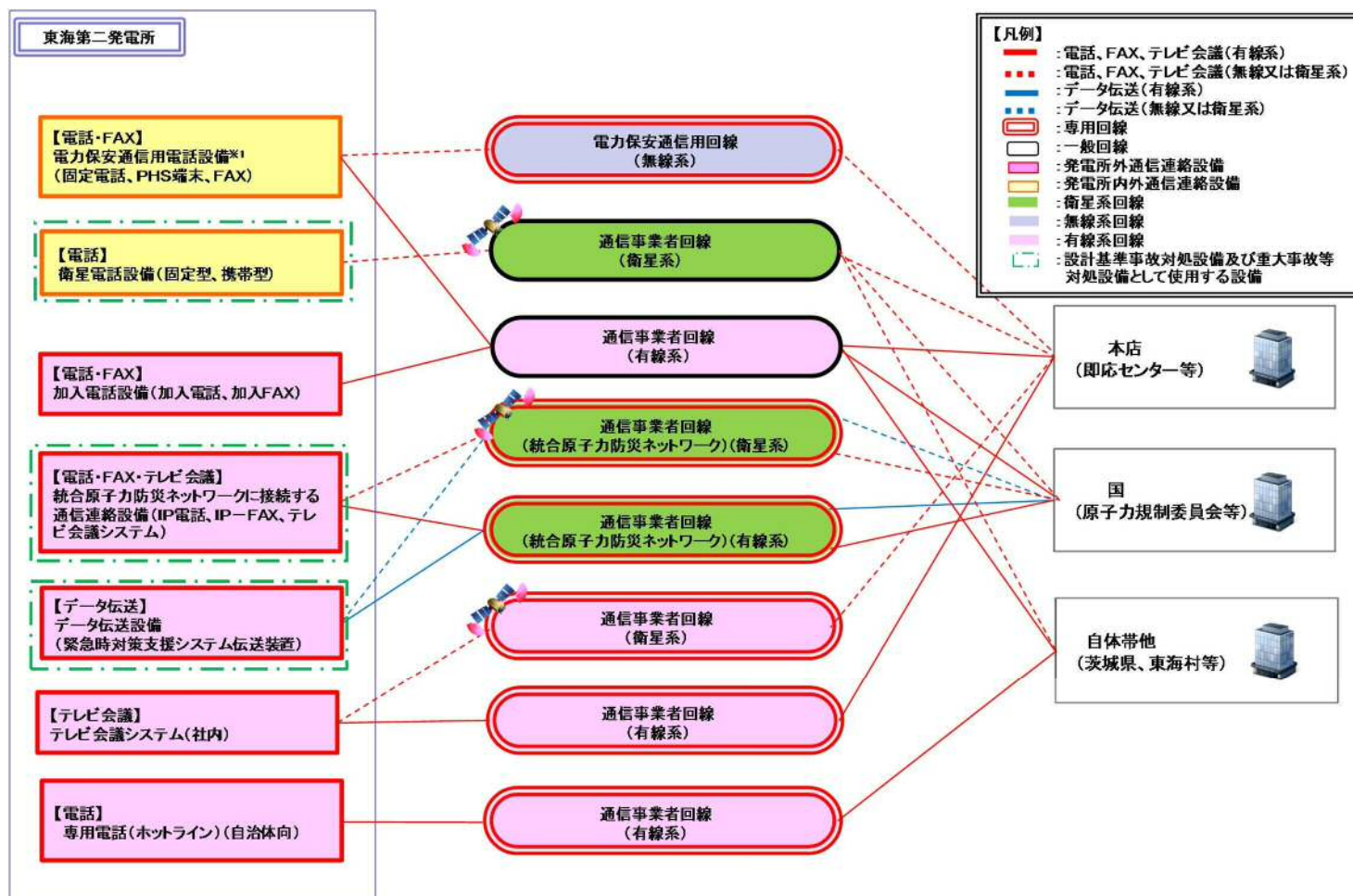
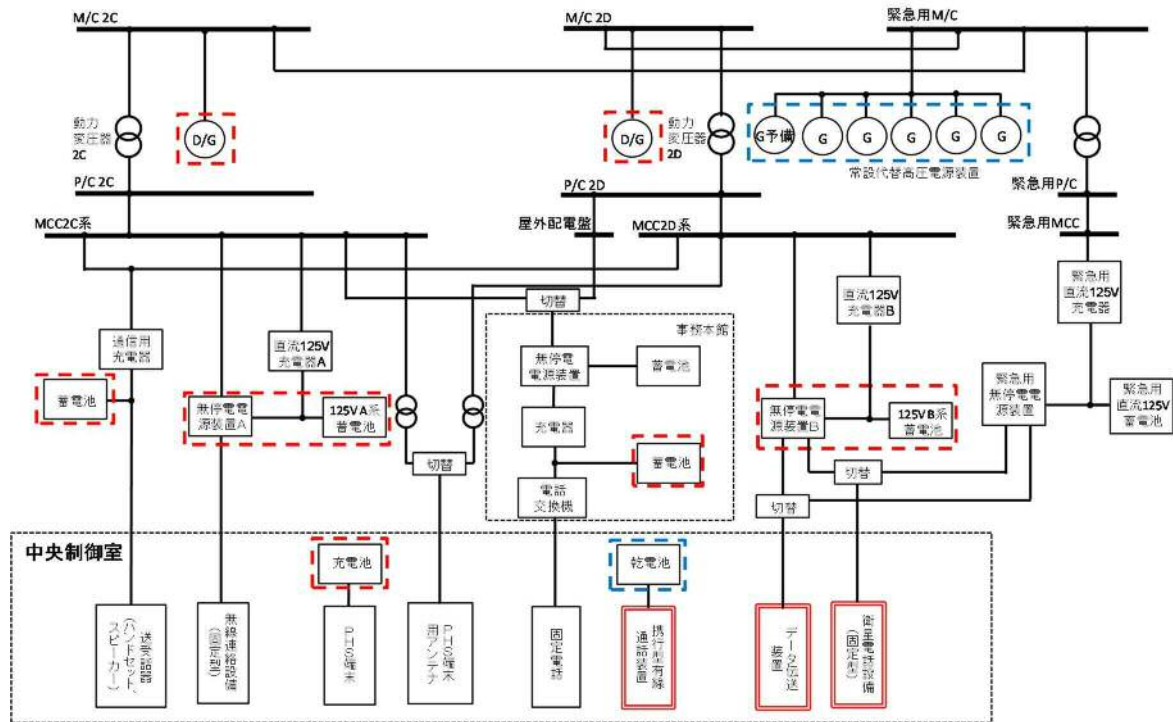


図7 多様性を確保した通信回線の概要

3. 通信連絡設備の電源及び代替電源設備

通信連絡設備は、非常用所内電源（非常用ディーゼル発電機）又は無停電電源（蓄電池を含む。）から給電できる。また、重大事故等対処設備の通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む）から給電できる。単線結線図を図8、9に示し、接続電源の一覧を表2、3、4に記載する。



【凡例】

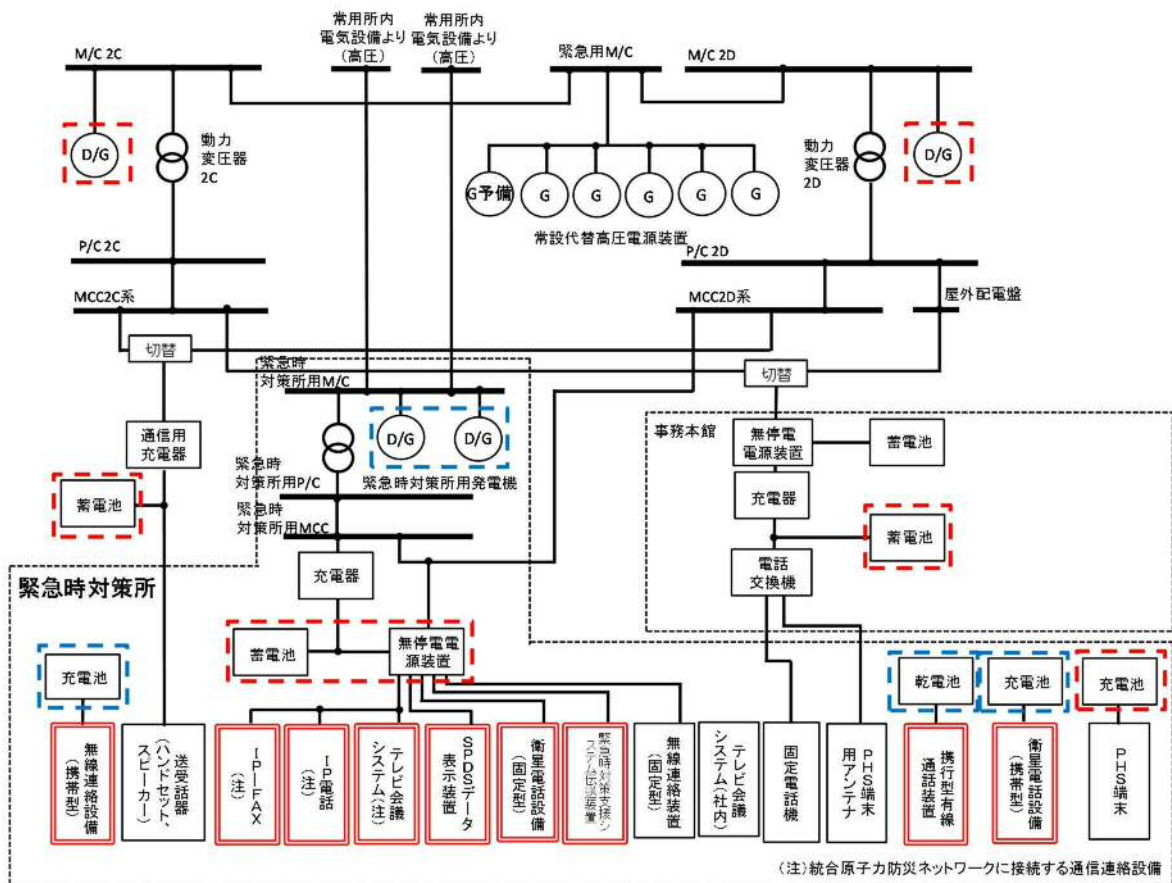
 : 非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）

 : 重大事故等対処設備

 : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備

として使用する設備

図8 中央制御室における通信連絡設備の単線結線図



【凡例】

 : 非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）

 : 重大事故等対処設備

 : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備

として使用する設備


図 9 緊急時対策所における通信連絡設備の単線結線図

表2 通信連絡設備（発電所内用）の電源設備

通信種別	主要施設			非常用所内電源 又は無停電電源等	代替電源設備
発電所内	携行型有線通話装置	携行型有線通話装置	中央制御室	乾電池※ ¹	乾電池（予備）
	送受話器 （ページング）	送受話器 （ページング）	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 蓄電池	常設代替高圧電源装置
			緊急時対策所		
	無線連絡設備	無線通話装置（固定型）	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	常設代替高圧電源装置
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		無線通話装置（携帯型）	緊急時対策所	充電池※ ²	充電池
	SPDS	データ伝送装置	原子炉建屋 付属棟	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	常設代替高圧電源装置
		緊急時対策支援システム 伝送装置	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		SPDSデータ表示装 置	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機

※1：乾電池により約12時間の連続通話が可能。また、必要な予備の乾電池を保有し、予備の乾電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能。

※2：充電池により約14時間の連続通話が可能。また、他の端末もしくは予備の充電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電池は代替電源設備にて充電可能。

 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備


 ：重大事故等対処設備

表3 通信連絡設備（発電所内用及び発電所外用）の電源設備

通信種別	主要施設			非常用所内電源 又は無停電電源等	代替電源設備
発電所 内外	電力保安通信用 電話設備	固定電話	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 蓄電池	常設代替高圧電源装置
			緊急時対策所		
		P H S 端末	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電池	常設代替高圧電源装置
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 充電池	常設代替高圧電源装置 充電池
		F A X	中央制御室	非常用ディーゼル発電機	常設代替高圧電源装置
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	常設代替高圧電源装置
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		衛星電話設備（携帯型）	緊急時対策所	充電池 ^{※1}	充電池
	テレビ会議システム （社内）	テレビ会議システム （社内）	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機

※1：充電池により約4時間の連続通話が可能。また、他の端末もしくは予備の充電池と交換することにより7日間以上継続しての通話が可能であり、使用後の充電池は代替電源設備にて充電可能。




：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備




：重大事故等対処設備通信種別

表4 通信連絡設備（発電所外用）の電源設備

通信種別	主要施設			非常用所内電源 又は無停電電源装置等	代替電源設備
発電所外	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	テレビ会議システム (有線系, 衛星系)	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		I P 電話 (有線系, 衛星系)	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		I P - F A X (有線系, 衛星系)	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	加入電話設備	加入電話	緊急時対策所	通信事業者回線からの給電	ー (通信事業者回線からの給電)
		加入 F A X	緊急時対策所	通信事業者回線からの給電 非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	専用電話設備	専用電話 (ホットライン) (自治体向)	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機

 : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する設備

 : 重大事故等対処設備

4. 緊急時対策所に設置する通信設備（発電所内）、通信設備（発電所外）、
SPDS及びデータ伝送設備に係る耐震設計

(1) 緊急時対策所

緊急時対策所における通信設備（発電所内）、通信設備（発電所外）、SPDS及びデータ伝送設備については、転倒防止措置等を施すことで、基準地震動 S_s による地震力に対して機能を喪失しない設計とする。

緊急時対策所における通信設備（発電所内）、通信設備（発電所外）、SPDS及びデータ伝送設備連絡設備に係る耐震措置の概要を図10、11に示す。(SPDSデータ表示装置については、「第34条 緊急時対策所」にて整理する。)

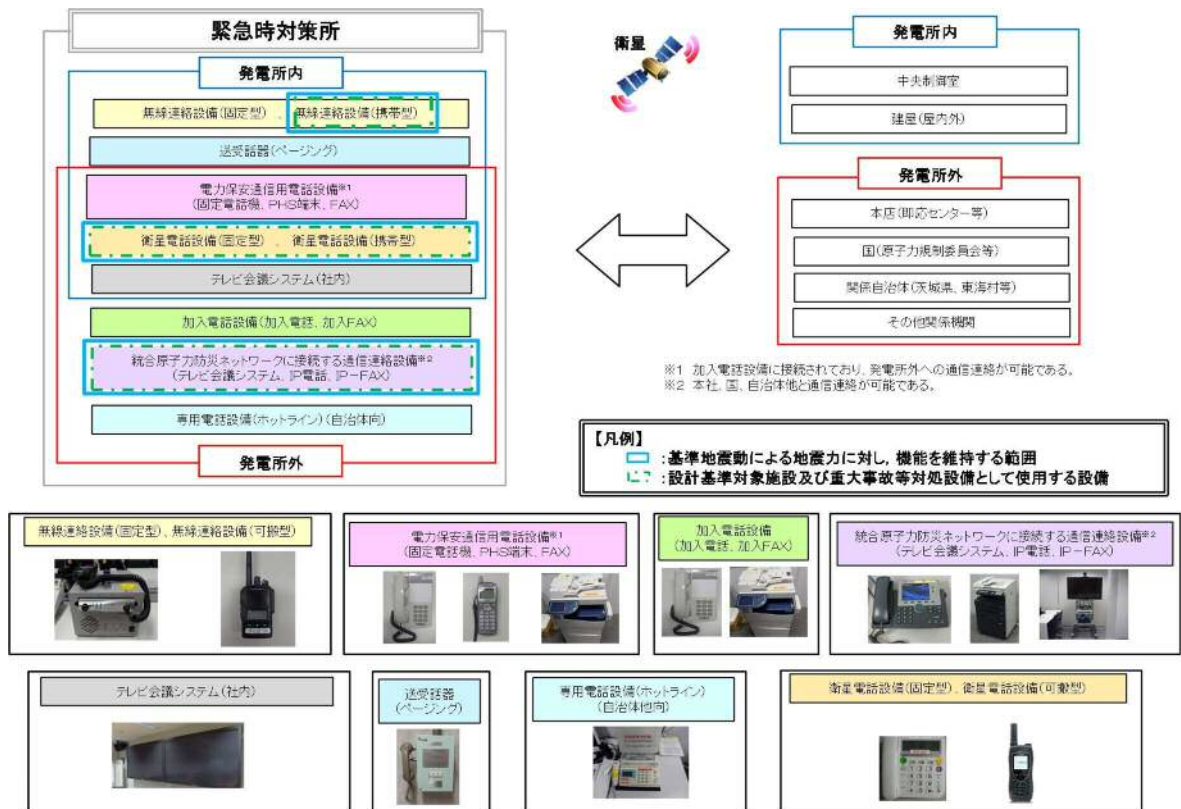


図10 緊急時対策所の通信設備（発電所内）及び通信設備（発電所外）
に関わる耐震措置の概要

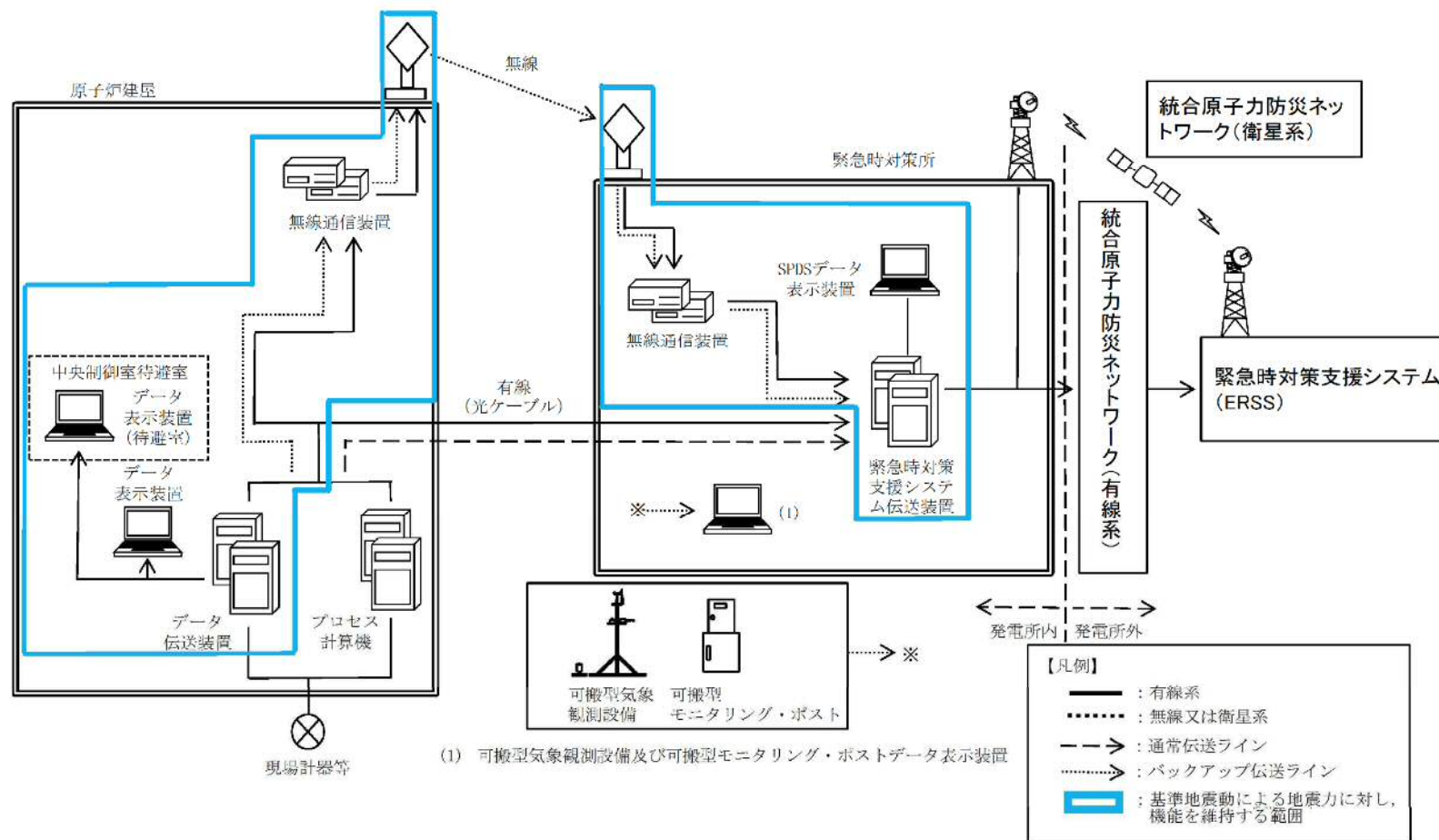
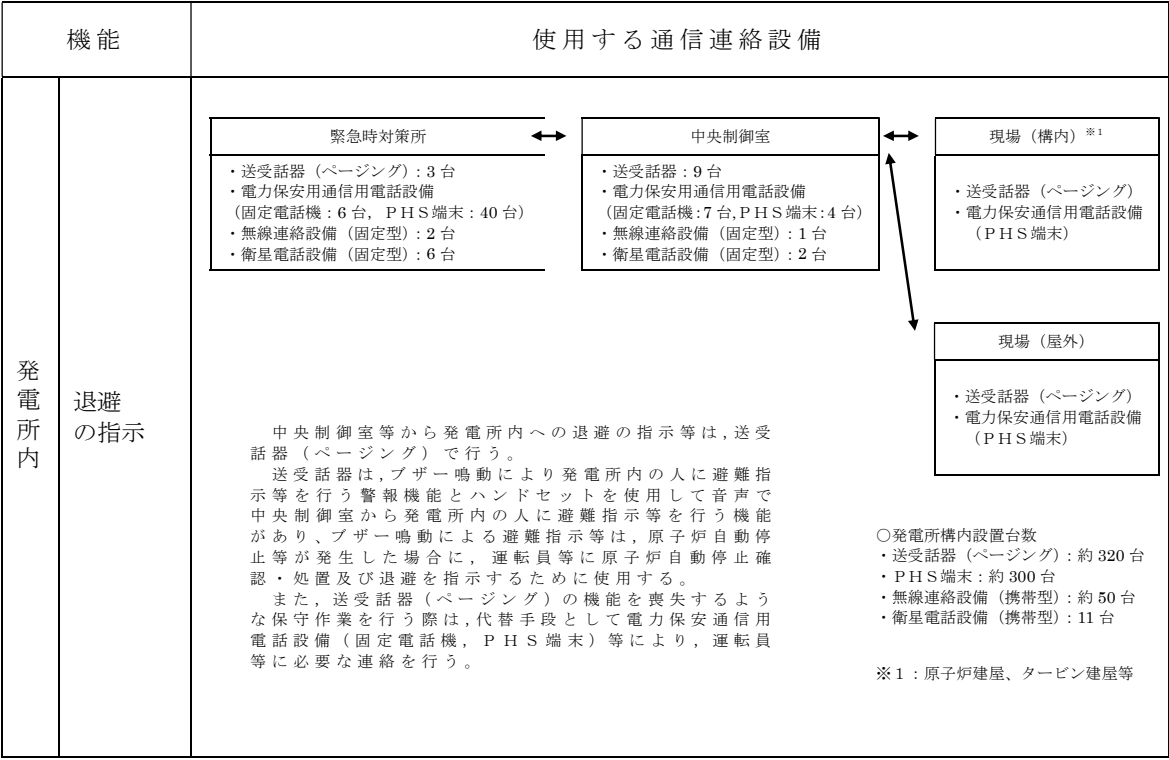


図 1 1 S P D S 及びデータ伝送設備に関わる耐震措置の概要

5. 機能毎に必要な通信連絡設備

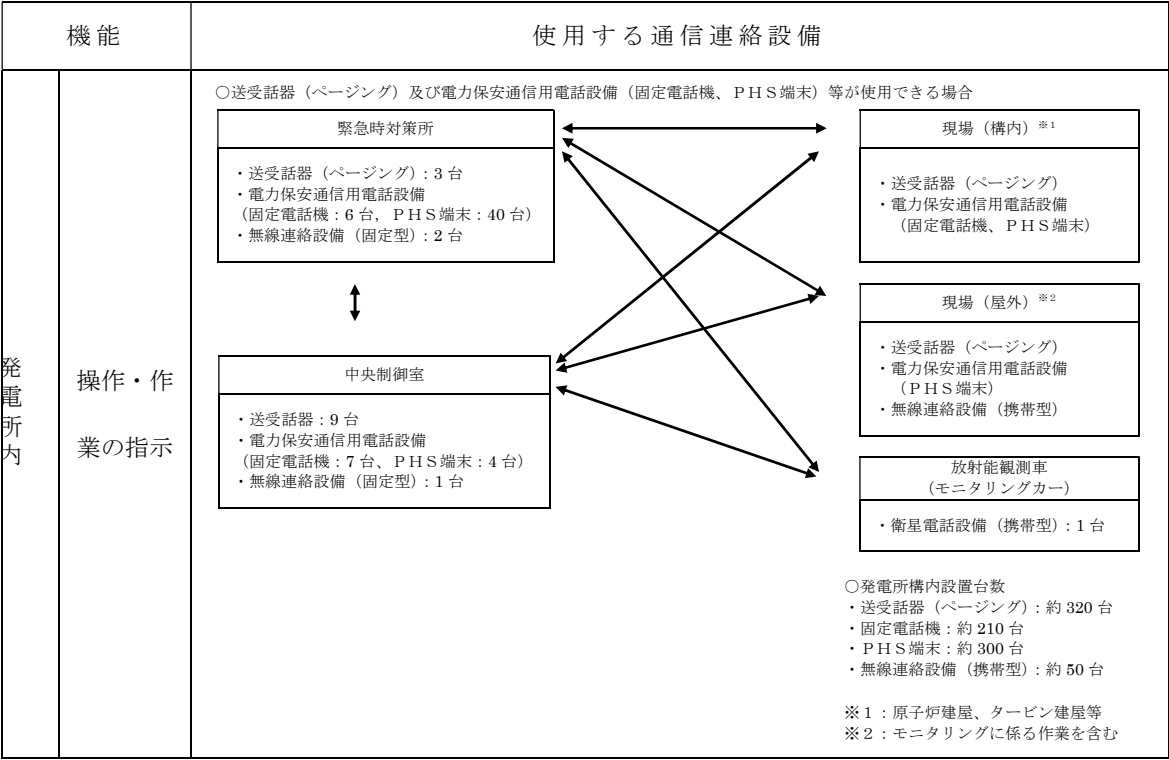
発電所内での「避難の指示」や、「操作，作業の連絡」，発電所外への「通報，連絡等」に必要な通信連絡設備の種類，台数等について，通信連絡が必要な場所毎に整理した通信連絡の指揮系統を図 1 2， 1 3， 1 4 に示す。

通信連絡設備は，使用する要員，連絡先（自治体その他関係機関）に，よりすみやかに連絡が実施できるよう必要な台数を整備する。また，予備品の台数は，これまでの使用実績や新規購入時の納期の実績等を踏まえ，設備が故障した場合もすみやかに代替機器を準備できる台数を整備する。

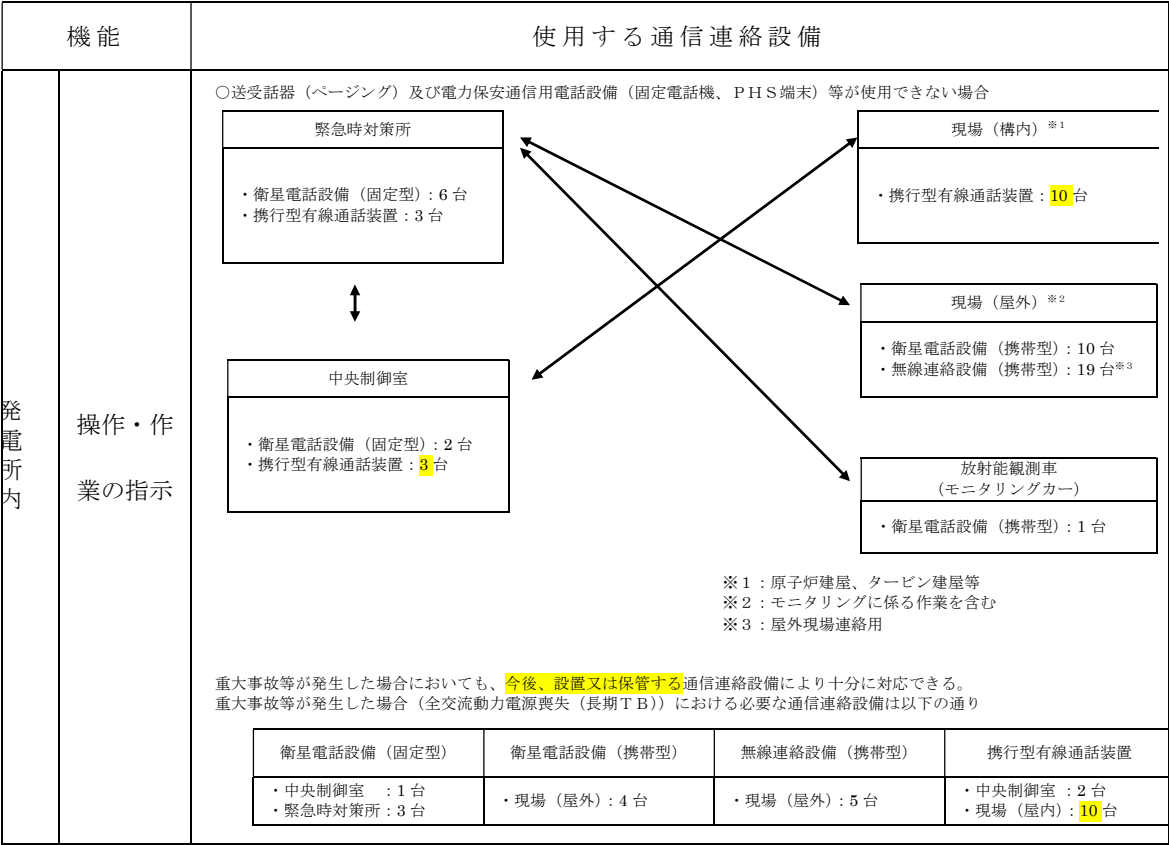


・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

図 1 2 「退避の指示」における指揮系統図

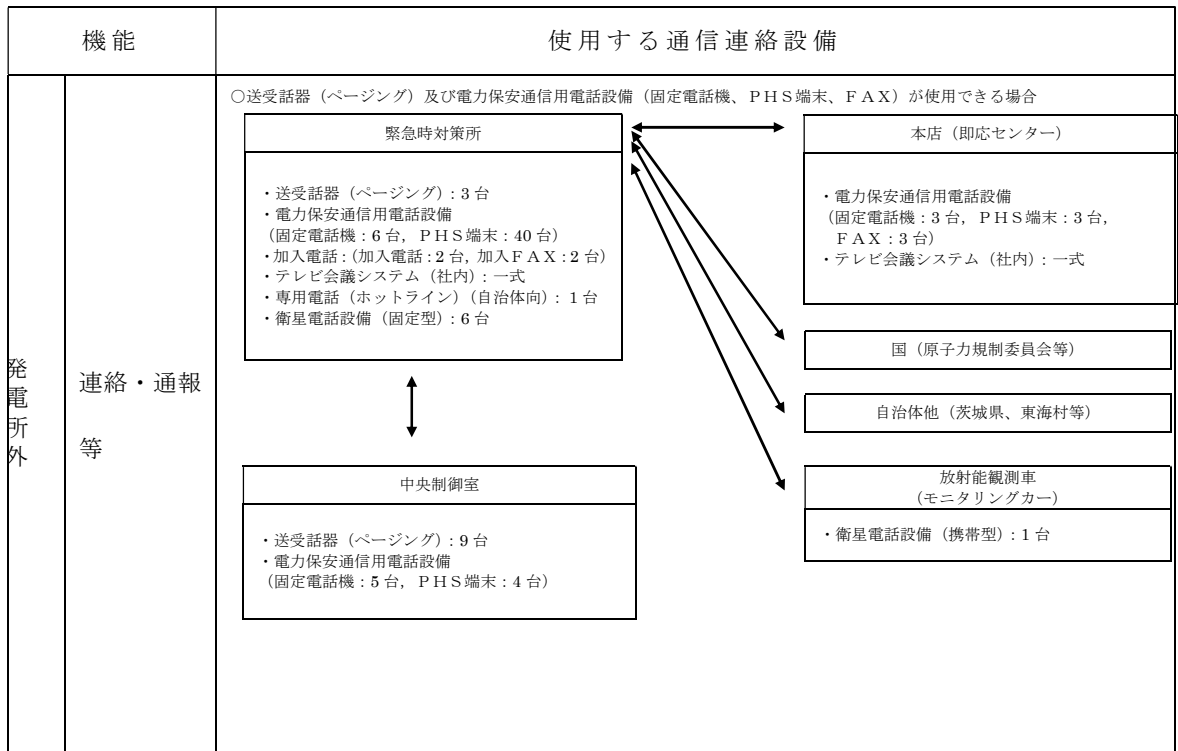


・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

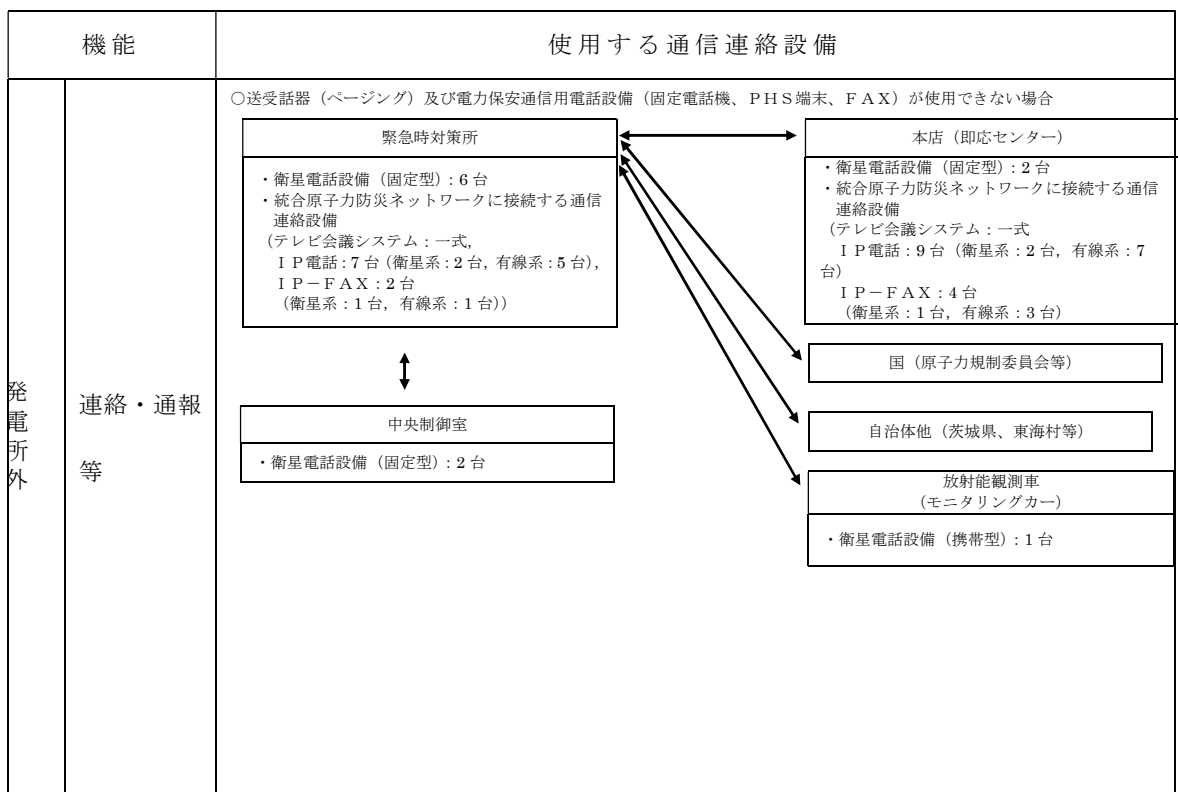


・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

図 1 3 「操作・作業の連絡」における指揮系統図
1.19-55



・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。



・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

図 1 4 「連絡、通報等」における指揮系統図

6. 携行型有線通話装置等の使用方法及び使用場所について

携行型有線通話装置は、現状使用している所内の通信連絡設備が使用できない場合において、中央制御室と各現場間に布設している専用通信線を用い、携行型有線通話装置を専用接続箱に接続するとともに、必要時に中継用ケーブルを布設することにより必要な通信連絡を行う。

なお、専用接続箱については、地震起因による溢水の影響を受けない箇所に設置しており、溢水時においても使用できる。

通信連絡設備の必要台数は、有効性評価における各重要事故シーケンスで使用する台数とする。

携行型有線通話装置を用いた中央制御室と現場との通信連絡の概要について、図 1 5 に示す。また、各重要事故シーケンスで使用する携行型有線通話装置を使用する通話場所の例を表 5，各重要事故シーケンスで使用する携行型有線通話装置及び無線連絡設備等の台数を表 6，7 に示す。

表 5 携行型有線通話装置を使用する通話場所の例
(重要事故シーケンス 全交流動力電源喪失時の例)

作業・操作内容	作業・操作場所	
不要負荷の切り離し操作	原子炉建屋付属棟 地下 1 階	C / S 電気室
受電前準備	原子炉建屋付属棟 地下 2, 3 階	C / S 電気室
原子炉建屋内系統構成 (原子炉注水)	原子炉建屋原子炉棟 4 階	南西通路
原子炉建屋内系統構成 (原子炉注水)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	M S I V 保守室
原子炉建屋内系統構成 (格納容器スプレイ)	原子炉建屋原子炉棟 2 階	南側通路
原子炉建屋内系統構成 (格納容器スプレイ)	原子炉建屋原子炉棟 1 階	南側通路



携行型有線通話装置



中継用ケーブルドラム

・写真については，一部イメージを含む。

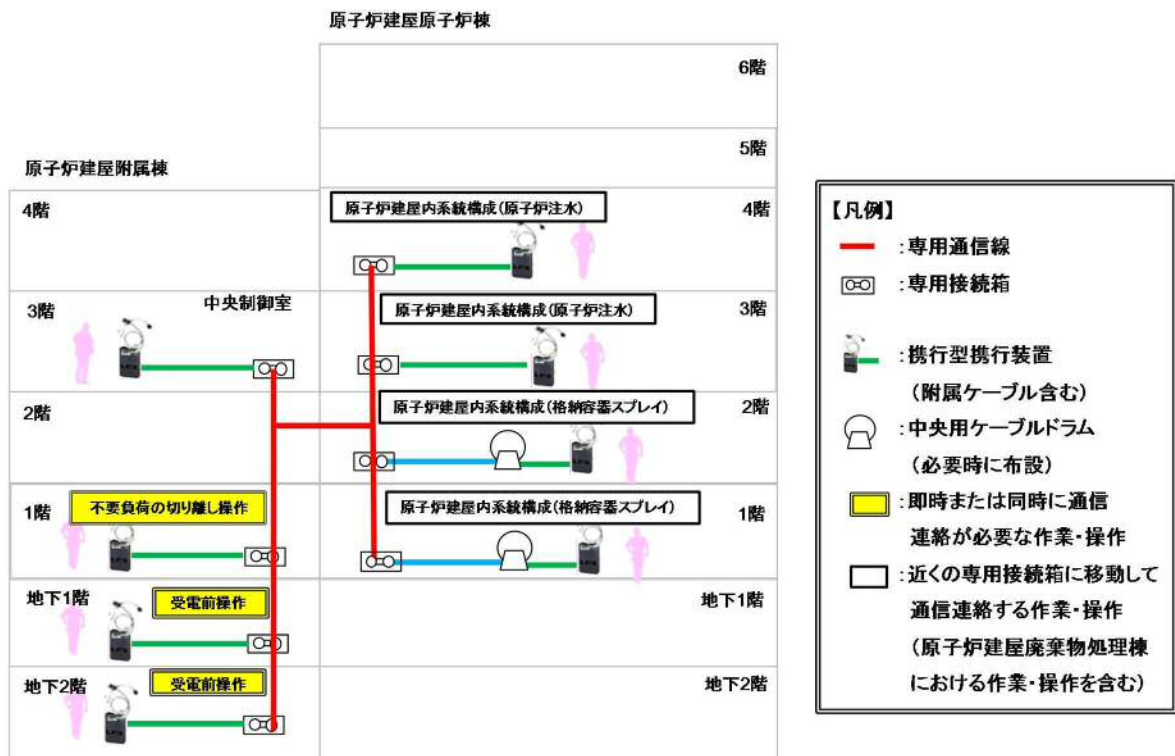


図 1 5 携行型有線通話装置を用いた通信連絡の概要
(重要事故シーケンス 全交流動力電源喪失時の例)

表6 各重大事故シーケンスで使用する携行型有線通話設備の台数

使用場所			原子炉建屋付属棟		原子炉建屋 原子炉棟	原子炉建屋 廃棄物処理棟	計（注1）
			中央制御室				
各重大事故シーケンス							
運転中の原子炉における重大事故に至る恐れがある事故 （炉心の著しい損傷防止）	①-1	高圧・低圧注水機能喪失	2	—	—	3	5
	①-2	高圧注水・減圧機能喪失	—	—	—	—	—
	①-3-1	全交流動力電源喪失（長期T B）	2	2	8	—	12
	①-3-2	全交流動力電源喪失（T B D、T B U）	2	2	8	—	12
	①-3-3	全交流動力電源喪失（T B P）	2	2	8	—	12
	①-4-1	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	2	2	—	—	4
	①-4-2	崩壊熱除去機能機能（残留熱除去系が故障した場合）	2	—	—	3	5
	①-5	原子炉停止機能喪失	—	—	—	—	—
	①-6	L O C A時注水機能喪失	2	—	—	3	5
	①-7	格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）	2	—	4	—	6
	①-8	津波浸水による注水機能喪失	2	2	—	—	4
重大事故 （原子炉格納容器の破損の防止）	②-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）	2	2	—	—	4
	②-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）	2	2	—	3	7
	②-2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	2	2	—	3	7
	②-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	2	2	—	3	7
	②-4	水素燃焼	2	2	—	3	7
	②-5	溶融炉心・コンクリート相互作用	2	2	—	3	7
使用済燃料プールにおける重大事故に至る恐れがある事故 （使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止）	③-1	想定事故 1	—	—	—	—	—
	③-2	想定事故 2	—	—	—	—	—
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 （運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止）	④-1	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	2	2	—	—	4
	④-2	全交流動力電源喪失	2	2	—	—	4
	④-3	原子炉冷却材の流出	—	—	—	—	—
	④-4	反応度の誤投入	—	—	—	—	—

・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

（注1）：中央制御室へ現場用（中央制御室必要分含め）として 13 台（予備 1 台含む）を保管するため、重大事故等においても対応できる。

表 7 各重大事故シーケンスで使用する衛星電話設備等の台数

各重大事故シーケンス			使用場所	屋内 (中央制御室)	屋内 (緊急時対策所)	屋外	
			設備	衛星電話設備 (固定型) ^(注1)	衛星電話設備 (固定型) ^(注1)	衛星電話設備 (携帯型) ^(注2)	無線連絡設備 (携帯型) ^(注3)
運転中の原子炉における重大事故に至る恐れがある事故 (炉心の著しい損傷防止)	①-1	高圧・低圧注水機能喪失		1	3	2	5
	①-2	高圧注水・減圧機能喪失		—	—	—	—
	①-3-1	全交流動力電源喪失(長期T B)		1	3	4	5
	①-3-2	全交流動力電源喪失(T B D, T B U)		1	3	4	5
	①-3-3	全交流動力電源喪失(T B P)		1	3	4	5
	①-4-1	崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)		—	—	—	—
	①-4-2	崩壊熱除去機能機能(残留熱除去系が故障した場合)		1	3	2	5
	①-5	原子炉停止機能喪失		—	—	—	—
	①-6	L O C A時注水機能喪失		1	3	2	5
	①-7	格納容器バイパス(インターフェイスシステムL O C A)		—	—	—	—
重大事故 (原子炉格納容器の破損の防止)	①-8	津波浸水による注水機能喪失		—	—	—	—
	②-1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却を使用する場合)		—	—	—	—
	②-1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却を使用しない場合)		1	3	2	5
	②-2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱		—	—	—	—
	②-3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用		—	—	—	—
	②-4	水素燃焼		—	—	—	—
使用済燃料プールにおける重大辞事故に至る恐れがある事故 (使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止)	②-5	溶融炉心・コンクリート相互作用		—	—	—	—
	③-1	想定事故 1		1	3	2	5
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 (運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止)	③-2	想定事故 2		1	3	2	5
	④-1	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)		—	—	—	—
	④-2	全交流動力電源喪失		—	—	—	—
	④-3	原子炉冷却材の流出		—	—	—	—
	④-4	反応度の誤投入		—	—	—	—

・台数については、今後、訓練等を通して見直しを行う可能性がある。

(注 1) : 中央制御室へ 2 台、緊急時対策所へ 7 台(予備 1 台含む)を設置するため、重大事故等においても対応できる。

(注 2) : 緊急時対策所へ 12 台(予備 1 台含む)を保管するため、重大事故等においても対応できる。

(注 3) : 緊急時対策所へ 20 台(予備 1 台含む)を保管するため、重大事故等においても対応できる。

機能毎に必要な通信設備（発電所内）の優先順位及び設備種別

機能	通信実施場所			
	場所	使用する通信連絡設備 （発電所内）	場所	使用する通信連絡設備
操作、作 業 の 連 絡	中央 制御室	① 電力保安通信用電話設備 （固定電話機） ① 電力保安通信電話設備（P H S 端末） ① 送受話器（ページング） ② 携行型有線通話装置	現場 （屋内）	① 電力保安通信用電話設備 （固定電話機） ① 電力保安通信電話設備（P H S 端末） ① 送受話器（ページング） ② 携行型有線通話装置
	中央 制御室	① 電力保安通信用電話設備 （固定電話機） ① 電力保安通信電話設備（P H S 端末） ① 送受話器（ページング） ② 無線連絡設備（固定型） ② 衛星電話設備（固定型）	緊急時 対策所	① 電力保安通信用電話設備 （固定電話機） ① 電力保安通信電話設備（P H S 端末） ① 送受話器（ページング） ② 無線連絡設備（固定型） ② 衛星電話設備（固定型）
	現場 （屋内）	① 電力保安通信用電話設備 （固定電話機） ① 電力保安通信電話設備（P H S 端末） ① 送受話器（ページング） ② 携行型有線通話装置	現場 （屋内）	① 電力保安通信用電話設備 （固定電話機） ① 電力保安通信電話設備（P H S 端末） ① 送受話器（ページング） ② 携行型有線通話装置
	現場 （屋外）	① 電力保安通信電話設備（P H S 端末） ① 送受話器（ページング） ② 無線連絡設備（携帯型） ② 衛星電話設備（携帯型）	現場 （屋外）	① 電力保安通信電話設備（P H S 端末） ① 送受話器（ページング） ② 無線連絡設備（携帯型） ② 衛星電話設備（携帯型）
	緊急時 対策所	① 電力保安通信用電話設備 （固定電話機） ① 電力保安通信電話設備（P H S 端末） ① 送受話器（ページング） ② 無線連絡設備（固定型） ② 衛星電話設備（固定型）	現場 （屋外）	① 電力保安通信電話設備（P H S 端末） ① 送受話器（ページング） ② 無線連絡設備（携帯型） ② 衛星電話設備（携帯型）
	緊急時 対策所	① 衛星電話設備（固定型）	モニタリ ング （放射能 観測車）	① 衛星電話設備（携帯型）

凡例

丸数字：優先順位

：重大事故等対処設備

：自主対策設備

機能毎に必要な通信設備（発電所外）の優先順位及び設備種別（１／２）

機能		通信実施場所						
		場所	使用する通信連絡設備 （発電所外）		場所	使用する通信連絡設備 （発電所外）		
通報， 連絡等	緊急時 対策所	ＴＶ 会議	①	テレビ会議システム（社内）	本店	ＴＶ 会議	①	テレビ会議システム（社内）
			②	テレビ会議システム※ ^{＊１}			②	テレビ会議システム※ ^{＊１}
		電話	①	電力保安通信用電話設備（固定電話機）		電話	①	電力保安通信用電話設備（固定電話機）
			①	電力保安通信用電話設備（ＰＨＳ端末）			①	電力保安通信用電話設備（ＰＨＳ端末）
			②	加入電話設備（加入電話）			②	加入電話設備（加入電話）
			③	衛星電話設備（固定型）			③	衛星電話設備（固定型）
		④	ＩＰ電話※ ^{＊１}	④		ＩＰ電話※ ^{＊１}		
		ＦＡＸ	①	電力保安通信用電話設備（ＦＡＸ）		ＦＡＸ	①	電力保安通信用電話設備（ＦＡＸ）
			②	加入電話設備（加入ＦＡＸ）			②	加入電話設備（加入ＦＡＸ）
			③	ＩＰ－ＦＡＸ※ ^{＊１}			③	ＩＰ－ＦＡＸ※ ^{＊１}
	緊急時 対策所	ＴＶ 会議	①	テレビ会議システム※ ^{＊１}	国	ＴＶ 会議	—	
			①	ＩＰ電話※ ^{＊１}				
		電話	①	電力保安通信用電話設備（固定電話機）		電話		
			①	電力保安通信用電話設備（ＰＨＳ端末）				
			②	加入電話設備（加入電話）				
			③	衛星電話設備（固定型）				
		ＦＡＸ	①	ＩＰ－ＦＡＸ※ ^{＊１}		ＦＡＸ		
			①	電力保安通信用電話設備（ＦＡＸ）				
		②	加入電話設備（加入ＦＡＸ）					

※１：統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

凡例

丸数字：優先順位

：重大事故等対処設備

：自主対策設備


機能毎に必要な通信設備（発電所外）の優先順位及び設備種別（２／２）


機能	通信実施箇所				
	場所	使用する通信連絡設備 （発電所外）		場所	使用する通信連絡設備 （発電所外）
通報， 連絡等	緊急時 対策所	電話	① I P 電話※ ^１	自治体，そ の他関係機 関等	—
			① 電力保安通信用 電話設備（固定 電話機）		
			① 電力保安通信用 電話設備（P H S 端末）		
			② 加入電話設備 （加入電話）		
			② 専用電話設備 （専用電話）		
			③ 衛星電話設備 （固定型）		
		F A X	① I P － F A X ※ ^１		
			① 電力保安通信用 電話設備（F A X）		
			② 加入電話設備 （加入 F A X）		
	緊急時 対策所	① 衛星電話設備（固定型）		モニタリン グ（放射能 観測車）	① 衛星電話設備（携帯型）

※ １：統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

凡例

丸数字：優先順位

：重大事故等対処設備

：自主対策設備

東海第二発電所

大規模な自然災害又は故意による 大型航空機の衝突その他のテロリズムへの 対応について

平成 29 年 7 月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

- 2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応
 - 2.1 可搬型設備等による対応
 - 2.1.1 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る基本的な考え方
 - 2.1.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備
 - 2.1.1.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備
 - 2.1.1.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備
 - 2.1.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項
 - 2.1.2.1 大規模損壊発生時の手順書の整備
 - 2.1.2.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備
 - 2.1.2.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備
 - 2.1.3 まとめ

- 添付資料 2.1.1 大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然災害・外部人為事象の抽出プロセスについて
- 添付資料 2.1.2 竜巻事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料 2.1.3 凍結事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料 2.1.4 積雪事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料 2.1.5 落雷事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料 2.1.6 火山事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料 2.1.7 森林火災事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料 2.1.8 自然現象の重畳に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料 2.1.9 P R Aで選定しなかった事故シーケンス等への対応について
- 添付資料 2.1.10 大規模損壊発生時の対応
- 添付資料 2.1.11 大規模損壊発生時に使用する対応手順書及び設備一覧について
- 添付資料 2.1.12 使用済燃料プール大規模漏えい時の対応について
- 添付資料 2.1.13 放水砲の設置場所及び使用方法等について
- 添付資料 2.1.14 大規模損壊に特化した設備と手順の整備について
- 添付資料 2.1.15 米国ガイド（NEI06-12 及び NEI12-06）で参考とした事項について
- 添付資料 2.1.16 大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について
- 添付資料 2.1.17 重大事故等と大規模損壊対応に係る体制整備等の考え方
- 添付資料 2.1.18 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について
- 添付資料 2.1.19 設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊における対応状況

添付資料 2.1. 20 大規模損壊発生時における放射線防護に係る対応について

添付資料 2.1. 21 災害対策本部体制と指揮命令及び情報の流れについて

添付資料 2.1. 22 災害対策要員の確保に関する基本的な考え方について

添付資料 2.1. 23 運転員及び災害対策要員に対する教育及び訓練内容について

添付資料 2.1. 24 大規模な自然災害による使用済燃料乾式貯蔵設備への影響について

別冊

非公開資料

I. 具体的対応の共通事項

II. 大規模な自然災害の想定 of 具体的内容

III. テロの想定脅威の具体的内容

2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応

2.1 可搬型設備等による対応

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における体制の整備に関し、次の項目に関する手順書を適切に整備し、また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を整備する。ここでは、原子炉施設にとって過酷な大規模損壊が発生した場合においても、当該の手順書等を活用した対策によって緩和措置を講じることができることを説明する。

- 一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- 四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

2.1.1 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る基本的な考え方

2.1.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備

大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。

大規模な自然災害については、多数ある自然災害の中から発電用原子炉施設に大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害により、重大事故又は大規模損壊等が発生する可能性を考慮した対応手順書を整備する。

上記に加え、確率論的リスク評価の結果に基づく事故シーケンスグループの選定において抽出しなかった地震及び津波特有の事故シーケンスについても対応できる手順書として、また、発生確率や地理的な理由により発生する可能性が極めて低いため抽出していない外部事象に対しても緩和措置が行えるよう整備する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、大規模損壊を発生させる可能性の高い事象であることから、大規模損壊及び大規模な火災が発生することを前提とした対応手順書を整備する。

(1) 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮

大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を想定するに当たっては国内外の基準などで示されている外部事象を網羅的に収集し、その中から考慮すべき自然災害に対して、設計基準又は観測記録を超えるような規模を想定し、発電用原子炉施設の安全性に与える影響及び重畳することが考えられる自然災害の組合せについても考慮する。

また、事前予測が可能な自然災害については、影響を低減させるための必要な安全措置を講じることを考慮する。

さらに、事態収束に必要と考えられる機能の状態に着目して事象の進展を考慮する。

(2) 故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応における考慮

テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し、その上で流用性を持たせた柔軟で多様性のある対応ができるように考慮する。

(3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

大規模損壊発生時の対応手順書については、c. 項に示す5つの項目に関する緩和等の措置を講じるため、可搬型重大事故等対処設備による対応を考慮した多様性及び柔軟性を有するものとして整備する。

大規模損壊発生時の手順書による対応操作は、大規模損壊によって発電用原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、あらかじめシナリオ設定した対応操作は困難であると考えられることから、施設の損壊状況等の把握を迅速に試みるとともに断片的に得られる情報、確保できる要員及び使用可能な設備により、炉心の著しい損傷の緩和、格納容器の破損緩和、使用済燃料プールの水位確保及び燃料体の著しい損傷緩和又は放射性物質の放出低減のために効果的な対応操作を速やか、かつ、臨機応変に選択及び実行する必要がある。このため、発電用原子炉施設の被害状況を把握するための手順及び被害状況を踏まえた優先実施事項の実行判断を行うため

の手順を整備する。

また、当該の手順書については、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突が発電用原子炉施設に及ぼす影響等、様々な状況を想定した場合における事象進展の抑制及び緩和対策の実効性を確認し整備する。

a．大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と対応フロー

大規模損壊発生時は、発電用原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合は、プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるよう対応フローを整備する。大規模損壊発生時に使用する手順書を有効かつ効果的に使用するため、対応手順書において適用開始条件を明確化するとともに、対応フローを明示することにより必要な個別戦略への移行基準を明確化する。

(a) 大規模損壊発生時の判断及び対応要否の判断基準

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生について、緊急地震速報、津波警報、外部からの情報連絡、衝撃音、衝突音等により検知した場合、中央制御室の状況、プラント状態の大まかな確認及び把握（火災発生の有無、建屋の損壊状況等）を行うとともに、大規模損壊の発生（又は発生が疑われる場合）の判断を原子力防災管理者又は発電長が行う。また、原子力防災管理者又は発電長が以下の適用開始条件に該当すると判断した場合は、大規模損壊時に対応する手順に基づく事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。

i) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合又は疑われる場合

- ・プラント監視機能又は制御機能の喪失によりプラント状態把握

に支障が発生した場合（中央制御室の機能喪失を含む）

- ・使用済燃料プールの損傷により漏えいが発生し、使用済燃料プールの水位が維持できない場合
- ・原子炉冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊（建屋損壊に伴う広範囲な機能喪失等）がプラントに発生した場合
- ・大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合

ii) 原子力防災管理者が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合

iii) 発電長が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合

(b) 大規模損壊発生時の対応フロー

大規模損壊時に対応する手順による対応実施を判断した後、発電用原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いて施設の損壊状況及びプラントの状態等を把握し、把握した被害状況等から各個別戦略における対応操作の必要性及び実施可否を判断することにより、事象進展に応じた対応操作を選定する。中央制御室の監視及び制御機能の喪失により、原子炉停止状況などのプラントの状況把握が困難な場合には、外からの目視による確認及び可搬型計測器による優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、緩和措置を行う。また、中央制御室又は緊急時対策所での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には、外からの目視に加えて内部の状況から全体を速やかに把握し、優先順位を付けて喪失した機能を回復又は代替させる等により緩和措置を行う。また、適切な個別戦略を速や

かに選択できるように、対応フローに個別戦略への移行基準を明確化する。個別戦略実行のために必要な設備の使用可否については、大規模損壊時に対応するチェックシートに基づく当該設備の状況確認を実施することにより判断する。

b. 優先順位に係る基本的な考え方

環境への放射性物質の放出を低減することを最優先に考え、事故対応を行うとともに、事故対応への影響を把握するため、火災の状況を確認する。また、確保できる要員及び残存する資源等を基に有効かつ効果的な対応を選定し、事故を収束させる対応を行う。

また、設計基準事故対処設備の機能喪失、大規模な火災の発生及び災害対策要員の一部が被災した場合でも対応できるようにする。

このような状況においても、可搬型重大事故対処設備等を活用することによって、「大規模な火災が発生した場合における消火活動」、「炉心の著しい損傷緩和」、「格納容器の破損緩和」、「使用済燃料プール水位確保及び燃料体の著しい損傷緩和」及び「放射性物質の放出低減」の対応を行う。人命救助が必要な場合は原子力災害に対応しつつ、発電所構内の人員の協力を得て人命の救助を要員の安全を確保しながら行う。

さらに、環境への放射性物質の放出を低減することを最優先とする観点から、重大事故等対策におけるアクセスルート確保の考え方を基本に被害状況を確認し、早急に復旧可能なルートを選定し、ホイールローダを用いてがれき等の撤去作業を実施することでアクセスルートの確保を行う。また、事故対応を行うためのアクセスルート及び各影響緩和対策の操作に支障となる火災並びに延焼することにより被害の拡散につながる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

対応の優先順位については、対応可能な要員数、使用可能な設備及び

施設の状態に応じて選定する。

i) 発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合

プラント監視機能が喪失し、発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合においては、外観より施設の状況を把握するとともに、対応可能な要員の状況を可能な範囲で把握し、環境への放射性物質の放出を低減することを最優先に考え、以下に示す当面達成すべき目標に基づき優先して実施すべき対応操作とその実効性を総合的に判断して必要な緩和措置を実施する。

当面達成すべき目標については、外観から原子炉建屋が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、第一義目的として原子炉注水等の「炉心損傷回避又は緩和」を目標として設定し、緩和措置を優先的に行う。ただし、原子炉圧力容器が破損までの速やかな原子炉注水の実施が困難である場合は、炉心損傷後における「格納容器破損回避又は緩和」の措置を優先的に行う。使用済燃料プールへの対応については、外観から原子炉建屋が健全であることが確認できた場合は、「使用済燃料プール水位確保及び燃料体の著しい損傷緩和」のための措置を行う。また、外観から格納容器や使用済燃料プールへの影響が懸念されるほどの原子炉建屋の損傷が確認され、周辺の線量率が上昇している場合は、「放射性物質の放出低減」のための措置を行う。

また、監視機能を復旧させるため、代替電源による供給により監視機能の復旧を試みるとともに、可搬型計測器等を用いて可能な限り継続的にプラントの状況把握に努める。

ii) 発電用原子炉施設の状況把握がある程度可能な場合

プラント監視機能が健全である場合には、対応可能な要員の状況、発電用原子炉施設の状況を可能な範囲で速やかに把握し、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」機能の確保を基本とし、状況把握が困難な場合と同様に環境への放射性物質の放出を低減することを最優先に考え、当面達成すべき目標を設定し、必要な緩和措置を実施する。

なお、部分的にパラメータ等を確認できない場合は、代替電源からの電源供給による復旧、可搬型計測器等による確認を試みる。

c. 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

大規模損壊が発生した場合に対応する手順については、(a)項に示す5つの項目に関する緩和等の措置を講じるため、可搬型重大事故等対処設備による対応を考慮した多様性及び柔軟性を有するものとして整備する。

また、(b)項から(n)項の手順等を基本に、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室における監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。また、大規模損壊に特化した手順を(o)項に示す。

(a) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

イ. 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等

大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備するとと

もに必要な設備を配備する。

また、地震や津波のような自然現象において、施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合にも対応が可能なように多様な消火手段を整備する。

大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに、早期に準備が可能な化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。

また、自衛消防隊以外の災害対策要員が消火活動の支援を行う場合は、災害対策本部の火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊長の指揮下で活動する。

ロ．炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動スクラム、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入又は原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の故障により原子炉の冷却が行えない場合に、高圧代替注水系により原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源設備喪失により原子炉の冷却が行えない場合は、常設代替直流電源設備より給電される高圧代替注水系による原子炉の冷却又は高圧代替注水系の現場起動による原子炉の冷却を試みる。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に期待している注水機能が使用できる場合又はインターフェイスシステムL O C Aが発生した場合は、逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は、残留熱除去系（低圧注水系）を優先し、全交流動力電源喪失により原子炉の冷却が行えない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、消火系又は補給水系による原子炉の冷却を試みる。

ハ．格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等

格納容器の破損を緩和するための対策が必要な場合における対応手段は次のとおりである。

- ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障又は全交流動力電源喪失により機能喪失した場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系又は補給水系により格納容器内の圧力及び温度を低下させる。
- ・残留熱除去系海水ポンプの故障等又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合には、緊急用海水系とあわせて残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系、格納容器スプレイ冷却系又は原子炉停止時冷却系）により最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。
- ・格納容器の過圧破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系により、格納容器内の減圧及び除熱を行

う。

- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）による格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）、消火系又は補給水系によりペDESTAL（ドライウェル部）へ注水する。
- ・格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による格納容器の破損を防止するために原子炉運転中の格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により格納容器内雰囲気の不活性化状態になっているが、炉心の著しい損傷が発生し、ジルコニウム－水反応並びに水の放射線分解による水素及び酸素の発生によって可燃限界を超えるおそれがある場合は、可燃性ガス濃度制御系により水素又は酸素の濃度を抑制する。さらに、格納容器圧力逃がし装置により水素ガスを格納容器外に排出する手段を有している。

ニ．使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段は次のとおりとする。

- ・使用済燃料プールの状態を監視するため、使用済燃料プール水位・温度、使用済燃料プールエリア放射線モニタ及び使用済燃料プール監視カメラを使用する。
- ・使用済燃料プールの注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい、その他の要因により使用済燃料プールの水位が低下

した場合は、代替燃料プール注水系、補給水系又は消火系により使用済燃料プールへ注水することにより、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽する。

- ・使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位維持が行えない場合は、代替燃料プール注水系により使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレーし、燃料体等の崩壊熱を除去することにより、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。
- ・燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系による使用済燃料プール冷却機能が喪失した場合、代替燃料プール冷却系により使用済燃料プールの除熱を実施する。

ホ．放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合における対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により原子炉建屋へ放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。
- ・その際、放水することで放射性物質を含む汚染水が発生するため、汚濁防止膜を設置することにより、汚染水の海洋への拡散抑制を行う。
- ・また、汚濁防止膜の設置が困難な状況（大津波警報や津波警報が発表されている状況）においても、防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより、汚染水の海洋への拡散抑制を行う。

- (b) 「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」
- (c) 「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」
- (d) 「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」
- (e) 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」
- (f) 「1.6 格納容器内の冷却等のための手順等」
- (g) 「1.7 格納容器の過圧破損を防止するための手順等」
- (h) 「1.8 格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」
- (i) 「1.9 水素爆発による格納容器の破損を防止するための手順等」
- (j) 「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」
- (k) 「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」
- (l) 「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」
- (m) 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」
- (n) 「1.14 電源の確保に関する手順等」
- (o) 「2.1 可搬型設備等による対応手順等」

可搬型設備等による対応手順等のうち、柔軟な対応を行うための大規模損壊に特化した手順を以下に示す。

イ．現場における可搬型計測器を用いたパラメータ計測、監視手順

- d. c. 項に示す大規模損壊への対応手順書は、万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備するが、中央制御室での監視及び制御機能に期待できる可能性も十分に考えられることから、

運転手順書を活用した事故対応も考慮したものとする。

2.1.1.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊時の体制については、組織が最も有効に機能すると考えられる通常の災害対策本部の体制を基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備する。また、重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提とし、中央制御室が機能喪失するような通常とは異なる体制で活動しなければならない場合にも対応できるよう教育及び訓練の実施並びに体制の整備を図る。

(1) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練

大規模損壊への対応のための災害対策要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練に加え、大規模損壊発生時に対応する手順及び資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。また、原子力防災管理者及び副原子力防災管理者を対象に、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した個別の教育及び訓練を実施する。さらに、要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育の充実を図る。

(2) 大規模損壊発生時の体制

発電用原子炉施設において重大事故等及び大規模損壊のような原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去並びに原子力災害の拡大防止及び緩和その他必要な活動を迅速かつ円滑に実施

するため、災害対策本部体制を整備する。

また、夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）においても発電所構内に災害対策要員 39 名（当直要員 7 名及び自衛消防隊 11 名含む）を常時確保し、大規模損壊の発生により中央制御室（当直要員を含む）が機能しない場合においても、対応できるよう体制を整備する。

さらに、発電所構内に常時確保する災害対策要員により、参集要員が参集するまでの当面の間は事故対応を行えるよう体制を整備する。

(3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方

大規模損壊発生時には、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、発電所構内に必要な要員を確保するとともに指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊発生時に対応するための体制を基本的な考え方に基づき整備する。

a. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における統括待機当番者（副原子力防災管理者）を含む対応要員は、地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、建物の損壊等により要員が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の措置を講じる。

b. プルーム放出時は、緊急時対策所、中央制御室待避室及び二次隔離弁操作室に残る要員（以下「最低限必要な要員」という。）は緊急時対策所、中央制御室待避室及び二次隔離弁操作室に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。プルーム通過時、最低限必要な要員以外の要員は発電所構外へ一時避難し、その後、災害対策本部長の指示により再参集する。

ただし格納容器が破損している場合など、一時退避中に被ばくのおそれがある場合には、緊急時対策所に留まることとする。

c. 大規模損壊と同時に大規模火災が発生している場合、災害対策本部の指揮命令系統の下、自衛消防隊は消火活動を実施する。また、原子力防災管理者が、事故対応を実施又は継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、災害対策本部の指揮命令系統の下、放水砲等の対応を行う要員を消火活動に従事させる。これら大規模損壊発生時の火災対応については、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）時には統括待機当番者（副原子力防災管理者）の指揮命令系統の下で消火活動を行う。

(4) 大規模損壊発生時の支援体制の確立

a. 本店対策本部体制の確立

大規模損壊発生時における本店対策本部の設置による発電所への支援体制は、技術的能力 1.0 で整備する支援体制と同様である。

b. 外部支援体制の確立

大規模損壊発生時における外部支援体制は、技術的能力 1.0 で整備する外部支援体制と同様である。

2.1.1.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。

(1) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう、外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように考慮する。

a. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない場所に保管する。また、基準津波を超える津波に対して裕度を有する高所に保管する。

b. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備が設置されている原子炉建屋等から 100m 以上離隔を確保した上で、複数箇所に分散して保管する。

c. 可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管するとともに、常設設備への接続口、アクセスルートを複数設ける。また、速やかに消火及びがれき撤去できる可搬型設備を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。

(2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉建屋から 100m 以上離隔をとった保管場所に分散して配備する。

a. 炉心損傷及び格納容器破損による高線量の環境下において、事故対応

のために着用する全面マスク，タイベック，個人線量計等の必要な資機材を配備する。

b．地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な燃料火災の発生に備え，必要な消火活動を実施するために着用する防護具，消火薬剤等の資機材を配備する。

c．大規模損壊発生時において，災害対策本部と現場間，発電所外等との連絡に必要な通信連絡手段を確保するため，多様な複数の通信連絡設備を配備する。

2.1.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項

<要求事項>

発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目についての手順書が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

- 一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- 四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

【解釈】

- 1 発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合において、第1号から第5号までに掲げる活動を実施するために必要な手順書、体制及び資機材等を適切に整備する方針であること。
- 2 第1号に規定する「大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動」について、発電用原子炉設置者は、故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備する方針であること。
- 3 発電用原子炉設置者は、本規程における「1, 重大事故等対策における要求事項」の以下の項目について、大規模な自然災害を想定した手順等を整備する方針であること。
 - 1.2 原子炉冷却材圧カバウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 - 1.3 原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための手順等
 - 1.4 原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 - 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
 - 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
 - 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
 - 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等
 - 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
 - 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

1.14 電源の確保に関する手順等

4 発電用原子炉設置者は、上記3の項目について、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順等を整備する方針であること。

2.1.2.1 大規模損壊発生時の手順書の整備

大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。

大規模な自然災害については、多数ある自然災害の中から発電用原子炉施設に大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を選定した上で、当該の自然災害により発電用原子炉施設に重大事故、大規模損壊等が発生する可能性を考慮した対応手順書を整備する。これに加え、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定において抽出しなかった地震及び津波特有の事故シーケンスについても対応できる手順書として、また、発生確率や地理的な理由により発生する可能性が極めて低いため抽出していない外部事象に対しても緩和措置が行えるよう整備する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、大規模損壊を発生させる可能性の高い事象であることから、大規模損壊及び及び大規模な火災が発生することを前提とした対応手順書を整備する。

以下において、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象について整

理する。検討プロセスの概要を第 2.1.1 図に示す。

(1) 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮

大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を網羅的に抽出するため、国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に収集し、自然災害 55 事象、外部人為事象 23 事象を抽出した。

そのうちの自然災害 55 事象について、設計基準又は観測記録を超えるような非常に苛酷な状況を想定した場合にプラントの安全性が損なわれる可能性について評価し、発生しうるプラント状態（起因事象）を特定した。その結果、特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある自然災害として、地震、津波、竜巻、凍結、積雪、落雷、火山の影響、森林火災、隕石の 9 事象を選定した。また、重畳することが想定される自然災害である、地震と津波が重畳して発生した場合、地震による影響に対する対応が津波によって遅れる等、事故対応に影響を及ぼす可能性があることから、選定したそれぞれの単独事象と同様にプラントへの影響評価を実施した。なお、事前予測が可能な自然災害については、影響を低減させるための必要な安全措置を講じることを考慮した。特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある自然災害の影響を整理した結果を第 2.1.1 表及び第 2.1.2 表に示す。

また、外部人為事象 23 事象について、自然災害と同様の評価を行い、特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある外部人為事象として、衛星の落下、航空機落下を選定した。特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある外部人為事象の影響を整理した結果を第 2.1.3 表に示す。

a. 自然災害の規模の想定

大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の抽出に当たっては、

自然災害に対して、設計基準又は観測記録を超えるような非常に苛酷な状況を想定し、当該事象が発電用原子炉施設の安全性に与える影響を評価している。以下に、特にプラントの安全性に影響を与える自然災害として選定した事象において、想定した自然災害の規模を示す。また、特にプラントの安全性に影響を与える外部人為事象として選定した事象の規模も合わせて示す。

(a) 地震

基準地震動を超えるような大規模な地震が発生する可能性は低いものとするが、基準地震動を超える規模を想定する。

なお、地震の事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく発生することを想定する。

(b) 津波

基準津波を超えるような大規模な津波が発生する可能性は低いですが、基準津波を超える規模を想定する。

なお、津波の事前の予測については、施設近傍で津波が発生する可能性は低いものとするが、地震発生後、時間的余裕の少ない津波が来襲すると想定する。

(c) 竜巻

最大風速 100m/s をを超えるような竜巻が発生する可能性は低いですが、100m/s をを超える規模を想定する。

なお、事前の予測が可能であることから、プラントの安全性に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して安全対策（飛散防止措置の確認等）を講じることが可能である。

(d) 凍結

敷地付近で観測された最低気温-12.7℃を下回る気温が発生する可

能性は低いが、最低気温 -12.7°C を下回る規模を想定する。

なお、事前の予測が可能であることから、プラントの安全性に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して安全対策（加温等の凍結防止対策）を講じることが可能である。

(e) 積雪

建築基準法で定められた敷地付近の垂直積雪量 30cm を超える積雪が発生する可能性は低いが、垂直積雪量 30 cmを超える規模を想定する。

なお、事前の予測が可能であることから、プラントの安全性に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して安全対策（除雪）を講じることが可能である。

(f) 落雷

敷地付近で設計基準雷撃電流 220kA を超える雷サージが発生する可能性は低いが、設計基準雷撃電流 220kA を超える規模を想定する。

なお、雷発生までの時間的余裕はないものとする。

(g) 火山の影響

敷地において想定される降下火砕物の堆積厚さ 40 cmを超える降下火砕物が発生する可能性は低いが、堆積厚さ 40 cmを超える規模を想定する。

なお、事前の予測が可能であることから、プラントの安全性に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して安全対策（降下火砕物の除去等）を講じることが可能である。

(h) 森林火災

防火帯を超えるような規模の森林火災が発生する可能性は低いが、防火帯を超えて延焼するような規模を想定する。

なお、森林火災が拡大するまでの時間的余裕は十分あることから、プラントの安全性に影響を与えることがないよう、予防散水する等の安全対策を講じることが可能である。

(i) 隕石

敷地内に隕石が落下する可能性は低いが、敷地内の建屋及び屋外設備に大きな損傷を及ぼし得る規模を想定する。

なお、隕石落下までの時間的余裕はないものとする。

(j) 地震と津波の重畳

大規模地震後に実施する屋外作業の開始が、大規模地震後の大規模津波によって、遅れる可能性がある。

斜面の崩壊、地盤の陥没、がれき、漂流物、タンク火災等により、アクセスルートの通行に支障を来し、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。

両事象の重畳が発生した場合においても、影響を受けにくい場所に分散配置している可搬型重大事故等対処設備等による事故の影響緩和措置に期待できる。

(k) 衛星の落下

敷地内に衛星が落下する可能性は低いが、敷地内の建屋及び屋外設備に大きな損傷を及ぼし得る規模を想定する。

なお、衛星落下までの時間的余裕はないものとする。

(l) 航空機落下

敷地内に航空機が落下する可能性は低いが、敷地内の建屋及び屋外設備に大きな損傷を及ぼし得る規模を想定する。

b. 大規模損壊を発生させる可能性のある事象の特定

特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある自然災害について、それぞれで特定した起因事象・シナリオからプラントへ与える影響を評価し、大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を検討する。

プラント状態を特定するに当たっては、大規模損壊の事象収束に必要なと考えられる以下の機能の状態に着目して作成したイベントツリーによる事象進展評価を考慮した。

- (a) 建屋・構築物，機器の損傷により直接炉心損傷に至るおそれのあるもの
 - i) 原子炉建屋・格納容器機能維持
 - ii) 計装・制御
 - iii) 原子炉冷却材圧力バウンダリ
- (b) 安全機能に広範な影響を及ぼすサポート機能
 - i) 最終ヒートシンク
 - ii) 非常用電源
- (c) 安全機能
 - i) 炉心冷却
 - ii) 崩壊熱除去

c. イベントツリーによる整理

イベントツリーによる整理結果を第 2.1.2 図に示す。ここで、最終的なプラント状態が単独事象を考慮した場合と同様となる地震と津波の重畳については示していない。また、自然災害である隕石並びに外部人為事象である衛星の落下及び航空機落下については、大型航空機の衝突と同様プラントに大きな影響を与える事象であることは明らかなことから、イベントツリーで示していない。

(a) 地震

大規模な地震の想定では、変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失、設計基準事故対処設備の損傷に伴う炉心冷却機能喪失及び崩壊熱除去機能喪失に至る可能性がある。また、非常用海水ポンプ損傷に伴う最終ヒートシンク喪失や交流・直流電源設備の損傷により全交流動力電源喪失に至る可能性がある。これに加えて原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（LOCA）等の事故が発生した場合には、設計基準事故対処設備が機能喪失していることから重大事故に至る可能性がある。さらに、全交流動力電源喪失に加えて、代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合には、重大事故から大規模損壊に至る可能性がある。

また、レベル1 PRAの知見から原子炉建屋損傷、格納容器損傷、格納容器バイパス、原子炉圧力容器損傷、E x c e s s i v e - L O C A、計装・制御系喪失、直流電源喪失+原子炉停止失敗、交流電源喪失+原子炉停止失敗により大規模損壊に至る可能性がある。また、レベル1.5 PRAの知見により、地震により重大事故が発生した場合において、事象発生前に格納容器隔離失敗が発生していた場合、大規模損壊に至る可能性がある。

その他、モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性や斜面の崩壊、地盤の陥没等により、アクセスルートの通行に支障を来し、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。

(b) 津波

大規模な津波の想定では、変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失に至る可能性がある。また、非常用海水ポンプ損傷に伴う最終ヒートシンク喪失により崩壊熱除去機能喪失に至る可能性があり、その状態にお

いて外部電源喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。また、原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失に至る可能性がある。さらに、全交流動力電源喪失に加えて、代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が津波により機能喪失した場合には、重大事故から大規模損壊に至る可能性がある。

また、レベル 1 P R A の知見から、防潮堤損傷により大規模損壊に至る可能性がある。

その他、保管している危険物による火災の発生の可能性、モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性、がれき、漂流物、タンク火災等により、アクセスルートの通行に支障を来し、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。

(c) 地震と津波の重畳

(a) 項の地震及び (b) 項の津波の想定において発生する可能性のあるとしたプラント状態が、地震と津波の重畳の想定では同様に発生する可能性があり、大規模損壊に至る可能性がある。

大規模地震後に実施する屋外作業の開始が、大規模地震後の大規模津波によって、遅れる可能性がある。

斜面の崩壊、地盤の陥没、がれき、漂流物、タンク火災等により、アクセスルートの通行に支障を来し、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。

(d) 竜巻

大規模な竜巻の想定では、変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失に至る可能性がある。また、非常用海水ポンプ損傷に伴う最終ヒートシンク喪失により崩壊熱除去機能喪失に至る可能性があり、その状態において外部電源喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失に至る可

能性がある。さらに、全交流動力電源喪失に加えて、代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が竜巻により機能喪失した場合には、重大事故から大規模損壊に至る可能性がある。ただし、竜巻については、竜巻進路周辺に影響が集中すると考えられ、可搬型重大事故等対処設備は分散配置していることから、進路から離れた所に設置しているものは竜巻の影響を免れること、また、飛来物等によりアクセスルートの通行に支障を来し、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性があるものの、その影響は地震及び津波と比較して小さいと考えられることから、竜巻により、全交流動力電源喪失の発生に加え代替電源が喪失した場合における対応は、地震及び津波のシナリオに代表されると考えられる。

(e) 凍結

送電線や碍子へ着氷による影響を与える可能性があることから、外部電源喪失が発生する可能性がある。ただし、事前の予測が可能であることから、体制を強化して凍結防止等の必要な安全対策を講じることにより、プラントの安全性に影響を与える可能性は低い。

(f) 積雪

送電線や碍子へ着雪による影響を与える可能性があることから、外部電源喪失が発生する可能性がある。ただし、事前の予測が可能であることから、体制を強化して除雪等の必要な安全対策を講じることにより、プラントの安全性に影響を与える可能性は低い。

(g) 落雷

落雷の影響により、外部電源喪失が発生する可能性がある。また、非常用海水ポンプ損傷に伴う最終ヒートシンク喪失により崩壊熱除去機能喪失に至る可能性があり、その状態において外部電源喪失が重畳

した場合には、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。

なお、雷害防止対策を講じている。

(h) 火山の影響

送電線や碍子へ降下火砕物の付着による影響を与える可能性があることから、外部電源喪失が発生する可能性がある。ただし、事前の予測が可能であることから、体制を強化して降下火砕物の除去等の必要な安全対策を講じることにより、プラントの安全性に影響を与える可能性は低い。

(i) 森林火災

送電鉄塔や送電線へ影響を与える可能性があることから、外部電源喪失が発生する可能性がある。ただし、発電用原子炉施設へ影響がないよう防火帯幅を確保しており、予防散水等の対策を講じる十分な時間余裕があることから、プラントの安全性に影響を与える可能性は低い。

(j) 隕石

隕石による影響については、以下に示す観点から、大型航空機の衝突又は津波の影響と同様の影響を及ぼす事象として整理されると考えられる。

隕石の落下による影響については、歴史的には地球規模の災害をもたらすものから、家屋に損傷を与える程度のものまで様々であるが、影響緩和対策を講ずることを想定する観点から、被害程度は建屋及び屋外設備に大きな損傷を及ぼし得る規模までの隕石の落下を想定する。

この被害想定は、積載燃料による火災影響を除いた大型航空機の衝突と同様であり、同様の手順で対応できる。また、発電所近海への隕石の落下に伴う津波については、津波と同様の手順で対応できる。

(k) 衛星の落下

衛星の落下による影響については、以下に示す観点から、大型航空機の衝突又は津波の影響と同様の影響を及ぼす事象として整理されることが考えられる。

人工衛星の落下による地上施設の損傷事例はこれまでないものの、大型の宇宙ステーション等が地上に落下した場合には被害の発生を否定できないため、影響緩和対策を講ずることを想定する観点から、被害程度は建屋及び屋外設備に大きな損傷を及ぼし得る規模までの衛星の落下を想定する。この被害想定は、積載燃料による火災影響を除いた大型航空機の衝突と同様であり、同様の手順で対応できる。また、発電所近海への衛星の落下に伴う津波については、津波と同様の手順で対応できる。

(1) 航空機落下

航空機落下による影響については、故意による大型航空機の衝突と同様と考えられる。

これらの整理から、プラントの最終状態は次の3項目に類型化することができる。第2.1.4表に事象ごとに整理した結果を示す。

- ・大規模損壊（重大事故を上回る状態）
- ・重大事故又は重大事故に至るおそれがある事故
- ・設計基準事故

第2.1.4表に示すとおり、発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害については、地震、津波並びに地震及び津波の重畳の3事象を代表として整理する。また、上記3事象以外の自然災害、外部人為事象については、発電所の安全性に影響を与える可能性はあるものの大規模損壊に至ることはない事象又は大規模

損壊に至ったとしても、上記 3 事象の自然災害又は(2)項に示す故意による大型航空機の衝突に代表され、被害の様態から同様の手順で対応できる。

(2) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮

テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し、その上で流用性を持たせた柔軟で多様性のある対応ができるように考慮する。

以上より大規模損壊の対応手順の整備に当たっては、(1)項及び(2)項において整理した大規模損壊の発生によって、多量の放射性物質が環境中に放出されるような万一の事態に至る可能性も想定し、発電用原子炉施設において使える可能性のある設備、資機材及び要員を活用した柔軟で多様性のある手段を構築するよう考慮する。

(添付資料 2.1.1, 2, 1, 2, 2, 1, 3, 2, 1, 4, 2, 1, 5, 2, 1, 6, 2, 1, 7,
2, 1, 8, 2, 1, 9)

第 2.1.1 表 自然災害 9 事象がプラントへ与える影響評価 (1/7)

自然災害	設計基準を超える自然災害自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
地震	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 地震の事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく発生すると想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 開閉所設備の碍子、変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。 交流電源設備の損傷により、非常用交流電源が喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 非常用海水ポンプの損傷により、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 直流電源設備の損傷により、非常用交流電源の制御機能が喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 中央制御室は、堅牢な建屋内にあることから、運転員による操作機能の喪失は可能性として低いが、計装・制御機能については喪失する可能性がある。 原子炉建屋又は格納容器の損傷により、建屋内の機器、配管が損傷して大規模な L O C A 又は格納容器バイパスが発生し、E C C S 注入機能も有効に機能せず、重大事故に至る可能性がある。格納容器が損傷した場合には、閉じ込め機能に期待できない。 原子炉建屋の損傷により、使用済燃料プールが損傷し、重大事故に至る可能性がある。 モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 保管している危険物による火災の発生の可能性がある。 斜面の崩壊、地盤の陥没等により、アクセスルートの通行に支障を来し、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型設備の使用を基本としたプラント状態の把握、給電及び注水を行う。 モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬型設備による測定及び監視を行う。 化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ホイールロード等によるアクセスルートの仮復旧を行う。 	<p>【基準地震動を超える規模】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備 交流電源設備 海水ポンプ (R H R S, D G S, H P C S - D G S) 直流電源 計測・制御系 設計基準事故対処設備 (E C C S 等) 原子炉冷却材圧力バウンダリ 格納容器 原子炉圧力容器 原子炉建屋 使用済燃料プール モニタリング・ポスト 	<p>【以下のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 崩壊熱除去機能喪失 炉心冷却機能喪失 全交流動力電源喪失 L O C A 計装・制御系喪失 原子炉圧力容器損傷 格納容器バイパス 格納容器損傷 原子炉建屋損傷 <p>原子炉建屋損傷、格納容器損傷等による閉じ込め機能の喪失により大規模損壊に至る可能性がある。</p> <p>また、全交流動力電源喪失（設計基準事故対処設備の機能喪失）に加えて、地震により代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は、大規模損壊に至る可能性がある。</p>

第 2.1.1 表 自然災害 9 事象がプラントへ与える影響評価 (2/7)

自然災害	設計基準を超える自然災害自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
津波	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 津波の事前の予測については、施設近傍で津波が発生する可能性は低いものと考えますが、地震発生後、時間的余裕の少ない津波が来襲すると想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 津波の波力や漂流物衝突による変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失の可能性はある。 海水ポンプの被水により最終ヒートシンク喪失が発生し、これに伴い非常用ディーゼル発電機の機能喪失により、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 また、最終ヒートシンク喪失及び全交流動力電源喪失により、使用済燃料プールの冷却機能が喪失する可能性がある。 原子炉建屋内への津波による浸水により、直流 125V 主母線盤が冠水することにより、直流 125V の制御電源が喪失する可能性がある。 防潮堤の損傷により敷地内に多量の津波が流入することで、屋内外の施設が広範囲にわたり浸水し機能喪失する可能性がある。 モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 がれき、漂流物、タンク火災等により、アクセスルートの通行に支障を来し、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型設備の使用を基本としたプラント状態の把握、給電及び注水を行う。 モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬型設備による測定及び監視を行う。 化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ホイールローダ等によるアクセスルートの仮復旧を行う。 	<p>【基準津波を超える規模】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備 交流電源設備 海水ポンプ (RHRS, DGS, HPCS - DGS) 設計基準事故対処設備 (ECCS 等) 使用済燃料プール冷却設備 モニタリング・ポスト 	<p>【以下のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失 原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 <p>原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失により、大規模損壊に至る可能性がある。</p> <p>また、全交流動力電源喪失 (設計基準事故対処設備の機能喪失) に加えて、津波により代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は、大規模損壊に至る可能性がある。</p>

第 2.1.1 表 自然災害 9 事象がプラントへ与える影響評価 (3/7)

自然災害	設計基準を超える自然災害自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
竜巻	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・最大風速 100m/s を超えるような竜巻が発生する可能性は低いが、100m/s を超える規模を想定する。 ・竜巻防護設備及び竜巻防護設備に波及的影響を及ぼし得る設備は、風速 100m/s の竜巻から設定した荷重に対して、飛来物防護対策設備等によって防護されている。 ・事前の予測が可能であることから、プラントの安全性に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して安全対策（飛散防止措置の確認等）を講じることが可能である。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・風荷重及び飛来物の衝突による送電線の損傷に伴う外部電源喪失の可能性はある。 ・飛来物の衝突による海水ポンプの損傷により最終ヒートシンク喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機の機能喪失により、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。また、最終ヒートシンク喪失及び全交流動力電源喪失により、使用済燃料プールの冷却機能が喪失する可能性がある。 ・飛来物等によりアクセスルートの通行に支障を来し、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型設備の使用を基本としたプラント状態の把握、給電及び注水を行う。 ・ホイールローダ等の重機によるアクセスルートの仮復旧を行う ・あらかじめ体制を強化しての対策（飛散防止措置の確認等）。 	<p>【設計基準を超える竜巻】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源設備 ・交流電源設備 ・海水ポンプ（RHRS、DGS、HPCS－DGS） ・使用済燃料プール冷却設備 	<p>【以下のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失 <p>全交流動力電源喪失（設計基準事故対処設備の機能喪失）に加えて、竜巻により代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は、大規模損壊に至る可能性がある。</p>

第 2.1.1 表 自然災害 9 事象がプラントへ与える影響評価 (4/7)

自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
凍結	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 敷地付近で観測された最低気温-12.7℃を下回る気温が発生する可能性は低い、最低気温-12.7℃を下回る規模を想定する。 屋外機器で凍結のおそれのあるものは保温等の凍結防止対策を講じている。 事前の予測が可能であることから、プラントの安全性に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して安全対策（加温等の凍結防止対策）を講じることが可能である。 <p>【観測記録を下回る場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送電線や碍子への着氷による相間短絡の発生に伴う外部電源喪失の可能性はある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型設備の使用を基本としたプラント状態の把握、給電及び注水を行う。 あらかじめ体制を強化しての対策（加温等の凍結防止対策）。 	<p>【観測記録を下回る低温】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失
積雪	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 建築基準法で定められた敷地付近の垂直積雪量 30cm を超える積雪が発生する可能性は低い、垂直積雪量 30 cm を超える規模を想定する。 事前の予測が可能であることから、プラントの安全性に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して安全対策（除雪）を講じることが可能である。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送電線や碍子への着雪による相間短絡の発生に伴う外部電源喪失の可能性はある。 積雪により、アクセスルートの通行に支障を来し、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型設備の使用を基本としたプラント状態の把握、給電及び注水を行う。 ホイールローダ等によるアクセスルートの仮復旧を行う。 あらかじめ体制を強化しての対策（除雪）。 	<p>【設計基準を超える積雪】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失

第 2.1.1 表 自然災害 9 事象がプラントへ与える影響評価 (5/7)

自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
落雷	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 敷地付近で設計基準雷撃電流 220kA を超える雷サージが発生する可能性は低い、設計基準雷撃電流 220kA を超える規模を想定する。 落雷に対して、建築基準法に基づき高さ 20m を超える排気筒等へ避雷設備を設置し、避雷導体により接地網と接続する。接地網は、雷撃に伴う構内接地系の接地電位分布を平坦化することから、安全保護系等の設備に影響を与えることはなく、安全に大地に導くことができる。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 雷サージの影響による外部電源喪失の可能性はある。 雷サージの影響による海水ポンプの損傷により最終ヒートシンク喪失が発生し、これに伴い非常用ディーゼル発電機の機能喪失により、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 <p>また、最終ヒートシンク喪失及び全交流動力電源喪失により、使用済燃料プールの冷却機能が喪失する可能性がある。</p> <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型設備の使用を基本としたプラント状態の把握、給電及び注水を行う。 	<p>【設計基準を超える雷サージ】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備 交流電源設備 海水ポンプ（RHRS、DGS、HPCS－DGS） 使用済燃料プール冷却設備 	<p>【以下のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失

第 2.1.1 表 自然災害 9 事象がプラントへ与える影響評価 (6/7)

自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
火山の影響	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 敷地において想定される降下火砕物の堆積厚さ 40 cm を超える降下火砕物が発生する可能性は低い、堆積厚さ 40 cm を超える規模を想定する。 事前の予測が可能であることから、プラントの安全性に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して安全対策（降下火砕物の除去等）を講じることが可能である。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送電線や碍子への降下火砕物の付着による相間短絡の発生に伴う外部電源喪失の可能性はある。 降下火砕物の堆積により、アクセスルートの通行に支障を来し、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型設備の使用を基本としたプラント状態の把握、給電及び注水を行う。 ホイールローダ等の重機によるアクセスルートの仮復旧を行う。 あらかじめ体制を強化しての対策（降下火砕物の除去）。 	<p>【設計基準を超える降下火砕物】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失
森林火災	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 防火帯を超えるような規模の森林火災が発生する可能性は低い、防火帯を超えて延焼するような規模を想定する。 森林火災が拡大するまでの時間的余裕は十分あることから、プラントの安全性に影響を与えることがないよう、予防散水する等の安全対策を講じることが可能である。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送電鉄塔、送電線の損傷に伴う外部電源喪失の可能性はある。 森林火災の延焼により、アクセスルートの通行に支障を来し、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型設備の使用を基本としたプラント状態の把握、給電及び注水を行う。 化学消防自動車等の消火設備による建屋及びアクセスルートへの予防散水。 	<p>【設計基準を超える森林火災】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失

第 2.1.1 表 自然災害 9 事象がプラントへ与える影響評価 (7/7)

自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
隕 石	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 敷地内に隕石が落下する可能性は低いが、敷地内の建屋及び屋外設備に大きな損傷を及ぼし得る規模を想定する。 予兆なく発生し、隕石落下までの余裕時間はないものとして想定する。 <p>【隕石が落下した場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 建屋又は屋外設備等に隕石が衝突した場合は、当該建屋又は設備が損傷し、機能喪失に至る可能性がある。 発電所近海に隕石が落下した場合に発生する津波により安全機能が冠水し、機能喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 建屋又は屋外設備等に隕石が衝突した場合は、故意による大型航空機の衝突と同様に対応する。 発電所近海に隕石が落下し、津波が発生した場合は、津波発生時と同様に対応する。 	<ul style="list-style-type: none"> 具体的な喪失する機器は特定しない (津波又は故意による大型航空機の衝突による影響に包絡) 	<ul style="list-style-type: none"> 具体的なプラント状態は特定しない (津波又は故意による大型航空機の衝突による影響に包絡)

第 2.1.2 表 自然災害の重量がプラントへ与える影響評価

自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
地震と津波の重量	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震の事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく発生する。 ・津波の事前の予測については、発電所近海での震源による地震を考え、地震発生後、時間的余裕の少ない津波が来襲すると想定する。 ・地震により原子炉建屋の浸水防止対策が機能喪失し、建屋内浸水が発生することを想定する。 ・地震と津波の重量が発生した場合においても、影響を受けにくい場所に分散配置している可搬型重大事故等対処設備等による事故の影響緩和措置に期待できる。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・開閉所設備の碍子等の損傷又は津波の波力や漂流物衝突による変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。 ・交流電源設備の損傷により、非常用交流電源が喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・海水ポンプの被水により最終ヒートシンク喪失が発生し、これに伴い非常用ディーゼル発電機の機能喪失により、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・中央制御室は、堅牢な建屋内にあることから、運転員による操作機能の喪失は可能性として低いが、計装・制御機能については喪失する可能性がある。 ・原子炉建屋又は格納容器の損傷により、建屋内の機器、配管が損傷して大規模な L O C A 又は格納容器バイパスが発生し、E C C S 注入機能も有効に機能せず、重大事故に至る可能性がある。格納容器が損傷した場合には、閉じ込め機能に期待できない。 ・最終ヒートシンク喪失及び全交流動力電源喪失により、使用済燃料プールの冷却機能が喪失する可能性がある。 ・原子炉建屋の損傷により、使用済燃料プールが損傷し、重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉建屋内への津波による浸水により、直流 125V 主母線盤が冠水することにより、直流 125V の制御電源が喪失する可能性がある ・防潮堤の損傷により敷地内に多量の津波が流入することで、屋内外の施設が広範囲にわたり浸水し機能喪失する可能性がある。 ・モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 ・保管している危険物による火災の発生の可能性がある。 ・大規模地震後に実施する屋外作業の開始が、大規模地震後の大規模津波によって、遅れる可能性がある。 ・斜面の崩壊、地盤の陥没、がれき、漂流物、タンク火災等により、アクセスルートの通行に支障を来し、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型設備の使用を基本としたプラント状態の把握、給電及び注水を行う。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬型設備による測定及び監視を行う。 ・化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・ホイールローダ等によるアクセスルートの回復旧を行う。 	<p>【基準地震動及び基準津波を超える規模】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源設備 ・交流電源設備 ・海水ポンプ（R H R S、D G S、H P C S－D G S） ・直流電源 ・計測・制御系 ・設計基準事故対処設備（E C C S 等） ・原子炉冷却材圧力バウンダリ ・格納容器 ・原子炉圧力容器 ・原子炉建屋 ・使用済燃料プール ・使用済燃料プール冷却設備 ・モニタリング・ポスト 	<p>【以下のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 ・炉心冷却機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・L O C A ・計装・制御系喪失 ・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器バイパス ・格納容器損傷 ・原子炉建屋損傷 ・原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 <p>原子炉建屋損傷、格納容器損傷等による閉じ込め機能の喪失により、大規模損壊に至る可能性がある。</p> <p>また、全交流動力電源喪失（設計基準事故対処設備の機能喪失）に加えて、地震、津波により代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は、大規模損壊に至る可能性がある。</p>

第 2.1.3 表 外部人為事象がプラントへ与える影響評価

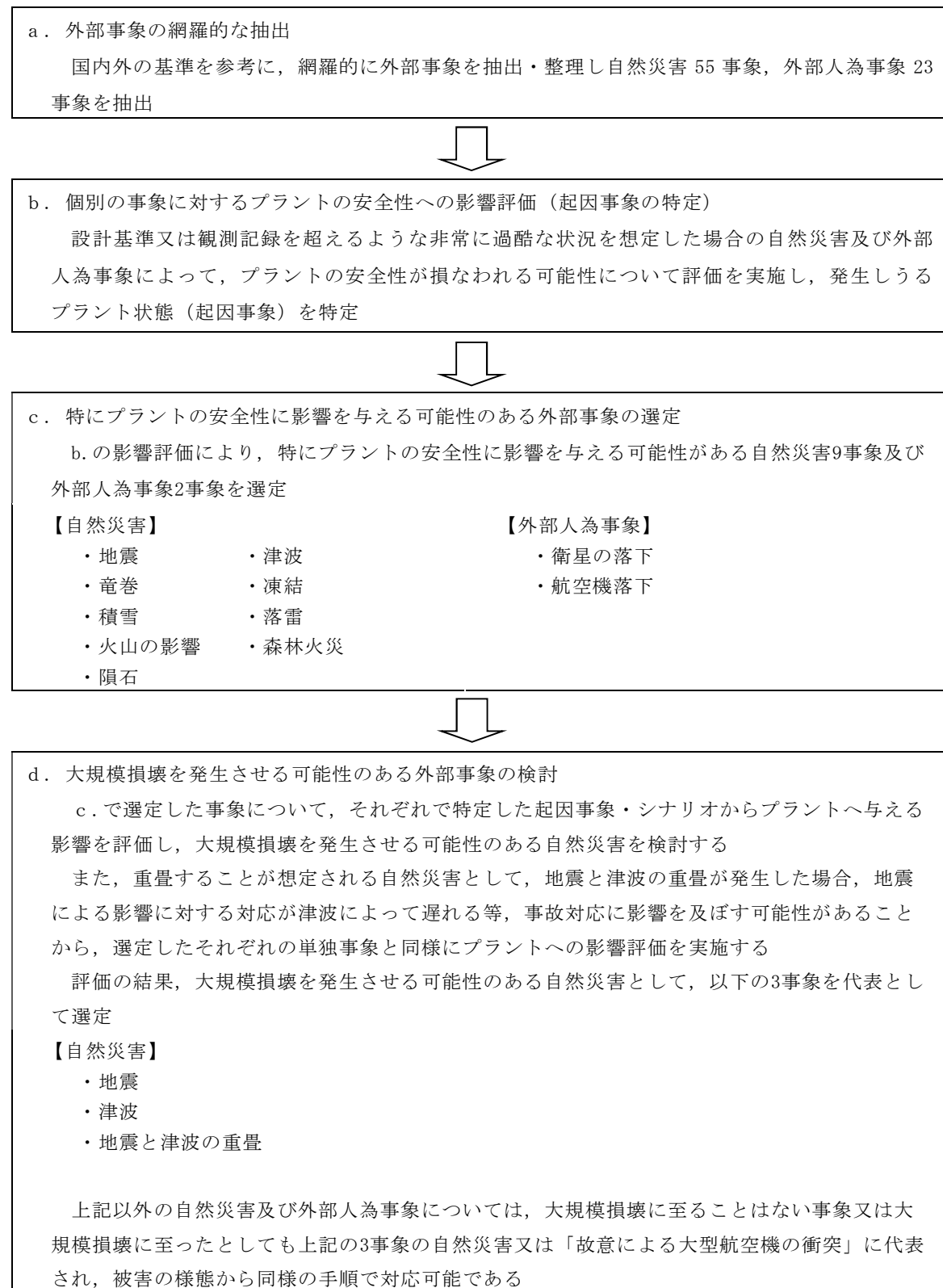
外部 人為事象	外部人為事象がプラントに与える影響評価	外部人為事象の想定規模と喪失 する可能性のある機器	最終的なプラント状態
衛星の 落下	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 敷地内に衛星が落下する可能性は低いが、敷地内の建屋及び屋外設備に大きな損傷を及ぼし得る規模を想定する。 予兆なく発生し、衛星の落下までの余裕時間はないものとして想定する。 <p>【衛星が落下した場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 建屋又は屋外設備等に衛星が衝突した場合は、当該建屋又は設備が損傷し、機能喪失に至る可能性がある。 発電所近海に衛星が落下した場合に発生する津波により安全機能が冠水し、機能喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 建屋又は屋外設備等に衛星が衝突した場合は、故意による大型航空機の衝突と同様に対応する。 発電所近海に衛星が落下し、津波が発生した場合は、津波発生時と同様に対応する。 	<ul style="list-style-type: none"> 具体的な喪失する機器は特定しない (津波又は故意による大型航空機の衝突による影響に包絡) 	<ul style="list-style-type: none"> 具体的なプラント状態は特定しない (津波又は故意による大型航空機の衝突による影響に包絡)
航空機 落下		<ul style="list-style-type: none"> 	

第 2.1.4 表 大規模損壊へ至る可能性のある自然災害・外部人為事象 (1/2)

自然災害 外部人為事象	大規模損壊（重大事故を上回る状態）	重大事故又は重大事故に至るおそれがある事故	設計基準事故等
地震	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（E x c e s s i v e－LOCA） 計装・制御系喪失 原子炉圧力容器損傷 格納容器バイパス 格納容器損傷 原子炉建屋損傷 <p>全交流動力電源喪失に加えて、代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は、放射性物質の放出に至る可能性がある</p>	<ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱除去機能喪失 高圧・低圧注水機能喪失 高圧注水・減圧機能喪失 全交流動力電源喪失 LOCA時注水機能喪失 LOCA＋崩壊熱除去機能喪失 LOCA＋全交流動力電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 過渡事象 LOCA（設計基準事故）
津波	<ul style="list-style-type: none"> 防潮堤損傷 <p>全交流動力電源喪失に加えて、代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は、放射性物質の放出に至る可能性がある</p>	<ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失 原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 通常／緊急停止等
地震と津波 の重畳	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（E x c e s s i v e－LOCA） 計装・制御系喪失 原子炉圧力容器損傷 格納容器バイパス 格納容器損傷 原子炉建屋損傷 原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 <p>全交流動力電源喪失に加えて、代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は、放射性物質の放出に至る可能性がある</p>	<ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱除去機能喪失 高圧・低圧注水機能喪失 高圧注水・減圧機能喪失 全交流動力電源喪失 LOCA時注水機能喪失 LOCA＋崩壊熱除去機能喪失 LOCA＋全交流動力電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 過渡事象 通常／緊急停止等 LOCA（設計基準事故）
竜巻	<p>全交流動力電源喪失に加えて、代替電源である常設代替高圧電源装置等の重大事故等対処設備が機能喪失した場合は、放射性物質の放出に至る可能性がある</p> <p>全交流動力電源喪失に加えて、重大事故等対処設備である常設代替高圧電源装置が機能喪失した場合は、放射性物質の放出に至る可能性があるものの、被害の様態から地震及び津波のシナリオに代表させる事象として整理される</p>	<ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 過渡事象
凍結	(なし)	(なし)	外部電源喪失
積雪	(なし)	(なし)	外部電源喪失

第 2.1.4 表 大規模損壊へ至る可能性のある自然災害・外部人為事象 (2/2)

自然災害 外部人為事象	大規模損壊（重大事故を上回る状態）	重大事故又は重大事故に至るおそれがある事故	設計基準事故等
落雷	(なし)	<ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失 ・過渡事象
火山の影響	(なし)	(なし)	・外部電源喪失
森林火災	(なし)	(なし)	・外部電源喪失
隕石	津波又は故意による大型航空機の衝突と同様		
衛星の落下	津波又は故意による大型航空機の衝突と同様		
航空機落下	故意による大型航空機の衝突と同様		



第 2.1.1 図 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の検討プロセスの概要

	原子炉建屋・ 格納容器機能維持	計装・制御	原子炉冷却材 圧力バウンダリ	最終ヒートシンク	非常用電源	炉心冷却	崩壊熱除去	
大規模 地震	○	○	○	○	○	○	○ ×	外部電源喪失 過渡事象
						×		崩壊熱除去機能喪失
								高圧・低圧注水機能喪失
								高圧注水・減圧機能喪失
					×			全交流動力電源喪失
				×				崩壊熱除去機能喪失
					×			全交流動力電源喪失
			×					LOCA (設計基準事故)
					○	○	○ ×	LOCA+崩壊熱除去機能喪失
						×		LOCA時注水機能喪失
					×			原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (Excessive-LOCA)
								LOCA+全交流動力電源喪失
		×						計装・制御系喪失
								原子炉圧力容器損傷
	×							格納容器バイパス
								格納容器損傷
								原子炉建屋損傷

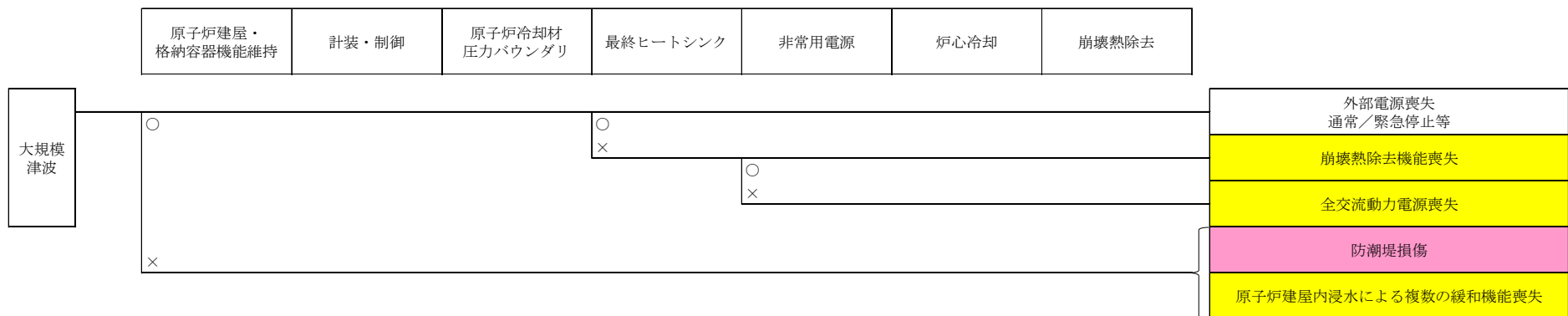
※○は機能維持又は事象発生なし，×は機能喪失又は事象発生ありを示す
 <凡例>

：大規模損壊

：重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故

：設計基準事故

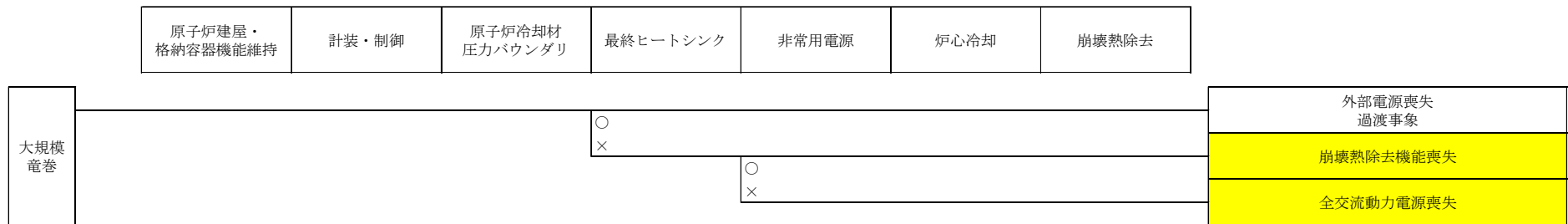
第 2.1.2 図 自然災害（地震）により生じ得るプラントの状況（1/8）



※○は機能維持又は事象発生なし，×は機能喪失又は事象発生ありを示す

<凡例> : 大規模損壊 : 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故 : 設計基準事故

第 2.1.2 図 自然災害（津波）により生じ得るプラントの状況（2／8）

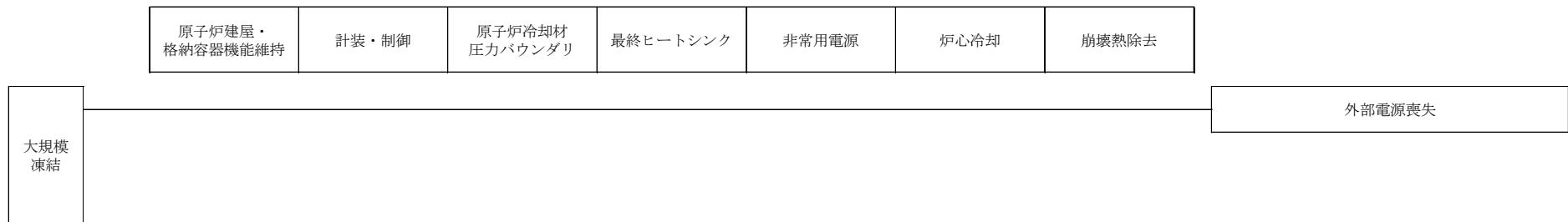


※○は機能維持又は事象発生なし，×は機能喪失又は事象発生ありを示す

<凡例>

<div style="display: inline-block; width: 20px; height: 20px; background-color: #FF00FF; border: 1px solid black;"></div> : 大規模損壊	<div style="display: inline-block; width: 20px; height: 20px; background-color: #FFFF00; border: 1px solid black;"></div> : 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故	<div style="display: inline-block; width: 20px; height: 20px; background-color: #FFFFFF; border: 1px solid black;"></div> : 設計基準事故
---	---	--

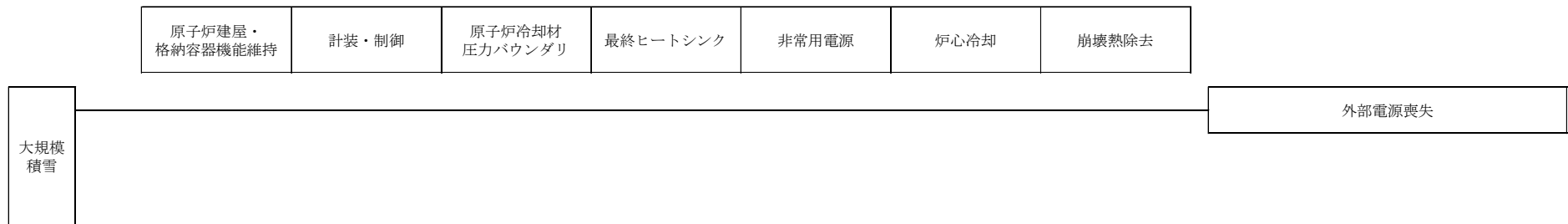
第 2.1.2 図 自然災害（竜巻）により生じ得るプラントの状況（3／8）



※○は機能維持又は事象発生なし，×は機能喪失又は事象発生ありを示す

<凡例> : 大規模損壊 : 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故 : 設計基準事故

第 2.1.2 図 自然災害（凍結）により生じ得るプラントの状況（4／8）

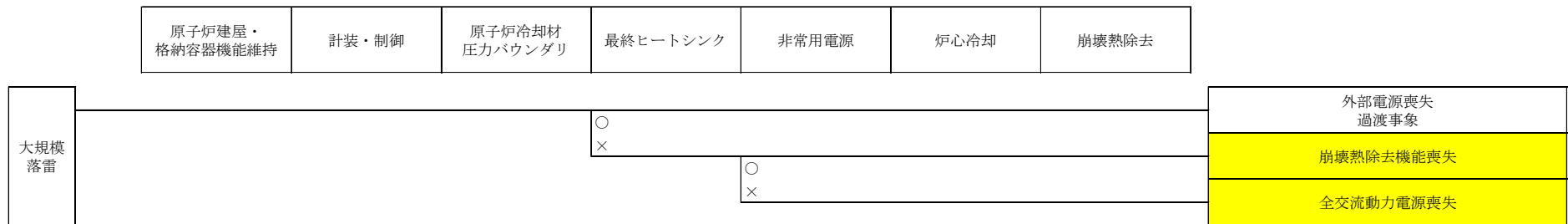


※○は機能維持又は事象発生なし，×は機能喪失又は事象発生ありを示す

< 凡例 >

: 大規模損壊
 : 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故
 : 設計基準事故

第 2.1.2 図 自然災害（積雪）により生じ得るプラントの状況（5／8）

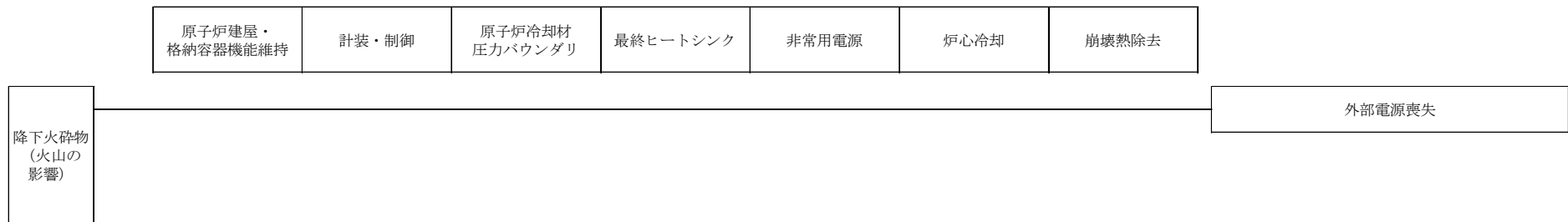


※○は機能維持又は事象発生なし，×は機能喪失又は事象発生ありを示す

<凡例>




<div style="display: inline-block; width: 20px; height: 15px; background-color: #FF00FF; border: 1px solid black;"></div> : 大規模損壊	<div style="display: inline-block; width: 20px; height: 15px; background-color: #FFFF00; border: 1px solid black;"></div> : 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故	<div style="display: inline-block; width: 20px; height: 15px; background-color: #FFFFFF; border: 1px solid black;"></div> : 設計基準事故
---	---	--

第 2.1.2 図 自然災害（落雷）により生じ得るプラントの状況（6／8）

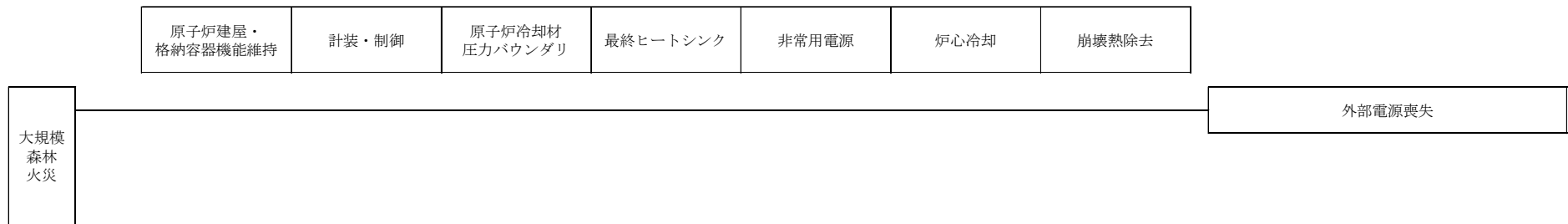


※○は機能維持又は事象発生なし，×は機能喪失又は事象発生ありを示す

<凡例>

	: 大規模損壊		: 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故		: 設計基準事故
---	---------	---	-------------------------	---	----------

第 2.1.2 図 自然災害（火山の影響）により生じ得るプラントの状況（7／8）



※○は機能維持又は事象発生なし，×は機能喪失又は事象発生ありを示す

< 凡例 >

: 大規模損壊
 : 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故
 : 設計基準事故

第 2.1.2 図 自然災害（森林火災）により生じ得るプラントの状況（8／8）

(3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

大規模損壊発生時の対応手順書については、以下の c. (a) 項に示す 5 つの項目に関する緩和等の措置を講じるため、可搬型重大事故等対処設備による対応を考慮した多様性及び柔軟性を有するものとして整備する。

大規模損壊発生時の手順書による対応操作は、大規模損壊によって発電用原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、あらかじめシナリオ設定した対応操作は困難であると考えられることから、施設の損壊状況等の把握を迅速に試みるとともに断片的に得られる情報、確保できる要員及び使用可能な設備により、炉心の著しい損傷の緩和、格納容器の破損緩和、使用済燃料プールの水位確保及び燃料体の著しい損傷緩和又は放射性物質の放出低減のために効果的な対応操作を速やか、かつ、臨機応変に選択及び実行する必要がある。

このため、発電用原子炉施設の状態を把握するためのチェックシート及び以下に示す項目を目的とした対応操作の優先順位付けや対策決定の判断をするための災害対策本部で使用する対応フロー等を大規模損壊時に対応する手順として整備する。

また、当該の手順書については、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突が発電用原子炉施設に及ぼす影響等、様々な状況を想定した場合における以下の事象進展の抑制及び緩和対策の実効性を確認し整備する。

< 炉心の著しい損傷を緩和するための対策 >

- ・ 炉心の著しい損傷防止のための原子炉停止及び原子炉への注水

< 格納容器の破損を緩和するための対策 >

- ・ 炉心損傷回避及び著しい炉心損傷緩和が困難な場合の格納容器からの除熱並びに格納容器破損回避

＜使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策＞

- ・ 使用済燃料プールの水位異常低下時の使用済燃料プールへの注水

＜放射性物質の放出を低減するための対策＞

- ・ 水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策
- ・ 放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制

＜大規模な火災が発生した場合における消火活動＞

- ・ 消火活動

＜その他の対策＞

- ・ 対応に必要なアクセスルートの確保
- ・ 電源及び水源の確保並びに燃料補給

上記の各項目に対応する操作の一覧を第 2.1.5 表に示す。

大規模損壊発生時において、上記の大規模損壊時に対応する手順に基づく対応（火災対応を含む）の優先順位に係る基本的な考え方及び優先順位に従った具体的な対応について以下に示す。

a. 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と対応フロー

大規模損壊発生時は、発電用原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合は、プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるよう対応フローを整備する。また、大規模損壊発生時に使用する手順書を有効かつ効果的に使用するため、対応手順書において適用開始条件を明確化するとともに、対応フローを明示することにより必要な個別戦略への移行基準を明確化する。

(a) 大規模損壊発生時の判断及び対応要否の判断基準

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生について、緊急地震速報、大津波警報、外部からの情報連絡、衝撃音、衝突音等により検知した場合、中央制御室の状況、プラント状態の大まかな確認及び把握（火災発生の有無、建屋の損壊状況等）を行うとともに、大規模損壊の発生（又は発生が疑われる場合）の判断を原子力防災管理者又は発電長が行う。また、原子力防災管理者又は発電長が以下の適用開始条件に該当すると判断した場合は、大規模損壊時に対応する手順に基づく事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。

i) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合又は疑われる場合

- ・ プラント監視機能又は制御機能の喪失によりプラント状態把握に支障が発生した場合（中央制御室の機能喪失を含む）
- ・ 使用済燃料プールの損傷により水の漏えいが発生し、使用済燃料プールの水位が維持できない場合
- ・ 原子炉冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊（建屋損壊に伴う広範囲な機能喪失等）がプラントに発生した場合
- ・ 大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合

ii) 原子力防災管理者が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合※

iii) 発電長が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合※

※：大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場

合とは、重大事故等発生時に期待する設備等が機能喪失し、事故の進展防止及び影響緩和が必要と判断した場合をいう。

(b) 大規模損壊発生時の対応フロー

大規模損壊時に対応する手順による対応実施を判断した後、発電用原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いて施設の損壊状況及びプラントの状態等を把握し、把握した被害状況等から各個別戦略における対応操作の必要性及び実施可否を判断することにより、事象進展に応じた対応操作を選定する。中央制御室の監視及び制御機能の喪失により、原子炉停止状況などのプラントの状況把握が困難な場合には、外からの目視による確認及び可搬型計測器による優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、緩和措置を行う。また、中央制御室又は緊急時対策所での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には、外からの目視に加えて内部の状況から全体を速やかに把握し、優先順位を付けて喪失した機能を回復又は代替させる等により緩和措置を行う。また、適切な個別戦略を速やかに選択できるように、対応フローに個別戦略への移行基準を明確化する。個別戦略実行のために必要な設備の使用可否については、大規模損壊時に対応するチェックシートに基づく当該設備の状況確認を実施することにより判断する。

(添付資料 2.1.10, 2.1.11)

b. 優先順位に係る基本的な考え方

大規模損壊発生時には、環境への放射性物質の放出を低減することを最優先に考え、事故対応を行うとともに、事故対応への影響を把握するため、火災の状況を確認する。また、確保できる要員及び残存する資源

等を基に有効かつ効果的な対応を選定し、事故を収束させる対応を行う。

また、大規模損壊発生時においては、設計基準事故対処設備の機能喪失、大規模な火災の発生及び災害対策要員の一部が被災した場合でも対応できるようにする。

このような状況においても、可搬型重大事故対処設備等を活用することによって、「大規模な火災が発生した場合における消火活動」、「炉心の著しい損傷緩和」、「格納容器の破損緩和」、「使用済燃料プール水位確保及び燃料体の著しい損傷緩和」及び「放射性物質の放出低減」の対応を行う。人命救助が必要な場合は原子力災害に対応しつつ、発電所構内の人員の協力を得て人命の救助を要員の安全を確保しながら行う。

さらに、環境への放射性物質の放出低減を最優先とする観点から、事故対応を行うためのアクセスルート及び操作場所に支障となる火災及び延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

上記の火災への対応を含む優先順位に係る基本的な考え方に基づく、大規模損壊発生時の初動対応及び大規模火災への対応について、優先順位に従った具体的な対応を以下に示す。

(a) 大規模損壊が発生又は発生するおそれがある場合、原子力防災管理者又は発電長は事象に応じた以下の対応及び確認を行う

i) 事前の予測ができない自然災害（地震）又は大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合

中央制御室が機能している場合は、発電長が、地震発生時は緊急地震速報及び地震に伴う警報等により、大型航空機の衝突その他のテロリズム発生時は、衝撃音、衝突音、外部からの通報等により事象を検知し、被災状況、運転状況の確認を行い、原子力防災管理者

へ状況報告を行うとともに、要員の非常招集及び外部への通報連絡を行う。

中央制御室が機能していない場合又は発電長から原子力防災管理者へ連絡がない場合は、原子力防災管理者が、地震発生時は緊急地震速報等により、大型航空機の衝突その他のテロリズム発生時は、衝撃音、衝突音、外部からの通報等により事象を検知し、中央制御室へ状況の確認、連絡を行うとともに、要員の非常招集及び外部への通報連絡を行う。

なお、外部からの通報等により、大型航空機の衝突その他のテロリズムの予兆情報を事前に入手した場合は、事前対応として大規模損壊発生時の影響を緩和するため、原子炉停止操作等の必要な措置を行う。

ii) 事前の予測ができる自然災害（津波）が発生した場合

大津波警報が発表された場合、発電長は原子炉停止操作を開始するとともに、原子力防災管理者への連絡及び所内一斉放送による所内関係者への避難指示並びに関係各所への連絡を行う。連絡を受けた原子力防災管理者は、第2波、第3波の津波襲来等の情報収集及び海面状態の監視を行う。また、緊急時対策所へ要員の非常招集及び外部への通報連絡を行う。

- (b) 原子力防災管理者は、非常招集した各要員から発電用原子炉施設の被災状況に関する情報を収集し、大まかな状況の確認及び把握（火災発生の有無、建屋の損壊状況、アクセスルート損傷状況）を行う。原子力防災管理者が発電用原子炉施設の被害状況を把握するためのチェックシートを用いた状況把握が必要と判断すれば、大規模損壊時に対

応する手順に基づく対応を開始する。

(c) 災害対策本部は、以下の項目の確認及び対応を最優先に実施する。

- ・ 中央制御室との連絡及びプラントパラメータの監視機能確認

(中央制御室と連絡が取れない場合等，発電長の指揮下で対応できない場合は，**当直要員**又は災害対策要員の中から運転操作に係る対応の責任者を定め対応に当たらせる)

- ・ 原子炉停止確認

(停止していない場合，原子炉停止操作を速やかに試みる)

- ・ 放射線モニタ指示値の確認

(モニタ指示値により事故，炉心及び使用済燃料プールの状況を推測する)

- ・ 火災の確認

(火災が発生している場合は，事故対応への支障の有無を確認する)

(d) 災害対策本部は，上記の確認及び対応を実施した後，詳細な状況を把握するため以下の項目を確認する。

- i) 対応可能な要員の確認
- ii) 通信設備の確認
- iii) 建屋等へのアクセス性確認
- iv) 施設損壊状態確認
- v) 電源系統の確認
- vi) 可搬型設備，資機材等の確認
- vii) 常設設備の確認
- viii) 水源の確認

(e) 災害対策本部は，(c)項，(d)項の確認と並行して以下の対応を実施

する。

その際、対応の優先順位については、把握した対応可能な災害対策要員数、使用可能な設備及び施設の状態に応じて選定する。

i) 発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合

プラント監視機能が喪失し、発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合においては、外観より施設の状況を把握するとともに、対応可能な要員の状況を可能な範囲で把握し、環境への放射性物質の放出を低減することを最優先に考え、(f)項に示す当面達成すべき目標に基づき優先して実施すべき対応操作とその実効性を総合的に判断して必要な緩和措置を実施する。また、監視機能を復旧させるため、代替電源による供給により監視機能の復旧を試みるとともに、可搬型計測器等を用いて可能な限り継続的にプラントの状況把握に努める。発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合の概略フローを第2.1.3図に示す。

ii) 発電用原子炉施設の状況把握がある程度可能な場合

プラント監視機能が健全である場合には、対応可能な要員の状況、発電用原子炉施設の状況を可能な範囲で速やかに把握し、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」機能の確保を基本とし、状況把握が困難な場合と同様に環境への放射性物質の放出を低減することを最優先に考え、(f)項に示す当面達成すべき目標を設定し、必要な緩和措置を実施する。

なお、部分的にパラメータ等を確認できない場合は、代替電源からの電源供給による復旧、可搬型計測器等による確認を試みる。

(f) (e)項の対策の実施に当たっては、災害対策本部は、(c)項、(d)項の確認項目を基に、当面達成すべき目標を以下のとおり設定し、必要な緩和措置を実施する。

i) 炉心損傷回避又は緩和

炉心が損傷していないこと、又は炉心損傷しているものの原子炉圧力容器が健全であることが確認された場合は、原子炉注水等の炉心損傷回避又は緩和の措置を優先的に行う。

プラント監視機能が喪失し、発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合においては、外観から原子炉建屋が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、第一義目的として原子炉注水等の炉心損傷回避又は緩和のための緩和措置を優先的に行う。

ii) 格納容器破損回避又は緩和

原子炉圧力容器が破損するまでに i)項の措置による速やかな原子炉注水が困難である場合は、事象の進展に伴いペデスタル（ドライウエル部）に落下する溶融炉心冷却等の炉心損傷後における格納容器破損回避又は緩和の措置を優先的に行う。

iii) 使用済燃料プール水位確保及び燃料体の損傷回避又は緩和

使用済燃料プール水位低下が確認された場合又は使用済燃料プール冷却機能の喪失が確認された場合は、使用済燃料プール水位確保及び燃料体の著しい損傷緩和のための措置を行う。

プラント監視機能が喪失し、発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合は、外観から原子炉建屋が健全であることが確認できた場合は、使用済燃料プール水位確保及び燃料体の著しい損傷緩和のための措置を行う。

iv) 放射性物質の放出低減

炉心損傷及び格納容器の損傷が確認された場合は、放射性物質の放出低減のための措置を行う。

プラント監視機能が喪失し、発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合においては、外観から格納容器や使用済燃料プールへの影響が懸念されるほどの原子炉建屋の損傷が確認され、周辺の線量率が上昇している場合は、放射性物質の放出低減のための措置を行う。

これらの目標は、複数の目標を同時に設定するケースも想定される。

その場合の優先順位は、環境への放射性物質放出等の影響緩和を最優先として、プラントの事象進展により決定する。また、プラントの事象進展に応じて、設定する目標も随時見直していくこととする。

- (g) (c)項から(e)項の各対策の実施に当たっては、重大事故等対策におけるアクセスルート確保の考え方を基本に被害状況を確認し、早急に復旧可能なルートを選定し、ホイールローダを用いてがれき等の撤去作業を実施することでアクセスルートの確保を行う。また、事故対応を行うためのアクセスルート及び各影響緩和対策の操作に支障となる火災並びに延焼することにより被害の拡散につながる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

第 2.1.5 表 大規模損壊発生時の対応操作一覧 (1/6)

対応操作		内 容	技術的能力に係る 審査基準（解釈） の 該当項目
炉心の著しい 損傷を緩和す るための対策	原子炉再循環ポン プ停止による原子 炉出力抑制	A T W S が発生した場合に，代 替原子炉再循環ポンプトリップ 機能又は原子炉再循環ポンプ手 動停止により，原子炉出力を抑 制する。	・第 1 項 (1.1)
	ほう酸水注入	A T W S が発生した場合に，ほ う酸水を注入することにより原 子炉を未臨界とする。	
	原子炉水位低下に よる原子炉出力抑 制	A T W S が発生した場合に，原 子炉圧力容器内の水位を低下さ せることにより原子炉の出力を 抑制する。	
	制御棒挿入	A T W S が発生した場合に，原 子炉手動スクラム又は代替制御 棒挿入機能による制御棒全挿入 が確認できない場合，手動操作 により，制御棒を挿入する。	
	高圧代替注水系に よる原子炉の冷却	高圧注水系（原子炉隔離時冷却 系及び高圧炉心スプレイ系）の 故障若しくは全交流動力電源喪 失及び常設直流電源系統の喪失 により原子炉の冷却ができない 場合，中央制御室又は現場手動 による高圧代替注水系の起動に より，原子炉の冷却を行う。	・第 3 項, 4 項 (1.2)
	高圧注水系機能の 復旧	高圧注水系（原子炉隔離時冷却 系及び高圧炉心スプレイ系）の 全交流動力電源喪失又は常設直 流電源系統の喪失により原子炉 の冷却ができない場合，代替電 源の接続により原子炉を冷却で きる設備に必要な電源を確保 し，原子炉の冷却を行う。	
	ほう酸水注入系又 は制御棒駆動水圧 系による進展抑制	原子炉隔離時冷却系，高圧炉心 スプレイ系及び高圧代替注水系 の機能喪失により，高圧注水に よる原子炉水位維持ができない 場合，重大事故等の進展を抑制 するため，ほう酸水注入系又は 制御棒駆動水圧系により原子炉 へ注水する。	

第 2.1.5 表 大規模損壊発生時の対応操作一覧 (2/6)

対応操作		内 容	技術的能力に係る 審査基準（解釈） の 該当項目
炉心の著しい 損傷を緩和す るための対策	原子炉減圧操作	原子炉冷却材圧力バウンダリが 高圧の状態に、低圧での注水機 能による原子炉への注水を行う ために、過渡時自動減圧回路、 逃がし安全弁、タービン・バイ パス弁、原子炉隔離時冷却系又 は高圧代替注水系により原子炉 を減圧する。	・第 3 項, 4 項 (1, 3)
	逃がし安全弁用可 搬型蓄電池接続に よる減圧	常設直流電源系統喪失により逃 がし安全弁の作動に必要な直流 電源が喪失し、原子炉の減圧が できない場合、逃がし安全弁の 作動回路に逃がし安全弁用可搬 型蓄電池を接続し、原子炉を減 圧する。	
	代替逃がし安全弁 駆動装置による減 圧	代替逃がし安全弁駆動装置によ り逃がし安全弁(逃がし弁機能) の電磁弁排気ポートに窒素を供 給することで、逃がし安全弁(逃 がし弁機能)を開放して原子炉 を減圧する。	
	高圧窒素ガス供給 系(非常用)による 窒素確保	逃がし安全弁(自動減圧機能) の作動に必要な窒素の供給源を 不活性ガス系から高圧窒素ガス 供給系(非常用)に切り替える ことで窒素を確保し、原子炉を 減圧する。	
	低圧代替注水	残留熱除去系(低圧注水系)及 び低圧炉心スプレイ系が故障等 により原子炉の冷却ができない 場合には、低圧代替注水系(常 設)、低圧代替注水系(可搬型)、 消火系及び補給水系により原子 炉を冷却する。	・第 3 項, 4 項 (1. 4)
	代替循環冷却系に よる原子炉の冷却	残留熱除去系(低圧注水系)が 復旧の見込みがない場合には、 代替循環冷却系により原子炉を 冷却する	
格納容器の破 損を緩和する ための対策	格納容器の水素爆 発防止	炉心の著しい損傷が発生した場 合において、ジルコニウム-水 反応及び水の放射線分解により 格納容器内に発生する水素及び 酸素を、格納容器圧力逃がし装 置により格納容器外に排出す る。	・第 3 項, 4 項 (1. 9)

第 2.1.5 表 大規模損壊発生時の対応操作一覧 (3/6)

対応操作		内 容	技術的能力に係る 審査基準（解釈） の 該当項目
格納容器の破損を緩和するための対策	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御	炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により格納容器内に発生する水素及び酸素を可燃性ガス濃度制御系により低減し、水素爆発による格納容器の破損を防止する。	・第 3 項, 4 項 (1.9)
	緊急用海水系による除熱	残留熱除去系海水ポンプの故障等又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合には、緊急用海水系とあわせて残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系、格納容器スプレイ冷却系又は原子炉停止時冷却系）により最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。	・第 3 項, 4 項 (1.5)
	代替残留熱除去系海水系による除熱	緊急用海水系が故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合には、代替残留熱除去系海水系とあわせて残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系、格納容器スプレイ冷却系又は原子炉停止時冷却系）により最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。	
	代替格納容器スプレイ	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障等により格納容器内の冷却ができない場合には、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系、補給水系により格納容器内の圧力及び温度を低下させる。	・第 3 項, 4 項 (1.6), (1.7)
	ペDESTAL（ドライウェル部）への注水	炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却するため、格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）、消火系及び補給水系によりペDESTAL（ドライウェル部）へ注水する。	・第 3 項, 4 項 (1.8)

第 2.1.5 表 大規模損壊発生時の対応操作一覧 (4/6)

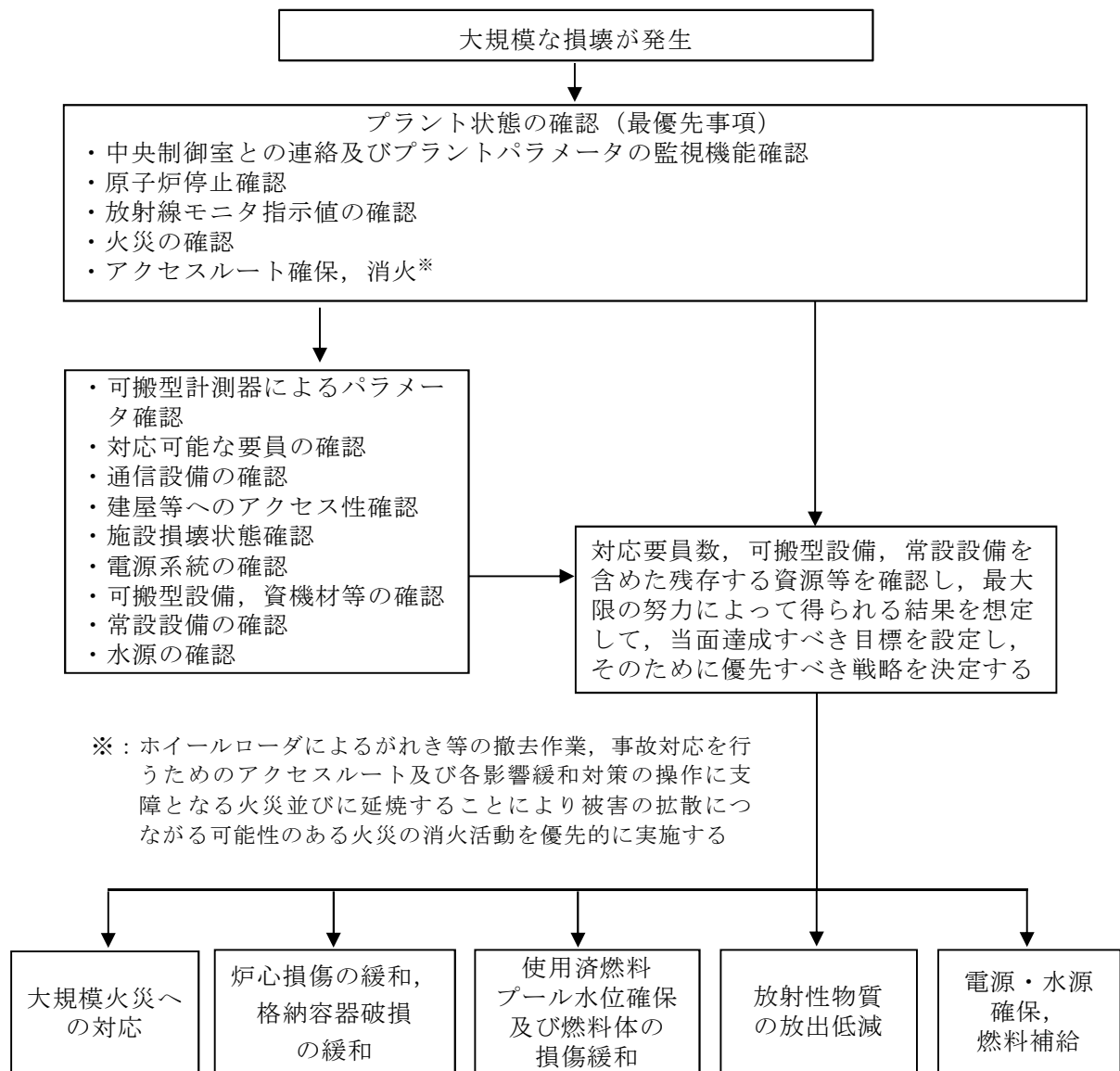
対応操作		内 容	技術的能力に係る 審査基準（解釈） の 該当項目
格納容器の破損を緩和するための対策	格納容器圧力逃がし装置等による減圧及び除熱	残留熱除去系が故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合には、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。	・第 3 項，4 項（1.5），（1.7）
使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策	燃料プール代替注水	使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失，又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいが発生した場合，代替燃料プール注水系，補給水系及び消火系により使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する。	・第 3 項，4 項（1.11）
	燃料プールスプレイ	使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時，代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへのスプレイにより燃料損傷を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減する。	
放射性物質の放出を低減するための対策	大気及び海洋への拡散抑制	炉心の著しい損傷及び格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合，可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により，大気への拡散抑制を行う。また，放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合は，放射性物質吸着剤及び汚濁防止膜により海洋への拡散抑制を行う。	・第 3 項，4 項（1.12）
大規模な火災が発生した場合における消火活動	消火活動	大規模な火災が発生した場合，可搬型代替注水大型ポンプ，放水砲，可搬型代替注水中型ポンプ，放水銃，化学消防自動車又は水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。	・第 2 項（2.1）

第 2.1.5 表 大規模損壊発生時の対応操作一覧 (5/6)

対応操作		内 容	技術的能力に係る 審査基準（解釈） の該当項目
対応に必要な アクセスルート の確保	アクセスルートの 確保	大規模損壊発生時に可搬型設備 の輸送や要員の移動の妨げとな るアクセスルート上の障害が発 生した場合、がれきの撤去、道 路段差の解消、堆積土砂の撤去、 火災の消火及びその他のアクセ スルートの確保の活動を行う。	・ 第 1 項, 2 項 (2.1)
電源確保	常設代替交流電源 設備による非常用 所内電気設備への 給電	非常用ディーゼル発電機の故障 により非常用所内電気設備への 給電ができない場合は、常設代 替交流電源設備から代替所内電 気設備を介して非常用所内電気 設備へ給電する。	・ 第 3 項, 4 項 (1.14), (1.15)
	可搬型代替交流電 源設備による非常 用所内電気設備へ の給電	非常用ディーゼル発電機の故障 により非常用所内電気設備への 給電ができない場合は、可搬型 代替交流電源設備から代替所内 電気設備を介して非常用所内電 気設備へ給電する。	
	常設代替直流電源 設備による給電	非常用所内電気設備及び所内常 設直流電源設備の機能が喪失し た場合に、常設代替直流電源設 備により、緊急用直流 125V 主母 線盤及び可搬型代替直流電源設 備電源切替盤を介して直流 125V 主母線盤 2 A・2 B へ給電 し、炉心の著しい損傷等を防止 するために必要な電力を確保す る。	
	可搬型代替直流電 源設備による直流 125V 配電盤 2 A・ 2 B への給電	外部電源喪失及び非常用ディー ゼル発電機の故障により直流 125V 充電器 A・B の交流入力電 源が喪失し、所内常設直流電源 設備である直流 125V 蓄電池 2 A・2 B の枯渇により直流 125V 主母線盤 2 A・2 B への給電が できない場合は、可搬型代替低 圧電源車及び可搬型整流器を組 み合わせた可搬型代替直流電源 設備により直流 125V 主母線盤 2 A・2 B へ給電する。	

第 2.1.5 表 大規模損壊発生時の対応操作一覧 (6/6)

対応操作		内 容	技術的能力に係る 審査基準（解釈） の 該当項目
	代替所内電源設備 による給電	監視する計器に供給する電源が 喪失し、監視機能が喪失した場 合に、蓄電池、代替電源（交流、 直流）より給電し、当該パラメ ータの計器により計測又は監視 する。また、計器電源が喪失し た場合に、電源（乾電池）を内 蔵した可搬型計器を用いて計測 又は監視する。	・第 3 項, 4 項 (1.14), (1.15)
水源確保	代替淡水貯槽への 補給	重大事故等の収束のために代替 淡水貯槽を使用する場合は、可 搬型代替注水大型ポンプにより 代替淡水貯槽へ補給する。	・第 3 項, 4 項(1.13)
	淡水貯水池への補 給	重大事故等の収束に必要な水の 水源として淡水貯水池を使用す る場合は、可搬型代替注水大型 ポンプにより代替淡水貯槽へ補 給する。	
燃料補給	燃料補給	可搬型重大事故等対処設備等へ の給油が必要な場合、タンクロ ーリ、可搬型設備用軽油タンク により給油する。	・第 1 項(1.14)



第2.1.3図 大規模損壊発生時の対応全体概略フロー
(プラント状況把握が困難な場合)

c. 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

大規模損壊が発生した場合に対応する手順については、(a)項に示す5つの項目に関する緩和等の措置を講じるため、可搬型重大事故等対処設備による対応を考慮した多様性及び柔軟性を有するものとして整備する。

また、(b)項から(n)項の手順等を基本に、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室における監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。なお、プラントパラメータの採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第一優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等の使用を第二優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

技術的能力に係る審査基準1.2から1.14における重大事故等対処設備と整備する手順を(b)項から(n)項に示す。また、大規模損壊に特化した手順を(o)項に示す。

(a) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

イ. 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等

大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備するとともに必要な設備を配備する。

また、地震や津波のような自然現象において、施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合にも対応が可能なように多様な消火手段を整備する。

大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに、早期に準備が可能な化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。

地震により建屋内部に火災が発生した場合において、屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため、これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお、当該の対応において、可搬型重大事故等対処設備の常設配管への接続場所又は系統構成のために操作が必要な弁等の設置場所において火災が発生している場合は、消火活動を速やかに実施し、接続箇所までのアクセスルート等を確保する。具体的には、次の手順で対応を行う。

- ①アクセスルートに障害がない箇所があれば、その箇所を使用する。
- ②複数の接続箇所のいずれもがアクセスルートに障害がある場合、最もアクセスルートを確保しやすい箇所を優先的に確保する。
- ③①及び②のいずれの場合も、予備としてもう1つの接続箇所へのアクセスルートを確保する。

消火活動を行うに当たっては、火災発見の都度、次に示す区分を基本に消火活動の優先度を判定し、優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。

(1) アクセスルート・活動場所の確保のための消火

①アクセスルート確保

②車両及びホースルートの設置エリアの確保

(初期消火に用いる化学消防自動車, 水槽付消防ポンプ自動車等)

(2) 原子力安全の確保のための消火

③重大事故等対処設備が設置された建屋, 放射性物質内包の建屋

④可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保

⑤可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲の設置エリア並びにホースルートの確保

(3) 火災の波及性が考えられ, 事故収束に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火

⑥可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所の確保

(4) その他火災の消火

(1)から(3)以外の火災は, 対応可能な段階になってから, 可能な範囲で消火する。

建屋内外ともに上記の考え方を基本に消火するが, 大型航空機衝突による建屋内の大規模な火災時は, 入域可能な状態になってから消火活動を実施する。

ロ．炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動スクラム、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入又は原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の故障により原子炉の冷却が行えない場合に、高圧代替注水系により原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源設備喪失により原子炉の冷却が行えない場合は、常設代替直流電源設備より給電される高圧代替注水系による原子炉の冷却又は高圧代替注水系の現場起動による原子炉の冷却を試みる。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に期待している注水機能が使用できる場合又はインターフェイスシステム L O C A が発生した場合は、逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は、残留熱除去系（低圧注水系）を優先し、全交流動力電源喪失により原子炉の冷却が行えない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、消火系又は補給水系による原子炉の冷却を試みる。

ハ．格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等

格納容器の破損を緩和するための対策が必要な場合における対応手段は次のとおりである。

- ・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が故障又は全交流動力電源喪失により機能喪失した場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系又は補給水系により格納容器内の圧力及び温度を低下させる。
- ・ 残留熱除去系海水ポンプの故障等又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合には、緊急用海水系とあわせて残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系、格納容器スプレイ冷却系又は原子炉停止時冷却系）により最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。
- ・ 格納容器の過圧破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系により、格納容器内の減圧及び除熱を行う。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）による格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）、消火系又は補給水系によりペデスタル（ドライウエル部）へ注水する。
- ・ 格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による格納容器の破損を防止するために原子炉運転中の格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により格納容器内雰囲気の不活性化状態になっているが、炉心の著しい損傷が発生し、ジルコニウム－水反応並びに水の放射線分解による水素及び酸素の発生によって可

燃限界を超えるおそれがある場合は、可燃性ガス濃度制御系により水素又は酸素の濃度を抑制する。さらに、格納容器圧力逃がし装置により水素ガスを格納容器外に排出する手段を有している。

ニ．使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段は次のとおりとする。

- ・使用済燃料プールの状態を監視するため、使用済燃料プール水位・温度、使用済燃料プールエリア放射線モニタ及び使用済燃料プール監視カメラを使用する。
- ・使用済燃料プールの注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい、その他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合は、代替燃料プール注水系、補給水系又は消火系により使用済燃料プールへ注水することにより、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽する。
- ・使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位維持が行えない場合は、代替燃料プール注水系により使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレーし、燃料体等の崩壊熱を除去することにより、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。
- ・燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系による使用済燃料プール冷却機能が喪失した場合、代替燃料プール冷却系により使用済燃

料プールの除熱を実施する。

ホ．放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合における対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により原子炉建屋へ放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。
- ・その際、放水することで放射性物質を含む汚染水が発生するため、汚濁防止膜を設置することにより、汚染水の海洋への拡散抑制を行う。
- ・また、汚濁防止膜の設置が困難な状況（大津波警報や津波警報が発表されている状況）においても、防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより、汚染水の海洋への拡散抑制を行う。

(b) 「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能は、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系による冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失

することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室における監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における原子炉を冷却するための手順の例を次に示す。（第2.1.6表参照）

- ・ 高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が故障若しくは全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統の喪失により原子炉の冷却に使用できない場合，中央制御室又は現場手動による高圧代替注水系の起動により原子炉の冷却を行う。
- ・ 高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統の喪失により原子炉の冷却に使用できない場合，代替電源の接続により原子炉を冷却できる設備に必要な電源を確保し復旧することで原子炉を冷却する。

第 2.1.6 表 重大事故等対処設備と整備する手順(1.2)

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／7）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
フロントライン系故障	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	高圧代替注水系の中央制御室からの 操作による原子炉の冷却	常設高圧代替注水系ポンプ サプレッション・プール 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷を防止する運転手順
			復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁	自主対策設備	
		高圧代替注水系の現場操作による原子炉の冷却	常設高圧代替注水系ポンプ サプレッション・プール 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
			復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁	自主対策設備	

※1：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／7）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対応設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
サポート系故障	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系の中央制御室からの 操作による原子炉の冷却	サプレッション・プール 原子炉压力容器	重大事故等 対応設備	炉心の著しい損傷を防 止する運転手順
			原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ 所内常設直流電源設備	重大事故等 対応設備 （設計基準 拡張）	
			復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁	自主対策 設備	

※1：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／7）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
サポート系故障	全交流動力電源 所内常設直流電源	高圧代替注水系の中央制御室からの 操作による原子炉の冷却	常設高圧代替注水系ポンプ サプレッション・プール 高圧代替注水系（蒸気系）配 管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配 管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備	重大事故等 対処設備	炉心の著しい損傷を防 止する運転手順
			復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁	自主対策 設備	
		高圧代替注水系の現場操作 による原子炉の冷却	常設高圧代替注水系ポンプ サプレッション・プール 高圧代替注水系（蒸気系） 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系 （蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系） 配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁 原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備	
			復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁	自主対策 設備	

※1：手順については「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／7）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
サ ポ ー ト 系 故 障	全交流動力電源	原子炉 代替交流電源設備による 原子炉隔離時冷却系への給電	サプレッション・プール 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※ ¹ 可搬型代替交流電源設備※ ¹ 燃料補給設備※ ¹	重大事故等 対処設備	炉心の著しい損傷を防 止する運転手順
			原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ	重大事故等 対処設備 （設計基準拡張）	
			復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁	自主対策 設備	
		原子炉 代替直流電源設備による 原子炉隔離時冷却系への給電	サプレッション・プール 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備※ ¹ 燃料補給設備※ ¹	重大事故等 対処設備	
			原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ	重大事故等 対処設備 （設計基準拡張）	
			復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁	自主対策 設備	

※1：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5／7）

（監視及び制御）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対応設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
監視及び制御	—	（中央制御室起動時） 高圧代替注水系 の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（S A広帯域） 原子炉水位（S A燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（S A） 高圧代替注水系系統流量 サプレッション・プール水位	重大事故等 対応設備	炉心の著しい損傷を防止する運転手順
			原子炉水位（狭帯域） 復水貯蔵タンク水位	自主対策 設備	
		（現場起動時） 高圧代替注水系 の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（S A広帯域） 原子炉水位（S A燃料域） 可搬型計測器	重大事故等 対応設備	
			原子炉水位（狭帯域） 高圧代替注水系ポンプ 吐出圧力 高圧代替注水系ポンプ 入口圧力 高圧代替注水系タービン 入口圧力 高圧代替注水系タービン 排気圧力	自主対策 設備	
		（中央制御室起動時） 原子炉隔離時冷却系 の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（S A広帯域） 原子炉水位（S A燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（S A） サプレッション・プール水位	重大事故等 対応設備	
			原子炉隔離時冷却系系統流量	重大事故等 対応設備 （設計基準拡張）	
			原子炉水位（狭帯域） 復水貯蔵タンク水位	自主対策 設備	

※1：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6／7）

（重大事故等の進展抑制時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対応設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
重大事故等の進展抑制時	—	ほう酸水注入系による進展抑制	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備※ ¹ 可搬型代替交流電源設備※ ¹ 燃料補給設備※ ¹	重大事故等 対応設備	炉心の著しい損傷を防止する運転手順
		ほう酸水注入系による進展抑制「継続注水」	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備※ ¹ 可搬型代替交流電源設備※ ¹ 燃料補給設備※ ¹	重大事故等 対応設備	
			純水系	自主 対策設備	

※1：手順については「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（7／7）

（重大事故等の進展抑制時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
重大事故等の進展抑制時	—	制御棒駆動水圧系による進展抑制	原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備	炉心の著しい損傷を防 止する運転手順
			非常用ディーゼル発電機 燃料補給設備	重大事故等 対処設備 （設計基準 拡張）	
			制御棒駆動水系ポンプ 復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系配管・弁 補給水系配管・弁	自主 対策設備	

※1：手順については「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■ ：自主的に整備する対応手段を示す。

(c) 「1.3原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能は、逃がし安全弁（自動減圧機能）による自動減圧機能である。

インターフェイスシステムLOCA発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで原子炉冷却材の漏えいを抑制する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所が隔離できない場合は、逃がし安全弁による減圧で原子炉冷却材の漏えいを抑制する。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室における監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却圧力バウンダリを減圧するための手順の例を次に示す。（第2.1.7表参照）

- ・ 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源が喪失し、原子炉の減圧ができない場合、逃がし安全弁用

可搬型蓄電池により逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉を減圧する又は代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁を作動させ原子炉を減圧する。

- ・ 窒素ガスポンベの枯渇等により逃がし安全弁の作動に必要な窒素が喪失し，原子炉の減圧ができない場合，高圧窒素ガス供給系（非常用）に切り替えることで逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素を確保し，逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉を減圧する。

第2.1.7表 重大事故等対処設備と整備する手順(1.3)

対応手段，対応設備，手順書一覧（1／5）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
フロントライン系故障時	自動減圧系	原子炉減圧の自動化	過渡時自動減圧回路 主蒸気逃がし安全弁（B，C） 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 自動減圧系の起動阻止スイッチ	重大事故等 対処設備	炉心の著しい損傷及び 格納容器の破損を防止 する運転手順
		手動による原子炉の減圧	主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能） 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備	

※1：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／5）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
フロントライン系故障時	自動減圧系	手動による原子炉の減圧	タービン・バイパス系 タービン制御系	自主対策設備	炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する 運転手順
			常設高圧代替注水系ポンプ 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁	重大事故等対処設備	
			原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			補給水系配管・弁 復水貯蔵タンク	自主対策設備	

※1：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3／5）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
サポート系故障時	所内常設直流電源	常設代替直流電源設備 による減圧	常設代替直流電源設備	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷及び 格納容器の破損を防止 する運転手順
		可搬型代替直流電源設備 による減圧	可搬型代替直流電源設備※ ¹ 燃料補給設備※ ¹	重大事故等対処設備	
		逃がし安全弁用可搬型蓄電池 による減圧	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	重大事故等対処設備	
		代替逃がし安全弁駆動装置 による減圧	代替逃がし安全弁駆動装置	自主対策設備	

※1：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4／5）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
サポート系故障時	不活性ガス系	高圧窒素ガス供給系（非常用） 作動窒素ガス確保 による	高圧窒素ガスポンベ 予備の高圧窒素ガスポンベ 自動減圧機能用アキュムレータ 高圧窒素ガス供給系（非常用）配 管・弁 燃料補給設備※ ¹	重大事故等 対処設備	炉心の著しい損傷及び格 納容器の破損を防止する 運転手順
			可搬型窒素供給装置（小型）	自主 対策設 備	
	—	主蒸気逃がし安全弁 の背圧対策	高圧窒素ガスポンベ 高圧窒素ガス供給系（非常用）配 管・弁	重大事故等 対処設備	
	全交流動力電源 所内常設直流電源	代替直流電源設備 による復旧	常設代替直流電源設備※ ¹ 可搬型代替直流電源設備※ ¹ 燃料補給設備※ ¹	重大事故等 対処設備	
		代替交流電源設備 による復旧	常設代替交流電源設備※ ¹ 可搬型代替交流電源設備※ ¹ 燃料補給設備※ ¹	重大事故等 対処設備	

※1：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5／5）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
インターフェイスシステムLOCA発生時	—	原子炉の減圧	主蒸気逃がし安全弁 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備	炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する 運転手順

※ 1：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

- (d) 「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による冷却機能である。

また、原子炉停止中において、原子炉を長期的に冷却するための設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能である。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室における監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における原子炉を冷却するための手順の例を次に示す。（第2.1.8表参照）

- ・ 残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉の冷却機能が喪失した場合、低圧代替注水系（常

設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系により原子炉を冷却する。

第2.1.8表 重大事故等対処設備と整備する手順(1.4)

対応手段，対応設備，手順書一覧（1／8）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
フロントライン系故障	残留熱除去系 （低圧注水系） 低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系（常設） による原子炉の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※ ² 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等 対処設備	炉心の著しい損傷及び 格納容器の破損を防止 する運転手順
		低圧代替注水系（可搬型） による原子炉の冷却	可搬型代替注水大型ポンプ※ ² 代替淡水貯槽※ ² 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・ス パーチャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等 対処設備	
			淡水貯水池※ ² 、※ ⁴	自主対 策設 備	
		代替循環冷却系による原子炉の冷却	サプレッション・プール 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・熱交換器・ ストレーナ 原子炉圧力容器 緊急用海水系※ ¹ 非常用取水設備※ ¹ 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等 対処設備	
			残留熱除去系海水系	重大事故等 対処設備 （設計基準 拡張）	
			代替循環冷却系ポンプ 代替残留熱除去系海水系※ ¹	自主対 策設 備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／8）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
フロント ライン系故障	残留熱除去系 （低圧注水系） 低圧炉心スプレイ系	消火系による原子炉の冷却	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等 対処設備	炉心の著しい損傷及び格 納容器の破損を防止する 運転手順
			電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系配管・弁 残留熱除去系配管・弁	自主対策 設備	
		補給水系による原子炉の冷却	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等 対処設備	
			復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系配管・弁	自主対策 設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3／8）

（原子炉運転中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
サポート系故障	全交流動力電源	常設代替交流電源設備による 残留熱除去系（低圧注水系）の復旧	サプレッション・プール 原子炉圧力容器 緊急用海水系※ ¹ 非常用取水設備※ ¹ 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等 対処設備	炉心の著しい損傷及び格 納容器の破損を防止する 運転手順
			残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 残留熱除去系海水系	重大事故等 対処設備 （設計基準拡張）	
			代替残留熱除去系海水系※ ¹	自主対策設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4／8）

（溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	—	低圧代替注水系（常設） による残存溶融炉心の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※ ² 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等 対処設備	炉心の著しい損傷及び 格納容器の破損を防止 する運転手順
		低圧代替注水系（可搬型） による 残存溶融炉心の冷却	可搬型代替注水大型ポンプ※ ² 代替淡水貯槽※ ² 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 低圧炉心スプレー系配管・弁・ス パージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等 対処設備	
			淡水貯水池※ ² 、※ ⁴	自主 対策 設備	
		代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	代替循環冷却系ポンプ サプレッション・プール 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・熱交換 器・ストレーナ 原子炉圧力容器 緊急用海水系※ ¹ 非常用取水設備※ ¹ 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等 対処設備	
			除去系海水系	重大事故等 対処設備 （設計基準 拡張）	
			代替残留熱除去系海水系※ ¹	自主 対策 設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5／8）

（溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	—	消火系による残存溶融炉心の冷却	原子炉压力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等 対処設備	炉心の著しい損傷及び 格納容器の破損を防止 する運転手順
			電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系配管・弁 残留熱除去系配管・弁	自主対策 設備	
		補給水系による残存溶融炉心の冷却	原子炉压力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等 対処設備	
			復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系配管・弁	自主対策 設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6／8）

（原子炉停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
フロントライン系故障	残留熱除去系 （原子炉停止時冷却系）	低圧代替注水系（常設） による原子炉の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※ ² 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する運転手順
		低圧代替注水系（可搬型） による原子炉の冷却	可搬型代替注水大型ポンプ※ ² 代替淡水貯槽※ ² 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパーージャ 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	
			淡水貯水池※ ² ，※ ⁴	自主対策設備	
		代替循環冷却系による原子炉の冷却	代替循環冷却系ポンプ サプレッション・プール 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・熱交換器・ストレーナ 原子炉压力容器 緊急用海水系※ ¹ 非常用取水設備※ ¹ 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	
			残留熱除去系海水系	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			代替残留熱除去系海水系※ ¹	自主対策設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（7／8）

（原子炉停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
フロント ライン系故障	残留熱除去系 （原子炉停止時冷却系）	消火系による原子炉の冷却	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等 対処設備	炉心の著しい損傷及び 格納容器の破損を防止 する運転手順
			電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系配管・弁 残留熱除去系配管・弁	自主対策設備	
		補給水系による原子炉の冷却	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等 対処設備	
			復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系配管・弁	自主対策設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8／8）

（原子炉停止中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
サ ポ ー ト 系 故 障	全交流動力電源	常設代替交流電源設備による残留熱除去系 （原子炉停止時冷却系）の復旧	原子炉圧力容器 緊急用海水系※ ¹ 非常用取水設備※ ¹ 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する運転手順
			残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ 残留熱除去系配管・弁・熱交換器 再循環系配管・弁 残留熱除去系海水系	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			代替残留熱除去系海水系※ ¹	自主対策設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

(e) 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備は、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系，格納容器スプレイ冷却系，原子炉停止時冷却系）及び残留熱除去系海水系による冷却機能である。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため，サプレッション・プールに蓄積された熱を最終ヒートシンクへ輸送するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を緩和するため，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室における監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順の例を次に示す。（第 2.1.9 表参照）

- ・ 残留熱除去系海水ポンプの故障等又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合には，緊急用海水系とあわせて残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系，格納容器スプレイ冷却系又は原子炉停止時冷却系）により最終

ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。

- ・ 緊急用海水系が故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合には、代替残留熱除去系海水系により直接海水を送水する。代替残留熱除去系海水系とあわせて残留熱除去系（サブレーション・プール冷却系，格納容器スプレイ冷却系又は原子炉停止時冷却系）により最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。
- ・ 残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合には，代替循環冷却系により格納容器内を除熱する。また，格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

第2.1.9表 重大事故等対処設備と整備する手順(1.5)

対応手段，対応設備，手順書一覧（1／2）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
フロントライン系故障	残留熱除去系 （サブプレッション・プール 水冷却系，格納容器スプレ イ冷却系及び原子炉停止 時冷却系）	格納容器圧力逃がし装置による 格納容器内の減圧及び除熱	格納容器圧力逃がし装置	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷及び 格納容器の破損を防止 する運転手順
		耐圧強化ベント系による 格納容器内の減圧及び除熱	耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器 不活性ガス系配管・弁 非常用ガス処理系配管・弁 真空破壊弁（S／C→D／W）	重大事故等対処設備	
	残留熱除去系 （サブプレッション・プール 水冷却系，格納容器スプレ イ冷却系及び原子炉停止 時冷却系） 全交流動力電源	現場操作	遠隔人力操作機構	重大事故等対処設備	

※1：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2：手順については「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／2）

（サポート系故障）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
サポート系故障	残留熱除去系海水系 全交流動力電源	緊急用海水系による除熱	緊急用海水ポンプ 緊急用海水系配管・弁・ストレーナ 残留熱除去系海水系配管・弁・熱交換器 S A用海水ピット取水塔 海水引込み管 緊急用海水取水管 緊急用海水ポンプピット 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する運転手順
			残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却系）※ ² 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）※ ² 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）※ ¹	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
		代替残留熱除去系海水系による除熱	残留熱除去系海水系熱交換器 S A用海水ピット取水塔 海水引込み管 S A用海水ピット 貯留堰 取水路 取水ピット 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	
			残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却系）※ ² 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）※ ² 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）※ ¹	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			可搬型代替注水大型ポンプ ホース 残留熱除去系海水系配管・弁 可搬型設備用軽油タンク タンクローリー	自主対策設備	

※1：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2：手順については「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

(f) 「1.6 格納容器内の冷却等のための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

格納容器内を冷却するための設計基準事故対処設備が有する機能は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内を冷却する機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させ、また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても格納容器内の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室における監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に格納容器内を冷却するための手順の例を次に示す。（第2.1.10表参照）

- ・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器の冷却機能が喪失した場合に、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により格納容器内の圧力、温度を低下させる。

第2. 1. 10表 重大事故等対処設備と整備する手順(1. 6)

対応手段，対応設備，手順書一覧（1／8）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の 分類
フロントライン系故障	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却系）	代替格納容器スプレイ冷却系（常設） による格納容器内の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※ ² 低圧代替注水系配管・弁 代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド 格納容器 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する運転手順
		代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） による格納容器内の冷却	可搬型代替注水大型ポンプ※ ² 代替淡水貯槽※ ² 低圧代替注水系配管・弁 代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド 格納容器 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	
			淡水貯水池※ ² ，※ ⁴	自主対策設備	

※1：手順については「1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2：手順については「1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※3：手順については「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：「1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／8）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
フロントライン系故障	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却系）	代替循環冷却系による 格納容器除熱	サプレッション・プール 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・熱交換器・ストレーナ・スプレイヘッド 格納容器 緊急用海水系※ ¹ 非常用取水設備※ ¹ 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等 対処設備	炉心の著しい損傷及び 格納容器の破損を防止 する運転手順
			残留熱除去系海水系	重大事故等 対処設備 （設計基準拡張）	
			代替循環冷却系ポンプ 代替残留熱除去系海水系※ ¹	自主対策 設備	
		消火系による格納容器内の冷却	格納容器 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等 対処設備	
			電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド	自主対策 設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3／8）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
フロントライン系故障	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却系）	補給水系による格納容器内の冷却	格納容器 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等 対処設備	炉心の著しい損傷及び 格納容器の破損を防止 する運転手順
			復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレ イヘッド	自主対策設備	
		ドライウエル内ガス冷却装置	常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等 対処設備	
			ドライウエル内ガス冷却装置送 風機 ドライウエル内ガス冷却装置冷 却コイル 原子炉補機冷却水系	自主対策設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4／8）

（炉心損傷前のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
サポート系故障	全交流動力電源	常設代替交流電源設備による残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却系）の復旧	サプレッション・プール 格納容器 緊急用海水系※ ¹ 非常用取水設備※ ¹ 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷及び 格納容器の破損を防止 する運転手順
			残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ 残留熱除去系配管・弁・熱交換器・ストレーナ・スプレイヘッダ 残留熱除去系海水系	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			代替残留熱除去系海水系※ ¹	自主対策設備	
		常設代替交流電源設備による残留熱除去系 （サプレッション・プール冷却系）の復旧	サプレッション・プール 格納容器 緊急用海水系※ ¹ 非常用取水設備※ ¹ 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	
			残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ 残留熱除去系配管・弁・熱交換器・ストレーナ・スプレイヘッダ 残留熱除去系海水系	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			代替残留熱除去系海水系※ ¹	自主対策設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5／8）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
フロントライン系故障	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却系）	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※ ² 低圧代替注水系配管・弁 代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ 格納容器 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する運転手順
		代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却	可搬型代替注水大型ポンプ※ ² 代替淡水貯槽※ ² 低圧代替注水系配管・弁 代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ 格納容器 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	
			淡水貯水池※ ² ，※ ⁴	自主対策設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6／8）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
フロントライン系故障	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却系）	代替循環冷却系による格納容器除熱	サプレッション・プール 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・熱交換器・ストレーナ・スプレイヘッド 格納容器 緊急用海水系※ ¹ 非常用取水設備※ ¹ 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する運転手順
			残留熱除去系海水系	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			代替循環冷却系ポンプ 代替残留熱除去系海水系※ ¹	自主対策設備	
		消火系による格納容器内の冷却	格納容器 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	
			電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド	自主対策設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（7／8）

（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
フロントライン系故障	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却系）	補給水系による格納容器内の冷却	格納容器 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する運転手順
			復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド	自主対策設備	
		ドライウエル内ガス冷却装置	常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	
			ドライウエル内ガス冷却装置送風機 ドライウエル内ガス冷却装置冷却コイル 原子炉補機冷却水系	自主対策設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8／8）

（炉心損傷後のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応手 段	対応設備		整備する手順書 の分類
サ ポ ー ト 系 故 障	全交流動力電源	常設代替交流電源設備による残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却系）の復旧	サプレッション・プール 格納容器 緊急用海水系※ ¹ 非常用取水設備※ ¹ 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する運転手順
			残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ 残留熱除去系配管・弁・熱交換器・ストレーナ・スプレイヘッダ 残留熱除去系海水系	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			代替残留熱除去系海水系※ ¹	自主対策設備	
		常設代替交流電源設備による残留熱除去系 （サプレッション・プール冷却系）の復旧	サプレッション・プール 格納容器 緊急用海水系※ ¹ 非常用取水設備※ ¹ 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	
			残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ 残留熱除去系配管・弁・熱交換器・ストレーナ・スプレイヘッダ 残留熱除去系海水系	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			代替残留熱除去系海水系※ ¹	自主対策設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

(g) 「1.7 格納容器の過圧破損を防止するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室における監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に格納容器の過圧破損を防止するための手順の例を次に示す。（第2.1.11表参照）

- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により格納容器内の圧力及び温度を低下させる。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により格納容器の圧力及び温度を低下させる。

第2.1.11表 重大事故等対処設備と整備する手順(1.7)

対応手段，対応設備，手順書一覧（1／2）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
格納容器の過圧破損防止	—	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置 フィルタ装置水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置温度 フィルタ装置出口放射線モニタ （高レンジ・低レンジ） フィルタ装置入口水素濃度 移送ポンプ 圧力開放板 可搬型窒素供給装置※ ³ フィルタ装置遮蔽 配管遮蔽 二次隔離弁操作室 二次隔離弁操作室遮蔽 二次隔離弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ） 二次隔離弁操作室空気ポンベユニット（配管・弁） 格納容器 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 可搬型代替注水大型ポンプ※ ² 代替淡水貯槽※ ² 燃料補給設備※ ³ 真空破壊弁（S／C→D／W）	重大事故等 対処設備	格納容器の破損を防止 する運転手順
			淡水貯水池※ ² 、※ ⁴ 淡水タンク	自主 対策 設備	
	—	現場 操作	遠隔人力操作機構	重大 事故 等 対 処 設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／2）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対応設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
格納容器の過圧破損防止	—	不活性ガス（窒素ガス） による系統内の置換	可搬型窒素供給装置※ ³	重大事故等 対応設備	格納容器の破損を防止 する運転手順
		格納容器内の減圧及び除熱 代替循環冷却系による	代替循環冷却系ポンプ サブプレッション・プール 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・熱交換 器・ストレーナ・スプレイヘッ ダ 原子炉圧力容器 格納容器 緊急用海水系※ ¹ 非常用取水設備 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等 対応設備	
			残留熱除去系海水系	重大事故等 対応設備 （設計基準拡張）	
			代替残留熱除去系海水系※ ¹	自主対策 設備	
		pH制御設備による薬液注入 サブプレッション・プール水	残留熱除去系配管・弁・スプレ イヘッダ サブプレッション・プール水 pH 制御設備配管・弁 薬注蓄圧タンク 蓄圧タンク加圧用窒素ガスボン ベ	自主対策 設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

(h) 「1.8 格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、MCCIや溶融炉心と格納容器バウンダリとの接触による格納容器の破損を防止し、また、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても溶融炉心による格納容器の破損を緩和するため及び溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室における監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順の例を次に示す。（第2.1.12表参照）

- ・ 炉心損傷の進展により原子炉圧力容器の破損に至る可能性がある場合、あらかじめペDESTAL（ドライウェル部）に注水しておくことで、原子炉圧力容器が破損に至った場合に、溶融炉心の冷却性を向上させ、MCCI抑制及び溶融炉心と格納容器バウンダリの接触防止を図る。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、ペDESTAL（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却するため、格納容器下部注水系

（常設），格納容器下部注水系（可搬型），消火系及び補給水系により，ペデスタル（ドライウェル部）へ注水する。

第2. 1. 12表 重大事故等対応設備と整備する手順(1. 8)

対応手段，対応設備，手順書一覧（1／6）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対応設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
ペデスタル（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却	—	ペ デ ス タ ル （ ド ラ イ ウ エ ル 部 ） へ の 注 水 格納容器下部注水系（常設）による注水	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※ ² 低圧代替注水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 消火系配管・弁 格納容器 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対応設備	格納容器の破損を防止する 運転手順
		ペ デ ス タ ル （ ド ラ イ ウ エ ル 部 ） へ の 注 水 格納容器下部注水系（可搬型）による注水	可搬型代替注水大型ポンプ※ ² 代替淡水貯槽※ ² 低圧代替注水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 消火系配管・弁 格納容器 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対応設備	
			淡水貯水池※ ² ，※ ⁴	自主対策設備	

※1：手順については「1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2：手順については「1. 13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※3：手順については「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：「1. 13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／6）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対応設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却	—	消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水	格納容器下部注水系配管・弁 消火系配管・弁 格納容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対応設備	格納容器の破損を防止する 運転手順
			ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系配管・弁	自主対策設備	
		補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水	格納容器下部注水系配管・弁 消火系配管・弁 格納容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対応設備	
			復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3／6）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
熔融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止	—	原子炉隔離時冷却系による 原子炉圧力容器への注水	サプレッション・プール 原子炉圧力容器 所内常設直流電源設備	重大事故等 対処設備	格納容器の破損を防止する 運転手順
			原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁	自主対策設備	
		高圧代替注水系による 原子炉圧力容器への注水	常設高圧代替注水系ポンプ サプレッション・プール 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備	重大事故等対処設備	
			復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁	自主対策設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4／6）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対応設備	対応手 段	対応設備		整備する手順書 の分類
熔融炉心のベDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止	—	低圧代替注水系（常設）による 原子炉圧力容器への注水	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等 対応設備	格納容器の破損を防止 する運転手順
		低圧代替注水系（可搬型）による 原子炉圧力容器への注水	可搬型代替注水大型ポンプ※2 代替淡水貯槽※2 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・ス パーチャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等 対応設備	
			淡水貯水池※2，※4	自主 対策 設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5／6）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対応設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止	—	代替循環冷却系による 原子炉圧力容器への注水	代替循環冷却系ポンプ サプレッション・プール 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・熱交換器・ストレーナ 原子炉圧力容器 緊急用海水系※ ¹ 非常用取水設備※ ¹ 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等 対応設備	格納容器の破損を防止する運 転手順
			残留熱除去系海水系※ ¹	重大事故等 対応設備 （設計基準拡張）	
			代替残留熱除去系海水系※ ¹	自主 対策設備	
	—	消火系による 原子炉圧力容器への注水	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等 対応設備	
			残留熱除去系配管・弁 ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系配管・弁	自主 対策設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6／6）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止	—	原子炉圧力容器への注水 補給水系による	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備	格納容器の破損を防止 する運転手順
			残留熱除去系配管・弁 復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備	
—	—	原子炉圧力容器へのほう酸水注入 ほう酸水注入系による	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※3：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

(i) 「1.9 水素爆発による格納容器の破損を防止するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解による水素が格納容器内に放出された場合においても水素爆発による格納容器の破損を防止するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても水素爆発による格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室における監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に水素爆発による格納容器の破損を防止するための手順の例を次に示す。（第2.1.13表参照）

- ・ 炉心の著しい損傷が発生し、ジルコニウム－水反応により短期的に発生する水素及び水の放射線分解等により格納容器内に発生する水素を、格納容器圧力逃がし装置により格納容器外に排出することにより、水素爆発による格納容器の破損を防止する。

第2. 1. 13表 重大事故等対処設備と整備する手順(1. 9)

対応手段，対応設備，手順書一覧（1／3）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
水素爆発による格納容器の破損防止	—	格納容器内不活性化による格納容器水素爆発防止	不活性ガス系※1	※2	格納容器内における水素による爆発を防止する運転手順
	—	格納容器圧力逃がし装置及び酸素ガスの排出	格納容器圧力逃がし装置 可搬型窒素供給装置 フィルタ装置入口水素濃度	重大事故等対処設備	

※1：原子炉運転中は格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化している。

※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置づけない。

※3：手順については「1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※4：手順については「1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※5：手順については「1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※6：手順については「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／3）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
水素爆発による格納容器の破損防止	—	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合器 ブロワ 可燃性ガス濃度制御系再結合装置 可燃性ガス濃度制御系配管・弁	自主対策設備	格納容器内における水素による爆発を防止する運転手順
			残留熱除去系※3，※5	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
	—	水素濃度監視	格納容器内水素濃度（S A） 格納容器内酸素濃度（S A） 緊急用海水系※4 非常用取水設備※4	重大事故等対処設備	
			残留熱除去系海水系※4	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			格納容器雰囲気モニタ 代替残留熱除去系海水系※4	自主対策設備	

※1：原子炉運転中は格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化している。

※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置づけない。

※3：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※4：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※5：手順については「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※6：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3／3）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対応設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
水素爆発による格納容器の破損防止	—	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備※6 可搬型代替交流電源設備※6 常設代替直流電源設備※6 可搬型代替直流電源設備※6 燃料補給設備※6	重大事故等 対応設備	格納容器内における水素による爆発を防止する運転手順

- ※1：原子炉運転中は格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化している。
- ※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対応設備とは位置づけない。
- ※3：手順については「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
- ※4：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
- ※5：手順については「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
- ※6：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ：自主的に整備する対応手段を示す。

(j) 「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉建屋原子棟の損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室における監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための手順の例を次に示す。（第2.1.14表参照）

- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内で発生した水素が格納容器のフランジ部等から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合に、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、水素爆発を防止するため、静的触媒式水素再結合器により漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させ水素濃度を抑制する。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器頂部注水系（常設）

及び格納容器頂部注水系（可搬型）により格納容器頂部を冷却することで，格納容器外への水素漏えいを抑制し，原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止する。

- 原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素により，原子炉建屋原子炉棟オペレーティングフロア天井付近の水素濃度が上昇した場合，原子炉建屋原子炉棟オペレーティングフロア天井部の水素を屋外に排出するため，原子炉建屋原子炉棟ベント弁を開放し，水素の建屋内滞留を防止する。

第2.1.14表 重大事故等対処設備と整備する手順(1.10)

対応手段，対応設備，手順書一覧（1／2）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止	—	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器※ ¹ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	重大事故等対処設備	原子炉建屋内における水素による爆発を防止する運転手順
		原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	重大事故等対処設備	
		代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備※ ⁴ 可搬型代替交流電源設備※ ⁴ 常設代替直流電源設備※ ⁴ 可搬型代替直流電源設備※ ⁴ 燃料補給設備※ ⁴	重大事故等対処設備	
格納容器外への水素漏えい抑制	—	格納容器頂部注水系（常設）による注水	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※ ³ 低圧代替注水系配管・弁 格納容器 常設代替交流電源設備※ ⁴ 燃料補給設備※ ⁴	重大事故等対処設備	
			格納容器頂部注水系配管・弁	自主対策設備	

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

※2：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／2）

分類	機能喪失を想定する設計 基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
格納容器外への水素漏えい抑制	—	格納容器頂部注水系（可搬型） による注水	代替淡水貯槽※ ³ 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 格納容器 常設代替交流電源設備※ ⁴ 可搬型代替交流電源設備※ ⁴ 燃料補給設備※ ⁴	重大事故等 対処設備	原子炉建屋内における 水素による爆発を防止 する運転手順
			可搬型代替注水大型ポンプ※ ³ 淡水貯水池※ ³ ，※ ⁵ 格納容器頂部注水系配管・弁 燃料補給設備※ ⁴	自主対策 設備	
水素排出による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止	—	原子炉建屋原子炉棟ベントによる水素ガスの排出	可搬型代替注水大型ポンプ※ ² ，※ ³ ホース※ ² 放水砲※ ² 燃料補給設備※ ⁴	重大事故等 対処設備	
			原子炉建屋原子炉棟ベント弁	自主対策 設備	

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

※2：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

■：自主的に整備する対応手段を示す。

(k) 「1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

使用済燃料プールの冷却機能喪失，注水機能喪失，又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により，使用済燃料プールの水位が低下した場合において，使用済燃料プール内の燃料体等の冷却，放射線の遮蔽及び臨界防止のための対処設備及び手順を整備する。

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

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室における監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に使用済燃料プールを冷却するための手順の例を次に示す。（第2. 1. 15表参照）

- ・ 使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合，代替燃料プール注水系により使用済燃料プールへスプレイすることにより，使用済燃料プール内の燃料体等の損傷を緩和し，放射性物

質の放出を低減する。

(添付資料 2. 1. 12)

第2.1.15表 重大事故等対処設備と整備する手順(1.11)

対応手段，対応設備，手順書一覧（1／6）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時若しくは使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水	常設低圧代替注水系ポンプ 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む) 代替淡水貯槽※ ³ 常設代替交流電源設備※ ⁴ 燃料補給設備※ ⁴	重大事故等 対処設備	使用済燃料プール内の 燃料体の著しい損傷を 防止する運転手順
		可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水	可搬型代替注水大型ポンプ※ ³ 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む) 代替淡水貯槽※ ³ 常設代替交流電源設備※ ⁴ 可搬型代替交流電源設備※ ⁴ 燃料補給設備※ ⁴	重大事故等 対処設備	
			淡水貯水池※ ³ 、※ ⁵	自主対策 設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱をするための手順等」にて整備する。

※2：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／6）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対応設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時若しくは使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	(可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系) (可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プール注水	可搬型代替注水大型ポンプ※ ³ ホース 可搬型スプレイノズル 使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む) 代替淡水貯槽※ ³ 燃料補給設備※ ⁴	重大事故等対応設備	使用済燃料プール内の燃料体の著しい損傷を防止する運転手順
			淡水貯水池※ ³ 、※ ⁵	自主対策設備	
		補給水系による使用済燃料プールへの注水	使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む)	重大事故等対応設備	
			非常用ディーゼル発電機 燃料補給設備※ ⁴	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)	
			復水移送ポンプ 補給水系配管・弁 復水貯蔵タンク	自主対策設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱をするための手順等」にて整備する。

※2：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3／6）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時若しくは使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	消火系による使用済燃料プールへの注水	使用済燃料プール （サイフォン防止機能含む）	重大事故等 対処設備	使用済燃料プール内の 燃料体の著しい損傷を 防止する運転手順
			非常用ディーゼル発電機 燃料補給設備※ ⁴	重大事故等 対処設備 （設計基準 拡張）	
			電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ 消火系配管・弁・ホース 残留熱除去系配管・弁 ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主 対策 設備	
	—	漏えい 抑制	使用済燃料プール （サイフォン防止機能含む）	重大事故等 対処設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱をするための手順等」にて整備する。

※2：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4／6）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	—	（常設スプレイヘッド） 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 を使用した使用済燃料プールスプレイ	常設低圧代替注水系ポンプ 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッド 使用済燃料プール （サイフォン防止機能含む） 代替淡水貯槽※ ³ 常設代替交流電源設備※ ⁴ 燃料補給設備※ ⁴	重大事故等 対処設備	使用済燃料プール内の 燃料体の著しい損傷を 防止する運転手順
	—	（可搬型代替注水大型ポンプ） 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 を使用した使用済燃料プールスプレイ	可搬型代替注水大型ポンプ※ ³ 低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 常設スプレイヘッド 使用済燃料プール （サイフォン防止機能含む） 代替淡水貯槽※ ³ 常設代替交流電源設備※ ⁴ 可搬型代替交流電源設備※ ⁴ 燃料補給設備※ ⁴	重大事故等 対処設備	
	—	—	淡水貯水池※ ³ ，※ ⁵	自主対策 設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱をするための手順等」にて整備する。

※2：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5／6）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対応設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	—	(可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールスプレイ	可搬型代替注水大型ポンプ※ ³ ホース 可搬型スプレイノズル 使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む) 代替淡水貯槽※ ³ 燃料補給設備※ ⁴	重大事故等 対応設備	使用済燃料プール内の 燃料体の著しい損傷を 防止する運転手順
			淡水貯水池※ ³ 、※ ⁵	自主対策 設備	
		漏えい緩和	シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ	自主対策 設備	
		大気への 拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ※ ³ ホース 放水砲※ ² 燃料補給設備※ ⁴	重大事故等 対応設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱をするための手順等」にて整備する。

※2：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6／6）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
重大事故等発生時における使用済燃料プールの監視	—	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 （S A 広域） 使用済燃料プール温度 （S A） 使用済燃料プールエリア放射線 モニタ （高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ （使用済燃料プール監視カメラ 用空冷装置を含む）	重大事故等 対処設備	使用済燃料プール内の 燃料体の著しい損傷を 防止する運転手順
		代替電源による給電	常設代替交流電源設備※ ⁴ 可搬型代替交流電源設備※ ⁴ 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 燃料補給設備※ ⁴	重大事故等 対処設備	
重大事故等発生時における使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール除熱	代替燃料プール冷却系ポンプ 代替燃料プール冷却系熱交換器 代替燃料プール冷却系配管・弁 緊急用海水系※ ¹ 非常用取水設備※ ¹ 常設代替交流電源設備※ ⁴ 燃料補給設備※ ⁴	重大事故等 対処設備	

※1：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱をするための手順等」にて整備する。

※2：手順については「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

(1) 「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷及び格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所敷地外への放射性物質の拡散を抑制するための対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室における監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための手順の例を次に示す。（第2.1.16表参照）

- ・炉心の著しい損傷及び格納容器の破損のおそれ又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合、原子炉建屋への放水により放射性物質の大気への拡散抑制を行う。また、放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合、放射性物質吸着材及び汚濁防止膜により、海洋への拡散抑制を行う。

（添付資料 2.1.13）

第 2. 1. 16 表 重大事故等対処設備と整備する手順(1. 12)

対応手段，対処設備，手順書一覧

分類	機能喪失を想定する設計 基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷 炉心の著しい損傷及び格納容器の破損	—	拡散抑制 大気への	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 放水砲 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	放射性物質の拡散を抑制する手順
		拡散抑制 海洋への	放射性物質吸着材 汚濁防止膜	重大事故等対処設備	
原子炉建屋周辺における航空機燃料火災 航空機燃料火災	—	初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車 水槽付消防ポンプ自動車 可搬型動力消防ポンプ 泡消火薬剤 燃料補給設備※1	自主対策設備	
		航空機燃料火災への泡消火	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 放水砲 泡消火薬剤 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	

※1 手順については「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

(m) 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

重大事故等が発生した場合において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室における監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に事故の収束に必要な水の供給手順の例を次に示す。（第2.1.17表参照）

- ・ 事故の収束に必要な水を代替淡水貯槽に補給する場合、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽へ補給する。
- ・ 事故の収束に必要な水の水源として代替淡水源を使用する際、代替淡水源へ補給する手段として、淡水貯水池又は淡水タンク（多目的タンク、ろ過水貯蔵タンク、純水貯蔵タンク、原水タンク）から可搬型代替注水大型ポンプにより淡水を補給する。

第 2. 1. 17 表 重大事故等対処設備と整備する手順(1. 13)

対応手段，対処設備，手順書一覧（1／7）

分類	機能喪失を想定する設計 基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書の 分類
水源への補給	—	可搬型代替注水大型ポンプ への補給	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 代替淡水貯槽 貯留堰 取水路 S A用海水ピット取水塔 海水引込管 S A用海水ピット 取水ピット 燃料補給設備※1	重大事故等 対処設備	重大事故等の収束 に必要となる水源 を確保する手順
			淡水貯水池 A ※2 淡水貯水池 B ※2 多目的タンク 多目的タンク配管・弁 ろ過水貯蔵タンク 純水貯蔵タンク 原水タンク 放水ピット	自主対策 設備	

※1：手順は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／7）

分類	機能喪失を想定する設計 基準事故対応設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書の 分類
水源への補給	—	淡水貯水池A B（B） （A） への補給 から淡水貯水池	淡水貯水池A※2 淡水貯水池B※2 淡水貯水池配管・弁	自主対策設備	重大事故等の収束 に必要な水源 を確保する手順
		可搬型代替注水大型ポンプ への補給	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 貯留堰 取水路 SA用海水ピット取水塔 海水引込管 SA用海水ピット 取水ピット 燃料補給設備※1	重大事故等 対応設備	
		可搬型代替注水大型ポンプ による淡水貯水池	淡水貯水池A※2 淡水貯水池B※2 多目的タンク 多目的タンク配管・弁 ろ過水貯蔵タンク 純水貯蔵タンク 原水タンク 放水ピット	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：本条文【解釈】1b）項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧(3／7)

分類	機能喪失を想定する設計 基準事故対応設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書の 分類
注水が必要な箇所への供給	—	可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (低圧代替注水系(可搬型))	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 代替淡水貯槽 低圧代替注水系配管・弁 貯留堰 取水路 S A用海水ピット取水塔 海水引込管 S A用海水ピット 取水ピット 燃料補給設備※1	重大事故等 対応設備	炉心の著しい損傷 及び格納容器の破 損を防止する運転 手順
			淡水貯水池 A ※2 淡水貯水池 B ※2 放水ピット	自主対策 設備	
		可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型))	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 代替淡水貯槽 低圧代替注水系配管・弁 貯留堰 取水路 S A用海水ピット取水塔 海水引込管 S A用海水ピット 取水ピット 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対応設備	
			淡水貯水池 A ※2 淡水貯水池 B ※2 放水ピット	自主対策 設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧(4/7)

分類	機能喪失を想定する設計 基準事故対応設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書の 分類
注水が必要な箇所への供給	—	可搬型代替注水大型ポンプ (フィルタ装置スクラビングによる送水)	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 代替淡水貯槽 フィルタベント装置補給水ライン配 管・弁 燃料補給設備※1	重大事故等対応設備	格納容器の破損を 防止する運転手順
			淡水貯水池A※2 淡水貯水池B※2 多目的タンク 多目的タンク配管・弁 ろ過水貯蔵タンク 純水貯蔵タンク 原水タンク	自主対策設備	
	—	可搬型代替注水大型ポンプ (格納容器下部注水系(可搬型))	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 代替淡水貯槽 低圧代替注水系配管・弁 貯留堰 取水路 SA用海水ピット取水塔 海水引込管 SA用海水ピット 取水ピット 燃料補給設備※1	重大事故等対応設備	
			淡水貯水池A※2 淡水貯水池B※2 放水ピット	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※8：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧(5／7)

分類	機能喪失を想定する設計 基準事故対応設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書の 分類
注水が必要な箇所への供給	—	可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (格納容器頂部注水系(可搬型))	代替淡水貯槽 低圧代替注水系配管・弁 貯留堰 取水路 S A用海水ピット取水塔 海水引込管 S A用海水ピット 取水ピット		原子炉建屋内における水素による爆発を防止する運転手順 使用済燃料プール内の燃料体の著しい損傷を防止する運転手順
			可搬型代替注水大型ポンプ ホース 格納容器頂部注水系配管・弁 燃料補給設備 ^{※1} 淡水貯水池 A ^{※2} 淡水貯水池 B ^{※2} 放水ピット	自主対策設備	
		可搬型代替注水大型ポンプによる送水 (代替燃料プール注水系(可搬型))	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 代替淡水貯槽 低圧代替注水系配管・弁 貯留堰 取水路 S A用海水ピット取水塔 海水引込管 S A用海水ピット 取水ピット 燃料補給設備 ^{※1}	重大事故等対応設備	
			淡水貯水池 A ^{※2} 淡水貯水池 B ^{※2} 放水ピット	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧(6／7)

分類	機能喪失を想定する設計 基準事故対応設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
注水が必要な箇所への供給	—	代替残留熱除去系海水系による除熱	残留熱除去系海水系配管・弁・熱交換器 貯留堰 取水路 S A用海水ピット取水塔 海水引込管 S A用海水ピット 取水ピット	重大事故等 対応設備	炉心の著しい損傷 及び格納容器の破 損を防止する運転 手順 放射性物質の拡散 を抑制する手順
			可搬型代替注水大型ポンプ ホース 燃料補給設備※1	自主対策 設備	
		大気への拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 放水砲 燃料補給設備※1	重大事故等 対応設備	
		航空機燃料火災への泡消火	可搬型代替注水大型ポンプ ホース 放水砲 泡消火薬剤容器（ハイドロ用） 燃料補給設備※1	重大事故等 対応設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧(7／7)

分類	機能喪失を想定する設計 基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書の 分類
注水が必要な箇所への供給	—	非常用ディーゼル 機用海水系への代替海水送水 発電	D／G 2 C海水系配管・弁 D／G 2 D海水系配管・弁 H P C S D／G海水系配管・弁	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	炉心の著しい損傷，格納容器の破損及び使用済燃料プール内の燃料体の著しい損傷を防止する手順
			可搬型代替注水大型ポンプ ホース 燃料補給設備※1	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：本条文【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

■：自主的に整備する対応手段を示す。

(n) 「1. 14 電源の確保に関する手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，格納容器の破損，使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため，代替電源から給電するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷，格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室における監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に電源の確保手順の例を次に示す。（第2. 1. 18表参照）

- ・ 非常用ディーゼル発電機の故障により非常用所内電源設備への交流電源の給電ができない場合，常設代替交流電源設備により代替所内電気設備を介して非常用所内電気設備へ給電する。
- ・ 非常用ディーゼル発電機の故障により直流125V充電器 2 A・2 Bの交流入力電源が喪失し，直流125V蓄電池 2 A・2 Bの枯渇によ

り直流125V主母線盤 2 A ・ 2 B への給電ができない場合，常設代替直流電源設備により緊急用直流125V主母線盤及び可搬型代替直流電源設備電源切替盤を介して直流125V主母線盤 2 A ・ 2 B へ給電する。

第2. 1. 18表 重大事故等対処設備と整備する手順(1. 14)

対応手段，対応設備，手順書一覧（1／6）

分類	機能喪失を想定する設計 基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書の分類
代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	非常用ディーゼル発電機 (全交流動力電源喪失)	非常設代替交流電源設備による 非常用所内電気設備への給電	常設代替高压電源装置 緊急用断路器 緊急用M／C M／C 2 C M／C 2 D P／C 2 C P／C 2 D MCC 2 C系 MCC 2 D系 直流125V充電器A 直流125V充電器B 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 軽油貯蔵タンク 常設代替高压電源装置用燃料移送ポンプ	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷，格納容器の破損及び使用済燃料プール内の燃料体の著しい損傷を防止する手順
		可搬型代替交流電源設備による 非常用所内電気設備への給電	可搬型代替低压電源車 可搬型代替低压電源車用ケーブル 可搬型代替低压電源車接続盤 P／C 2 C P／C 2 D MCC 2 C系 MCC 2 D系 直流125V充電器A 直流125V充電器B 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 可搬型設備用軽油タンク タンクローリー	重大事故等対処設備	

※1： 直流125V蓄電池2A・2B及び中性子モニタ用蓄電池A系・B系からの給電は，運転員による操作不要の動作である。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／6）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による 非常用所内電気設備への電力融通	非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失）	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による 非常用所内電気設備への電力融通	M/C 2 C M/C 2 D P/C 2 C P/C 2 D MCC 2 C系 MCC 2 D系 直流125V充電器A 直流125V充電器B 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷，格納容器の破損及び使用済燃料プール内の燃料体の著しい損傷を防止する手順
			HPCS D/G M/C HPCS 直流125V予備充電器	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			M/C 2 E	自主対策設備	
非常用ディーゼル（高圧炉心スプレイ系を含む）発電機用海水系への代替海水送水	非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失）	非常用ディーゼル（高圧炉心スプレイ系を含む）発電機用海水系への代替海水送水	D/G 2 C海水系配管・弁 D/G 2 D海水系配管・弁 HPCS D/G海水系配管・弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			可搬型代替注水大型ポンプ ホース 燃料補給設備※1	自主対策設備	

※1： 直流125V蓄電池2A・2B及び中性子モニタ用蓄電池A系・B系からの給電は，運転員による操作不要の動作である。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3／6）

分類	機能喪失を想定する設計 基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書の分類
代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電		所内常設直流電源設備による 非常用所内電気設備への給電	直流125V A系蓄電池※1 直流125V B系蓄電池※1 中性子モニタ用蓄電池 A系 中性子モニタ用蓄電池 B系 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 直流±24V中性子モニタ用分電盤 2 A 直流±24V中性子モニタ用分電盤 2 B	重大事故等 対処設備	
	非常用ディーゼル発電機 （全交流動力電源喪失） 蓄電池（枯渇）	可搬型代替直流電源設備による 非常用所内電気設備への給電	可搬型代替低圧電源車 可搬型代替低圧電源車用ケーブル 可搬型代替低圧電源車接続盤 可搬型整流器用変圧器 可搬型整流器 可搬型代替直流電源設備用電源 切替盤 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 可搬型設備用軽油タンク タンクローリー	重大事故等 対処設備	炉心の著しい損傷，格納 容器の破損及び使用済 燃料プール内の燃料体 の著しい損傷を防止す る手順

※ 1： 直流125V蓄電池2A・2B及び中性子モニタ用蓄電池 A系・B系からの給電は，運転員による操作不要の動作である。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4/6）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
常設直流電源喪失時の直流125V主母線盤2A・2Bへの給電	非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失） 蓄電池（枯渇）	非常設代替交流電源設備への給電	常設代替高圧電源装置 緊急用断路器 緊急用M/C M/C 2C M/C 2D P/C 2C P/C 2D MCC 2C系 MCC 2D系 直流125V充電器A 直流125V充電器B 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B 経由貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷，格納容器の破損及び使用済燃料プール内の燃料体の著しい損傷を防止する手順
		可搬型代替交流電源設備への給電	可搬型代替低圧電源車 可搬型代替低圧電源車用ケーブル 可搬型代替低圧電源車接続盤 P/C 2C P/C 2D MCC 2C系 MCC 2D系 直流125V充電器A 直流125V充電器B 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B 可搬型設備用軽油タンク タンクローリー	重大事故等対処設備	

※1： 直流125V蓄電池2A・2B及び中性子モニター用蓄電池A系・B系からの給電は，運転員による操作不要の動作である。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5／6）

分類	機能喪失を想定する設計 基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書の分類
代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	非常用所内電気設備	常設代替高压電源装置による 代替所内電気設備への給電	常設代替高压電源装置 緊急用断路器 緊急用M／C 緊急用動力変圧器 緊急用P／C 緊急用MC C 緊急用電源切替盤 緊急用直流125V充電器 緊急用直流125V主母線盤 可搬型代替直流電源設備用電源 切替盤 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B	重大事故等 対処設備	
		可搬型代替低压電源車による 代替所内電気設備への給電	可搬型代替低压電源車 可搬型代替低压電源車用ケー ブル 可搬型代替低压電源車接続盤 緊急用P／C 緊急用MC C 緊急用電源切替盤 緊急用直流125V充電器 緊急用直流125V主母線盤 可搬型代替直流電源設備用電源 切替盤 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 可搬型設備用軽油タンク タンクローリー	重大事故等 対処設備	
代替直流電源設備による 代替所内電気設備への給電	非常用ディーゼル発電機 （全交流動力電源喪失） 蓄電池（枯渇）	常設代替直流電源設備による 緊急用代替所内電気設備への給電	緊急用直流125V蓄電池※ ¹ 緊急用直流125V主母線盤 可搬型代替直流電源設備用電源 切替盤 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B	重大事故等 対処設備	

※ 1： 直流125V蓄電池2A・2B及び中性子モニタ用蓄電池A系・B系からの給電は，運転員による操作不要の動作である。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6／6）

分類	機能喪失を想定する設計 基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 の分類
代替 代替所内電気設備への給電	非常用ディーゼル発電機 （全交流動力電源喪失） 蓄電池（枯渇）	緊急用直流125V主母線盤への給電 可搬型代替直流電源設備による	可搬型代替低圧電源車 可搬型代替低圧電源車用ケーブル 可搬型代替低圧電源車接続盤 可搬型整流器用変圧器 可搬型整流器 可搬型代替直流電源設備用電源切替盤 緊急用直流125V主母線盤 可搬型設備用軽油タンク タンクローリー	重大事故等 対処設備	
燃料の補給	—	可搬型設備用軽油タンクからタンクローリーへの給油	可搬型設備用軽油タンク タンクローリー	重大事故等 対処設備	炉心の著しい損傷，格納容器の破損及び使用済燃料プール内の燃料体の著しい損傷を防止する手順
		タンクローリーから各機器への給油	タンクローリー	重大事故等 対処設備	
		常設代替高圧電源装置への給油 燃料補給設備による	軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	重大事故等 対処設備	

※1： 直流125V蓄電池2A・2B及び中性子モニタ用蓄電池A系・B系からの給電は，運転員による操作不要の動作である。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

(o) 「2.1 可搬型設備等による対応手順等」

大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時に使用する設備と手順については、先に記載した

(b) 項から (n) 項で示した重大事故等対策で整備する手順等を活用することで「炉心の著しい損傷を緩和するための対策」、「原子炉格納容器の破損を緩和するための対策」、「使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策」、「放射性物質の放出を低減させるための対策」、「大規模な火災が発生した場合における消火活動」の措置を行う。

なお、可搬型設備等による対応手順等のうち、柔軟な対応を行うための大規模損壊に特化した手順を第2.1.19表に示す。

イ．現場における可搬型計測器を用いたパラメータ計測，監視手順

(添付資料 2.1.14)

第 2.1.19 表 大規模損壊に特化した対応設備と整備する手順(2.1)

想定	対応手段	対応手順	対応設備	整備する手順書の分類
中央制御室の機能喪失等により、中央制御室にて可搬型計測器の接続が不可能となった場合	監視機能の回復	現場における可搬型計測器を用いたパラメータ計測、監視手順	可搬型計測器	大規模損壊時に対応する手順

- d. c. 項に示す大規模損壊への対応手順書は、万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備するが、中央制御室での監視及び制御機能に期待できる可能性も十分に考えられることから、運転手順書を活用した事故対応も考慮したものとする。
- e. c. 項に示す大規模損壊への対応手順書については、地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより発生する可能性のある大規模損壊に対して、また、P R Aの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンス等について、当該事故により発生する可能性のある重大事故、大規模損壊への対応も考慮する。加えて、大規模損壊発生時に、同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく、炉心注水、電源確保、放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。
- f. 原子炉施設において整備する大規模損壊発生時の対応する手順については、大規模損壊に関する考慮事項等、米国におけるN E Iガイドの考え方も参考とする。また、当該ガイドの要求内容に照らして原子炉施設の対応状況を確認する。

(添付資料2.1.15)

2.1.2.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊発生時の体制については、組織が最も有効に機能すると考えられる通常の災害対策本部の体制を基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備する。

また、重大事故等を超えるような状況を想定した2.1.2.1項における大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提とし、中央制御室が機能喪失するような通常とは異なる体制で活動しなければならない場合にも対応できるよう、重大事故等対策では考慮されていない大規模損壊に対する脆弱性を補完する手順書を用いた活動を行うための教育及び訓練の実施並びに体制の整備を図る。

(1) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練の実施

大規模損壊への対応のための災害対策要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練に加え、大規模損壊発生時に対応する手順、資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。教育及び訓練は、各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、以下の教育及び訓練を実施する。さらに、要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育の充実を図る。必要となる力量を第2.1.20表に示す。

a. 大規模損壊発生時に対応する手順及び資機材の取扱い等を習得するための要素訓練を、訓練ごとに実施頻度を定めて実施する。

b. 重大事故等対応要員については、初動で対応する要員を最大限に活用

する観点から、要員の役割に応じて付与される力量に加え臨機応変な配置変更に対応できる知識及び技能を習得するなど、期待する要員以外の要員でも流動性を持って柔軟に対応できるよう、実効性を高めるために、担当する役割以外の教育及び訓練の充実を図る。

- c. 原子力防災管理者及び副原子力防災管理者に対し、通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限に活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。
- d. 大規模損壊発生時に対応する組織及びそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施する。

第 2.1.20 表 大規模損壊発生時の対応に係る発電所要員の力量管理について

要員	必要な作業	必要な力量
災害対策要員 ・本部長，本部長代理，本部員	○発電所における災害対策活動の実施	○事故状況の把握 ○対応判断 ○適確な指揮 ○各班との連携
災害対策要員 ・上記以外の要員	○発電所における災害対策活動の実施 (統括／班長指示による) ○関係箇所への情報提供 ○各班要員の活動状況把握	○所掌内容の理解 ○対策本部との情報共有 ○各班との連携
運転員	○事故状況の把握 ○事故拡大防止に必要な運転上の措置 ○除熱機能等確保に伴う措置	○確実なプラント状況把握 ○運転操作 ○事故対応手順の理解
実施組織	○復旧対策の実施 ・資機材の移動，電源車による給電，原子炉への注水，使用済燃料プールへの注水等 ○消火活動	○個別手順の理解 ○資機材の取扱い ○配置場所の把握
支援組織	○事故拡大防止対策の検討 ○資材の調達及び輸送 ○放射線・放射能の状況把握 ○社外関係機関への通報・連絡	○事故状況の把握 ○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取扱い

(2) 大規模損壊発生時の体制

発電用原子炉施設において重大事故等及び大規模損壊（大規模火災の発生含む）のような原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去並びに原子力災害の拡大防止及び緩和その他必要な活動を迅速かつ円滑に実施するため、所長（原子力防災管理者）は、災害対策本部体制を整備する。

- a. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等及び大規模損壊のような原子力災害が発生した場合にも、速やかに対応を行うため、発電所構内に災害対策要員39名（当直要員7名、自衛消防隊11名を含む）を常時確保した体制を整備する。

また、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室（当直要員を含む）が機能しない場合も想定し、あらかじめ定められた災害対策要員の役割を変更することで迅速な対応を可能とする。

- b. 大規模損壊発生時において、災害対策要員として参集を期待されている社員寮、社宅等の要員の発電所へのアクセスルートは複数確保されており、当該要員はそこから通行可能なルートを選択し発電所へ参集する。なお、あらかじめ指名された発電所参集要員以外の要員は発電所外集合場所に参集し、災害対策本部の指示に従い対応する。

- c. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、大規模な自然災害が発生した場合には、上記アクセスルートによる社員寮、社宅等からの要員参集に期待できると想定されるが、万一要員参集に時間を要する場合であっても、発電所構内に分散待機する災害対策要員により、要員が参集するまでの当面の間は事故対応を行えるよう体制を整備する。

(3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立
についての基本的考え方

大規模損壊発生時には、通常の災害対策本部体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、対応要員を確保するとともに指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊発生時に対応するための体制を次の基本的な考え方に基づき整備する。

- a. 大規模損壊への対応要員を常時確保するため、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において原子力防災管理者を代行する統括待機当番者（副原子力防災管理者）を含む対応要員は、地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、地震、津波等の大規模な自然災害による待機場所への影響が考えられる場合は、屋外への退避及び高所への避難等を行う。なお、建物の損壊等により要員が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の措置を講じる。

さらに、人命救助や物品の移動等の必要な活動については、発電所構内に勤務している他の人員を可能な範囲で割り当てる等の措置を講じる。

- b. 地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常の災害対策本部体制での指揮命令系統が機能しない場合も考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることで体制を維持する。

- c. 大規模損壊等により炉心が損傷した場合において、格納容器の破損の

おそれ又は破損した場合、緊急時対策所、中央制御室待避室及び二次隔離弁操作室に残る要員（以下「最低限必要な要員」という。）以外を緊急時対策所で待機させるか発電所外へ一時退避させるかを判断する。プルーム放出時は、最低限必要な要員は、緊急時対策所、中央制御室待避室及び二次隔離弁操作室に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。プルーム通過時、最低限必要な要員以外の要員は発電所構外へ一時退避し、その後、災害対策本部長の指示により再参集する。ただし格納容器が破損している場合など、一時退避中に被ばくのおそれがある場合には、緊急時対策所に留まることとする。

- d. 大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合、災害対策本部の指揮命令系統の下、自衛消防隊は消火活動を実施する。また、原子力防災管理者が、事故対応を実施及び継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、災害対策本部の指揮命令系統の下、放水砲等の対応を行う要員を消火活動に従事させる。これら大規模損壊発生時の火災対応については、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）時には統括待機当番者（副原子力防災管理者）の指揮命令系統の下で消火活動を行う。

(4) 大規模損壊発生時の対応拠点

大規模損壊が発生した場合において、災害対策本部長を含む災害対策本部の要員等が対応を行う拠点は、緊急時対策所を基本とする。また、代替可能なスペースとして、緊急時対策室建屋（免震構造）を状況に応じて活用する。

当直要員の拠点については、中央制御室が機能している場合は中央制御室とするが、中央制御室が機能していない場合や火災等により当直要員に

危険が及ぶおそれがある場合は、施設の損壊状況及び対応可能な要員等を勘案し災害対策本部が適切な拠点を判断する。

(5) 大規模損壊発生時の支援体制の確立

a. 本店対策本部体制の確立

大規模損壊発生時における本店対策本部の設置による発電所への支援体制は、技術的能力1.0で整備する支援体制と同様である。

b. 外部支援体制の確立

大規模損壊発生時における外部支援体制は、技術的能力1.0で整備する外部支援体制と同様である。

2.1.2.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え、2.1.2.1項における大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。

(1) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム

ムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

大規模損壊時において、可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう、外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように考慮する。

a. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び

地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。

- b. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、津波により設計基準事故対処設備又は常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失させないように基準津波を超える津波に対して裕度を有する高所に保管する。
- c. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準を超える竜巻及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮して、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備が設置されている原子炉建屋等から 100m 以上離隔を確保した上で、複数箇所に分散して保管する。
- d. 原子力建屋外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備は、可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管するとともに、常設設備への接続口、アクセスルートを複数設ける。
- e. 地震、津波、大規模な火災等の発生に備え、アクセスルートを確保するために、速やかに消火及びがれき撤去できる可搬型設備を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。

(2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉建屋から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。

- a. 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。

- b. 地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な燃料火災の発生に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び消火設備を配備する。
- c. 炉心損傷及び格納容器破損による高線量の環境下において、事故対応のために着用する全面マスク、タイベック、個人線量計等の必要な資機材を配備する。
- d. 化学薬品等が流出した場合に事故対応するために着用するマスク、長靴等の資機材を配備する。
- e. 大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具、線量計、食料等の資機材を配備する。
- f. 大規模損壊発生時において、災害対策本部と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡手段を確保するため、多様な複数の通信連絡設備を配備する。

また、通常の通信連絡手段が使用不能な場合を想定し、無線連絡設備、携行型有線通話装置、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備する。

2.1.3 まとめ

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより、東海第二発電所において、プラント監視機能の喪失、建屋の損壊に伴う広範囲な機能の喪失等の大規模な損壊が発生した場合の対応措置として、プラント内において有効に機能する運転員を含む人的資源、設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備等の物的資源及びその時点で得られる発電所構内外の情報を活用することにより、様々な事態において柔軟に対応できる「手

順書の整備」，「体制の整備」及び「設備・資機材の整備」を行う方針とする。

「手順書の整備」においては，大規模な火災が発生した場合及び中央制御室での監視・制御機能が喪失する場合も考慮し，可搬型重大事故等対処設備による対応を考慮とした多様性及び柔軟性を有するものとして整備する。

「体制の整備」においては，通常の指揮命令系統が機能しなくなる等の体制の一部が機能しない場合を考慮した対応体制を構築するとともに，要員に対して大規模損壊時に必要となる力量を習得及び維持するための教育・訓練を実施する。

「設備・資機材の整備」においては，可搬型重大事故等対処設備は，同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう，構内の高所に分散配置するとともに，原子炉建屋等から離隔距離を置いて配備する。

大規模損壊への対応として整備する「手順書」，「体制」及び「設備・資機材」については，今後とも新たな知見や教育・訓練の結果を取り入れることで，継続的に改善を図っていく。

大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然災害・外部人為事象の 抽出プロセスについて

国内外の基準等で示されている外部ハザードを収集し、海外文献の考え方を参考にした選定基準に基づき、東海第二発電所において大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害・外部人為事象を抽出した。

(1) 外部ハザードの収集

自然災害の選定に当たっては、以下の資料を参考に網羅的に事象を収集した。自然現象及び人為事象を整理した結果を第1表及び第2表に示す。

① DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE
(NEI-12-06 August 2012)

② 「日本の自然災害」国会資料編纂会 1998 年

③ Specific Safety Guide (SSG-3) “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010

④ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」
(制定：平成 25 年 6 月 19 日)

⑤ NUREG/CR-2300 “PRA PROCEDURES GUIDE”, NRC, January 1983

⑥ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造および設備の基準に関する規則の解釈」 (制定：平成 25 年 6 月 19 日)

⑦ ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1 / Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”

⑧ B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline (NEI-06-12 December 2006) -
2011.5 NRC 公表

⑨「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014」

一般社団法人 日本原子力学会

第1表 外部ハザードの抽出（自然現象）（1／2）

丸数字は、外部ハザードを抽出した文献を示す。

No	外部ハザード	外部ハザードを抽出した文献等								
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨
1-1	極低温（凍結）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-2	隕石	○		○		○		○		○
1-3	降水（豪雨（降雨））	○	○	○	○	○	○	○		○
1-4	河川の迂回	○	○			○		○		○
1-5	砂嵐（or 塩を含んだ嵐）	○		○		○		○		○
1-6	静振	○				○		○		○
1-7	地震活動	○	○	○	○	○	○	○		○
1-8	積雪（暴風雪）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-9	土壌の収縮又は膨張	○	○			○		○		○
1-10	高潮	○	○			○		○		○
1-11	津波	○	○	○	○	○	○	○		○
1-12	火山（火山活動・降灰）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-13	波浪・高波	○	○			○		○		○
1-14	雪崩	○	○	○		○		○		○
1-15	生物学的事象	○			○		○	○		○
1-16	海岸浸食	○		○		○		○		○
1-17	干ばつ	○	○	○		○		○		○
1-18	洪水（外部洪水）	○	○	○		○	○	○		○
1-19	風（台風）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-20	竜巻	○	○	○	○	○	○	○		○
1-21	濃霧	○				○		○		○
1-22	森林火災	○	○	○	○	○	○	○		○
1-23	霜・白霜	○	○	○		○		○		○
1-24	草原火災	○								○
1-25	ひょう・あられ	○	○	○		○		○		○
1-26	極高温	○	○	○		○		○		○
1-27	満潮	○				○		○		○
1-28	ハリケーン	○				○		○		
1-29	氷結	○		○		○		○		○
1-30	氷晶			○						○

第1表 外部ハザードの抽出（自然現象）（2／2）

丸数字は、外部ハザードを抽出した文献を示す。

No	外部ハザード	外部ハザードを抽出した文献等								
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨
1-31	氷壁			○						○
1-32	土砂崩れ（山崩れ，がけ崩れ）		○							
1-33	落雷	○	○	○	○	○	○	○		○
1-34	湖又は河川の水位低下	○		○		○		○		○
1-35	湖又は河川の水位上昇			○		○				
1-36	陥没・地盤沈下・地割れ	○	○							○
1-37	極限的な圧力（気圧高低）			○						○
1-38	もや			○						
1-39	塩害，塩雲			○						○
1-40	地面の隆起		○	○						○
1-41	動物			○						○
1-42	地滑り	○	○	○	○	○	○	○		○
1-43	カルスト			○						○
1-44	地下水による浸食			○						
1-45	海水面低			○						○
1-46	海水面高		○	○						○
1-47	地下水による地滑り			○						
1-48	水中の有機物			○						
1-49	太陽フレア，磁気嵐	○								○
1-50	高温水（海水温高）			○						○
1-51	低温水（海水温低）			○						○
1-52	泥湧出		○							
1-53	土石流（液状化）		○							○
1-54	水蒸気		○							○
1-55	毒性ガス	○	○			○		○		○

第2表 外部ハザードの抽出（外部人為事象）

丸数字は、外部ハザードを抽出した文献を示す。

No	外部ハザード	外部ハザードを抽出した文献等								
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨
2-1	衛星の落下	○		○				○		○
2-2	パイプライン事故(ガスなど), パイプライン事故によるサイト 内爆発等	○		○		○		○		
2-3	交通事故 (化学物質 流出含む)	○		○		○		○		○
2-4	有毒ガス	○			○	○	○	○		
2-5	タービンミサイル	○			○	○	○	○		
2-6	飛来物（航空機落下）	○		○	○	○	○	○	○	○
2-7	工業施設又は軍事施設事故	○				○		○		○
2-8	船舶の衝突（船舶事故）	○		○	○		○			○
2-9	自動車又は船舶の爆発	○		○						○
2-10	船舶から放出される固体液体 不純物			○						○
2-11	水中の化学物質			○						
2-12	プラント外での爆発			○	○		○			○
2-13	プラント外での化学物質 の流出			○						○
2-14	サイト貯蔵の化学物質の流 出	○		○		○		○		
2-15	軍事施設からのミサイル			○						
2-16	掘削工事		○	○						
2-17	他のユニットからの火災			○						
2-18	他のユニットからのミサイ ル			○						
2-19	他のユニットからの内部溢 水			○						
2-20	電磁的障害			○	○		○			○
2-21	ダムの崩壊			○	○		○			○
2-22	内部溢水				○	○	○	○		
2-23	火災（近隣工場等の火災）			○	○	○	○			○

(2) 各事象の影響度評価

各自然現象・外部人為事象について、想定される原子炉施設への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、非常に過酷な状況を想定した場合に考え得る起因事象について評価を行った。評価結果を第3表，第4表に示す。

(3) 選定結果

(2)の各事象の影響度評価から、特にプラントの安全性に影響を与える可能性がある事象を下記のとおり選定した。

【自然現象】

- ・地震
- ・津波
- ・竜巻
- ・凍結
- ・積雪
- ・落雷
- ・火山の影響
- ・森林火災
- ・隕石

【外部人為事象】

- ・衛星の落下
- ・航空機落下

第3表 自然現象 評価結果 (1/14)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
1	極低温 (凍結) ※詳細は添付資料2.1.3参照	温度	屋外のタンク及び配管内流体の凍結	復水貯蔵タンク・配管内流体の凍結により補給水系が喪失し、手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ。	○
				軽油貯蔵タンク内流体の凍結により非常用ディーゼル発電機が機能喪失、送電線への着氷による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。	
			ヒートシンク（海水）の凍結	東海第二発電所周辺の海水が凍結することは考え難いため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	
		電氣的影響	着氷による送電線の相関短絡	送電線が着氷により短絡、「外部電源喪失」に至るシナリオ。	
2	隕石	荷重	荷重（衝突）	安全施設の機能に影響が及ぶ規模の隕石等が衝突に至る事象は、極低頻度な事象ではあるが、影響の大きさを踏まえて特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある事象として選定する。	○
			荷重（衝撃波）		
		浸水	随伴津波による水没に伴う設備の浸水		
3	降水 (豪雨 (降雨))	浸水	降水による設備の浸水	津波（No. 11）の評価に包絡される。	—
4	河川の迂回	浸水	河川の迂回による敷地内浸水	事象の進展が遅く、設備等への影響緩和又は排除が可能である。	—
		渇水	工業用水の枯渇		
5	砂嵐	閉塞 (吸気等)	砂塵、大陸からの黄砂による吸気口の閉塞	火山（No. 12）の評価に包絡される。	—
6	静振	浸水	静振による設備の浸水	津波（No. 11）の評価に包絡される。	—
		渇水	静振による海水の枯渇		
7	地震活動	荷重	荷重（地震）	地震PRAの知見により、プラントの安全性に影響を与える可能性のある事象として選定する。	○
8	積雪 (暴風雪) ※詳細は添付資料2.1.4参照	荷重	荷重（堆積）	建屋屋上への積雪に伴う原子炉建屋（原子炉棟）損傷により原子炉補機冷却系サージタンクが損傷、機能喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。	○
				建屋屋上への積雪に伴う原子炉建屋（附属棟）損傷により中央制御室換気系が損傷、機能喪失し、手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ。	

第 3 表 自然現象 評価結果 (2/14)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
8	積雪 (暴風雪) ※詳細は添付資料 2.1.4 参照	荷重	荷重 (堆積)	建屋屋上への積雪に伴う原子炉建屋 (廃棄物処理棟) 損傷により気体廃棄物処理系が損傷, 機能喪失し, 過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。	○
				建屋屋上への積雪に伴うタービン建屋損傷によりタービン, 発電機が損傷, 機能喪失し, 過渡事象「非隔離事象」に至るシナリオ。	
				建屋屋上への積雪に伴うタービン建屋損傷によりタービン補機冷却系サージタンクが損傷, 機能喪失し, サポート系喪失 (自動停止)「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。	
				超高圧開閉所等への積雪による送電線, 送受電設備の損傷に伴い機能喪失し, 「外部電源喪失」に至るシナリオ。	
				復水貯蔵タンクへの積雪により復水貯蔵タンクが損傷, 補給水系が喪失し, 手動停止/サポート系喪失 (手動停止)「計画外停止」に至るシナリオ。	
				非常用ディーゼル発電機吸気フィルタ及び排気ファンが積雪荷重により損傷することにより非常用ディーゼル発電機が機能喪失, 送電線への着雪に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し, 「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。	
				残留熱除去系海水系ポンプモータが積雪により損傷, 残留熱除去系海水系が機能喪失し, 「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ。	
				高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系ポンプモータへの積雪による損傷に伴う高圧炉心スプレイ系が機能喪失し, 手動停止/サポート系喪失 (手動停止)「計画外停止」に至るシナリオ。	
				非常用ディーゼル発電機海水系ポンプモータへの積雪による損傷に伴い非常用ディーゼル発電機が機能喪失, 送電線への着雪に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し, 「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。	
				補機冷却海水系ポンプモータが積雪荷重により損傷, 補機冷却海水系が機能喪失し, サポート系喪失 (自動停止)「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。	
				循環水ポンプモータが積雪荷重により損傷, 循環水ポンプが機能喪失, 復水器真空度喪失し, 過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。	
		電氣的影響	着雪による送電線の相間短絡	送電線が着雪により短絡, 「外部電源喪失」に至るシナリオ。	

第 3 表 自然現象 評価結果 (3/14)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
8	積雪 (暴風雪) ※詳細は添付資料 2.1.4 参照	閉塞 (給気等)	給気フィルタ等の閉塞	積雪又は吸込みにより非常用ディーゼル発電機給気口、吸気フィルタの閉塞に伴い非常用ディーゼル発電機が機能喪失、送電線への着雪に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。	○
				中央制御室換気系の給気口は、地面より約 5.6m、約 19m の 2 箇所を設置されており、堆積物による閉塞は考え難いため、シナリオの選定は不要である。	
				積雪又は吸込みにより残留熱除去系海水系ポンプモータ空気冷却器が閉塞、残留熱除去系海水系が機能喪失し、「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ。	
				積雪又は吸込みにより高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系ポンプモータ空気冷却器が閉塞、高圧炉心スプレイ系が機能喪失し、手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ。	
				積雪又は吸込みにより非常用ディーゼル発電機海水系ポンプモータ空気冷却器の閉塞に伴い非常用ディーゼル発電機が機能喪失、送電線への着雪に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。	
				積雪又は吸込みにより補機冷却海水系ポンプモータ空気冷却器が閉塞、補機冷却海水系が機能喪失し、サポート系喪失（自動停止）「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。	
				積雪又は吸込みにより循環水ポンプモータ空気冷却器が閉塞、循環水ポンプが機能喪失、復水器真空度喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。	
9	土壌の収縮 又は膨張	荷重	荷重（変位，傾斜）	施設荷重によって有意な圧密沈下・クリープ沈下は生じず、また、膨潤性の地質でもない。なお、安全上重要な施設は岩着や杭基礎であり、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。 また本事象は、事象の進展が遅く、設備等への影響の緩和又は排除が可能である。	—
10	高潮	浸水	高潮による設備の浸水	津波（No. 11）の評価に包絡される。	—
11	津波	荷重	荷重（衝突）	津波 P R A の知見により、プラントの安全性に影響を与える可能性のある事象として選定する。	○
		浸水	津波による設備の浸水		
		閉塞	閉塞（海水系）		

第3表 自然現象 評価結果 (4/14)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
12	火山 (火山活動・降灰) ※詳細は添付資料 2.1.6 参照	荷重	荷重 (堆積)	建屋屋上への降下火砕物の堆積に伴う原子炉建屋 (原子炉棟) 損傷により原子炉補機冷却海水系サージタンクが損傷, 機能喪失し, 過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。	○
				建屋屋上への降下火砕物の堆積に伴う原子炉建屋 (附属棟) 損傷により中央制御室換気系が損傷, 機能喪失し, 手動停止/サポート系喪失 (手動停止)「計画外停止」に至るシナリオ。	
				建屋屋上への降下火砕物の堆積に伴う原子炉建屋 (廃棄物処理棟) 損傷により気体廃棄物処理系が損傷, 機能喪失し, 過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。	
				建屋屋上への降下火砕物の堆積に伴うタービン建屋損傷によりタービン, 発電機が損傷, 機能喪失し, 過渡事象「非隔離事象」に至るシナリオ。	
				建屋屋上への降下火砕物の堆積に伴うタービン建屋損傷によりタービン補機冷却系サージタンクが損傷, 機能喪失し, サポート系喪失 (自動停止)「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。	
				超高圧開閉所への降下火砕物の堆積による送電線, 送受電設備の損傷に伴い機能喪失し, 「外部電源喪失」に至るシナリオ。	
				復水貯蔵タンクへの降下火砕物の堆積により復水貯蔵タンクが損傷, 補給水系が喪失し, 手動停止/サポート系喪失 (手動停止)「計画外停止」に至るシナリオ。	
				非常用ディーゼル発電機吸気フィルタ及び排気ファンが降下火砕物の堆積による損傷に伴い非常用ディーゼル発電機が機能喪失, 送電線への降下火砕物の付着に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し, 「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。	
				残留熱除去系海水系ポンプモータが降下火砕物の堆積により損傷, 残留熱除去系海水系が機能喪失し, 「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ。	
				高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系ポンプモータへの降下火砕物の堆積による損傷に伴う高圧炉心スプレイ系が機能喪失し, 手動停止/サポート系喪失 (手動停止)「計画外停止」に至るシナリオ。	

添付 2.1.1-10

第3表 自然現象 評価結果 (5/14)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
12	火山 (火山活動・降灰) ※詳細は添付資料 2.1.6 参照	荷重	荷重 (堆積)	非常用ディーゼル発電機海水系ポンプモータへの降下火砕物の堆積による損傷に伴い非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、送電線への降下火砕物の付着に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。	○
				補機冷却海水系ポンプモータが降下火砕物の堆積荷重により損傷、補機冷却海水系が機能喪失し、サポート系喪失 (自動停止)「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。	
				循環水ポンプモータが降下火砕物の堆積荷重により損傷、循環水ポンプが機能喪失、復水器真空度喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。	
		閉塞 (海水系)	海水ストレーナの閉塞	降下火砕物により残留熱除去系海水ストレーナが閉塞、又は熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の異常摩耗により、残留熱除去系海水系が機能喪失し、「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ。	
				降下火砕物により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水ストレーナが閉塞、又は熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の異常摩耗により、高圧炉心スプレイ系が機能喪失し、手動停止／サポート系喪失 (手動停止)「計画外停止」に至るシナリオ。	
				降下火砕物により非常用ディーゼル発電機海水ストレーナが閉塞、又は熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の異常摩耗により、非常用ディーゼル発電機が機能喪失、送電線への降下火砕物の付着に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。	
				降下火砕物により補機冷却系海水ストレーナが閉塞、又は熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の異常摩耗により、補機冷却海水系が機能喪失し、サポート系喪失 (自動停止)「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。	
				降下火砕物により循環水ポンプ潤滑水ストレーナ閉塞、又は熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の異常摩耗により、循環水ポンプが機能喪失、復水器真空度喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。	

第 3 表 自然現象 評価結果 (6/14)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
12	火山 (火山活動・降灰) ※詳細は添付資料 2.1.6 参照	閉塞 (吸気等)	給気フィルタ等の閉塞	降下火砕物の堆積又は吸込みにより非常用ディーゼル発電機吸気口、吸気フィルタが閉塞、非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。	○
				中央制御室換気系の給気口は、地面より約 5.6m、約 19m の 2 箇所を設置されており、堆積物による閉塞は考え難いため、シナリオの選定は不要である。また、給気口へ降下火砕物の吸込みによりフィルタが閉塞した場合でも、フィルタの取替及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。	
				降下火砕物の堆積又は吸込みにより残留熱除去系海水系ポンプモータ空気冷却器が閉塞、残留熱除去系海水系が機能喪失し、「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ。	
				降下火砕物の堆積又は吸込みにより高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系ポンプモータ空気冷却器が閉塞、高圧炉心スプレイ系が機能喪失し、手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ。	
				降下火砕物の堆積又は吸込みにより非常用ディーゼル発電機海水系ポンプモータ空気冷却器が閉塞、非常用ディーゼル発電機が機能喪失、送電線への降下火砕物の付着に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。	
				降下火砕物の堆積又は吸込みにより補機冷却海水系ポンプモータ空気冷却器が閉塞、補機冷却海水系が機能喪失し、サポート系喪失（自動停止）「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。	
				降下火砕物の堆積又は吸込みにより循環水ポンプモータ空気冷却器が閉塞、循環水ポンプが機能喪失、復水器真空度喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。	
		腐食	腐食成分による化学的影響	事象の進展が遅く、設備等への影響の緩和又は排除が可能である。	
		電氣的影響	降下火砕物の付着による送電線の相間短絡	送電線が降下火砕物の付着により短絡、「外部電源喪失」に至るシナリオ。	

第3表 自然現象 評価結果 (7/14)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
13	波浪・高波	浸水	波浪・高波による設備の浸水	津波 (No. 11) の評価に包絡される。	—
14	雪崩	荷重	荷重 (衝突)	東海第二発電所敷地周辺には急傾斜地はなく、雪崩を起こすことは考え難いため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	—
15	生物学的事象	閉塞 (海水系)	取水口、海水ストレーナの閉塞	除塵装置により海生生物等の襲来への対策を実施しており、取水口及び海水ストレーナの閉塞は考え難いため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	—
		電氣的損傷	齧歯類 (ネズミ等) によるケーブル類の損傷	貫通部のシール等、小動物の侵入防止対策を実施しており、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	
16	海岸浸食	渇水	海岸浸食による海水の枯渇	事象の進展が遅く、設備等への影響の緩和又は排除が可能である。	—
17	干ばつ	渇水	工業用水の枯渇	事象の進展が遅く、設備等への影響の緩和又は排除が可能である。	—
18	洪水 (外部洪水)	浸水	洪水による設備の浸水	津波 (No. 11) の評価に包絡される。	—
19	風 (台風)	荷重	荷重 (風)	竜巻 (No. 20) の評価に包絡される。	—
			荷重 (衝突)		
20	竜巻 ※詳細は添付資料 2.1.3 参照	荷重	荷重 (風及び気圧差)	原子炉建屋は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから、極めて発生することが稀な設計基準を超える風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持できると考えられるため、シナリオの選定は不要である。	○
				気圧差により原子炉建屋ブローアウトパネルが開放、原子炉棟の負圧維持機能が喪失し、手動停止／サポート系喪失 (手動停止) 「計画外停止」に至るシナリオ。	
				風荷重及び気圧差荷重に伴うタービン建屋損傷によりタービン、発電機が損傷、機能喪失し、過渡事象「非隔離事象」に至るシナリオ。	
				風荷重及び気圧差荷重に伴うタービン建屋損傷によりタービン補機冷却系サージタンクが損傷、機能喪失し、サポート系喪失 (自動停止) 「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。	
				風荷重及び気圧差荷重による送電線、送受電設備の損傷に伴い機能喪失し、「外部電源喪失」に至るシナリオ。	

第3表 自然現象 評価結果 (8/14)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
20	竜巻 ※詳細は添付資料 2.1.3 参照	荷重	荷重（風及び気圧差）	<p>主排気筒は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから、極めて発生することが稀な設計基準を超える風荷重を想定しても排気筒の頑健性は維持できると考えられるため、シナリオの選定は不要である。</p> <p>非常用ガス処理系配管及び排気筒は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから、極めて発生することが稀な設計基準を超える風荷重を想定しても非常用ガス処理系配管及び排気筒の健全性は維持できると考えられるため、シナリオの選定は不要である。</p> <p>風荷重により復水貯蔵タンクが損傷、補給水系が喪失し、手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ。</p> <p>気圧差により中央制御室換気系ファン、ダクト、ダンパが損傷、中央制御室換気系が機能喪失し、手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ。</p> <p>風荷重により非常用ディーゼル発電機排気ファン、吸気フィルタ、消音器の損傷に伴い非常用ディーゼル発電機が機能喪失、送電線の風荷重に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。</p> <p>風荷重により残留熱除去系海水系が損傷、残留熱除去系海水系が機能喪失し、「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ。</p> <p>風荷重により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系が損傷、高圧炉心スプレイ系が機能喪失し、手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ。</p> <p>風荷重により非常用ディーゼル発電機海水系が損傷、非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、送電線の風荷重に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。</p> <p>風荷重により補機冷却海水ポンプが損傷、補機冷却海水系が機能喪失し、サポート系喪失（自動停止）「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。</p> <p>風荷重により循環水系が損傷、循環水ポンプが機能喪失、復水器真空度喪失し、過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。</p>	○

第3表 自然現象 評価結果 (9/14)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
20	竜巻 ※詳細は添付資料 2.1.3 参照	荷重	荷重（衝突）	飛来物の衝突，屋内への貫通により原子炉補機冷却系サージタンクが損傷，機能喪失し，過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。	○
				飛来物の衝突，屋内への貫通により原子炉建屋ガス処理系／非常用ガス処理系配管，非常用ガス処理系排気筒が損傷，原子炉建屋ガス処理系／非常用ガス処理系が機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ。	
				飛来物の衝突，屋内への貫通によりほう酸水注入系が損傷，ほう酸水注入系が機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ。	
				飛来物の衝突，屋内への貫通により可燃性ガス濃度制御系が損傷，可燃性ガス濃度制御系が機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ。	
				飛来物の衝突，屋内への貫通により中央制御室換気系が損傷，機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ。	
				飛来物の衝突，屋内への貫通により気体廃棄物処理系が損傷，機能喪失し，過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。	
				飛来物の衝突による送電線，送受電設備の損傷に伴い機能喪失し，「外部電源喪失」に至るシナリオ。	
				飛来物の衝突により排気筒が損傷し，過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。	
				飛来物の衝突により非常用ガス処理系配管及び排気筒が損傷し，過渡事象「計画外停止」に至るシナリオ。	
				飛来物の衝突，屋内への貫通によりタービン，発電機が損傷，機能喪失し，過渡事象「非隔離事象」に至るシナリオ。	
				飛来物の衝突，屋内への貫通によりタービン補機冷却系サージタンクが損傷，機能喪失し，サポート系喪失（自動停止）「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。	

第3表 自然現象 評価結果 (10/14)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
20	竜巻 ※詳細は添付資料 2.1.3 参照	荷重	荷重（衝突）	飛来物の衝突，屋内への貫通により原子炉補機冷却系熱交換器又はポンプが損傷，機能喪失し，過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。	○
				飛来物の衝突，屋内への貫通によりタービン補機冷却系熱交換器又はポンプが損傷，機能喪失し，サポート系喪失（自動停止）「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。	
				飛来物の衝突，屋内への貫通により主蒸気管が損傷，機能喪失し，過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。	
				飛来物の衝突により復水貯蔵タンクが損傷，補給水系が喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ。	
				飛来物の衝突により非常用ディーゼル発電機排気ファン，吸気フィルタ，消音器が損傷し，非常用ディーゼル発電機が機能喪失し，送電線の風荷重に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。	
				飛来物の衝突により残留熱除去系海水系が損傷，残留熱除去系海水系が機能喪失し，「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ。	
				飛来物の衝突により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系が損傷，高圧炉心スプレイ系が機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ。	
				飛来物の衝突により非常用ディーゼル発電機海水系が損傷，非常用ディーゼル発電機が機能喪失し，送電線の風荷重に伴う短絡による「外部電源喪失」が同時発生し，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。	
				飛来物の衝突により補機冷却海水系が損傷，補機冷却海水系が機能喪失し，サポート系喪失（自動停止）「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。	
				飛来物の衝突により循環水系が損傷，循環水ポンプが機能喪失，復水器真空度喪失し，過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。	
21	濃霧	—	—	設備・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	—

第3表 自然現象 評価結果 (11/14)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
22	森林火災 ※詳細は添付資料 2.1.7 参照	温度	輻射熱	森林火災の輻射熱により送受電設備が損傷した場合、「外部電源喪失」に至るシナリオ。 (敷地外)	○
				想定しうる最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、設備等が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24 時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができるため、シナリオの選定は不要である。	
		閉塞 (吸気等)	給気フィルタ等の閉塞	ばい煙のモータ空気冷却器給気口への侵入について、モータは空気を吸い込まない構造であり、また、空冷モータの冷却流路の口径は、ばい煙の粒径より広いことから閉塞し難いため、シナリオの選定は不要である。	
				ばい煙の吸込みにより非常用ディーゼル発電機吸気フィルタが閉塞した場合でも、フィルタの取替及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。	
				ばい煙の吸込みにより中央制御室換気系給気フィルタが閉塞した場合でも、フィルタの取替及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。	
23	霜・白霜	—	—	設備・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	—
24	草原火災	—	—	敷地周辺に草原はないため、設備・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	—
25	ひょう・あられ	荷重	荷重（衝突）	竜巻（No. 20）の評価に包絡される。	—
26	極高温	—	—	日本の気候や一日の気温変化を考慮すると、設備等に影響を与えるほど極高温になることは考え難いため、設備・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	—
27	満潮	浸水	満潮による設備の浸水	津波（No. 11）の評価に包絡される。	—
28	ハリケーン	—	—	日本がハリケーンの影響を受けることはないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	—
29	氷結	電氣的影響	着氷	凍結（No. 1）の評価に包絡される。	—
30	氷晶	電氣的影響	着氷	凍結（No. 1）の評価に包絡される。	—

第3表 自然現象 評価結果 (12/14)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
31	氷壁	電氣的影響	着氷	東海第二発電所敷地周辺には氷壁を含む海水の発生，流水の到達は考え難いため，設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	—
32	土砂崩れ (山崩れ， がけ崩れ)	荷重	荷重（衝突）	東海第二発電所敷地周辺には土砂崩れを発生させるような地形はないため，設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	—
33	落雷 ※詳細は添 付資料 2.1.5 参照	電氣的 影響	屋内外計測制御設備に発生 するノイズ	ノイズにより安全保護回路が誤動作した場合，「隔離事象」又は「原子炉緊急停止系誤動作」に至るシナリオ。 ノイズにより安全保護回路以外の計測制御系が誤動作した場合，「非隔離事象」，「全給水喪失」又は「水位低下事象」に至るシナリオ。	○
			直撃雷	直撃雷による送電線，送受電設備の損傷に伴い機能喪失し，「外部電源喪失」に至るシナリオ。	
				直撃雷により残留熱除去系海水ポンプモータが損傷，残留熱除去系海水系が機能喪失し，「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ。	
				直撃雷により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水ポンプモータが損傷，高圧炉心スプレイ系が機能喪失し，手動停止／サポート系喪失（手動停止）「計画外停止」に至るシナリオ。	
				直撃雷により非常用ディーゼル発電機海水ポンプモータが損傷，非常用ディーゼル発電機が機能喪失し，送電線の直撃雷による「外部電源喪失」が同時発生し，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。	
				直撃雷により補機冷却海水系ポンプモータが損傷，補機冷却海水系が機能喪失し，サポート系喪失（自動停止）「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。	
				直撃雷により循環水ポンプモータが損傷，循環水系が機能喪失，復水器真空度喪失し，過渡事象「隔離事象」に至るシナリオ。	
			誘導雷サージによる電気盤 内の回路損傷	誘導雷サージにより計測制御系が損傷した場合，計測・制御系喪失により制御不能に至るシナリオ。	
34	湖又は河川 の水位低下	渇水	工業用水の枯渇	海水を冷却源としていること，淡水は復水貯蔵タンク等に保管しており設備等への影響の緩和又は排除が可能であることから，設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	—
35	湖又は河川 の水位上昇	浸水	湖又は河川の水位上昇による設備の浸水	洪水（外部洪水）(No. 18) の評価に包絡される。	—

第3表 自然現象 評価結果 (13/14)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
36	陥没，地盤沈下，地割れ	荷重	荷重（変位，傾斜）	安全上重要な施設は岩盤に設置されており，地下水の流動等による陥没は発生しない。また，敷地及びその近傍に活断層は分布していないことから，地震に伴う地殻変動によって安全施設の機能に影響を及ぼすような不等沈下・地割れは発生しないため，設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	—
37	極限的な圧力（気圧高低）	荷重	気圧差（気圧高低）	竜巻（No. 20）の評価に包絡される。	—
38	もや	—	—	設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	—
39	塩害・塩雲	腐食	塩害による腐食	事象の進展が遅く，設備等への影響の緩和又は排除が可能である。	—
40	地面の隆起	荷重	荷重（変位，傾斜）	東海第二発電所の敷地及びその近傍に活断層は分布していないことから，地震に伴う地殻変動によって安全施設の機能に影響を及ぼすような地盤の隆起は発生しないため，設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	—
41	動物	物理的損傷	ケーブル類の損傷	生物学的事象（No. 15）の評価に包絡される。	—
42	地滑り	荷重	荷重（変位，傾斜）	地すべり地形分布図及び土砂災害危険箇所図によると，東海第二発電所の敷地及びその近傍には地滑りを起こすような地形は存在しないため，敷地内における地滑りによる設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	—
43	カルスト	荷重	荷重（変位，傾斜）	発電所敷地及び敷地周辺にカルスト地形は認められず，発電所の地質もカルストを形成する要因はないため，設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	—
44	地下水による浸食	荷重	荷重（変位，傾斜）	敷地には地盤を浸食する地下水脈は認められず，また，敷地内の地下水位分布は海に向かってこう配を示しており，浸食をもたらし流れは発生しないため，設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	—

第3表 自然現象 評価結果 (14/14)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
45	海水面低	渇水	海水面の低下による海水の枯渇	津波 (No. 11) の評価に包絡される。	—
46	海水面高	浸水	海水面の上昇による設備の浸水	津波 (No. 11) の評価に包絡される。	—
47	地下水による地滑り	荷重	荷重 (変位, 傾斜)	地滑り (No. 42) の評価に包絡される。	—
48	水中の有機物	閉塞 (海水系)	取水口, ストレーナの閉塞	生物学的事象 (No. 15) の評価に包絡される。	—
49	太陽フレア 磁気嵐	電氣的影響	磁気嵐による誘導電流	磁気嵐に伴う送電線に誘導電流が発生し, その影響は, 落雷 (No. 33) の評価に包絡される。	—
50	高温水 (海水温高)	温度	高温水	高温水による海水系に影響するため, 生物学的事象 (No. 15) の評価に包絡される。	—
51	低温水 (海水温低)	温度	—	低温水により設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	—
52	泥湧出 (液状化)	荷重	荷重 (変位, 傾斜)	安全上重要な施設の基礎地盤は岩盤又は液状化対策 (地盤改良) 済みの地盤であり, 液状化に伴う地盤変状の影響を受けないため, 設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	—
53	土石流	荷重	荷重 (衝突)	東海第二発電所周辺には土石流が発生する地形, 地質はないため, 設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	—
54	水蒸気	—	—	周辺での水蒸気が発生は考え難く, 設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	—
55	毒性ガス	閉塞 (吸気等)	毒性ガスの吸い込みによる吸気フィルタ等の閉塞	森林火災 (No. 22) の評価に包絡される。	—

第 4 表 外部人為事象 評価結果 (1/4)

No.	外部人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
1	衛星の落下	荷重	荷重（衝突）	安全施設の機能に影響が及ぶ範囲に衛星が落下する事象は、極低頻度な事象ではあるが、影響の大きさを踏まえて特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある事象として選定する。	○
			荷重（爆風圧）		
		浸水	随伴津波による設備の浸水		
2	パイプライン事故（ガスなど）、パイプライン事故によるサイト内爆発等	荷重	荷重（衝突）	プラント外での爆発（No. 12）の評価に包絡される。	—
			荷重（爆風圧）		
		温度	輻射熱	火災（近隣工場等の火災）（No. 23）の評価に包絡される。	
			ばい煙による閉塞	火災（近隣工場等の火災）（No. 23）の評価に包絡される。	
			ばい煙、有毒ガスの侵入	有毒ガス（No. 4）の影響に包絡される。	
3	交通事故（化学物質の流出含む）	温度	輻射熱	火災（近隣工場等の火災）（No. 23）の評価に包絡される。	—
		ばい煙 有毒ガス	ばい煙による閉塞	火災（近隣工場等の火災）（No. 23）の評価に包絡される。	
			ばい煙、有毒ガスの侵入	有毒ガス（No. 4）の影響に包絡される。	
4	有毒ガス	有毒ガス	有毒ガスの侵入	鉄道路線、主要道路、航路及び石油コンビナート施設は発電所から十分な離隔距離が確保されており、危険物を搭載した車両及び船舶を含む事故等による当該発電所への有毒ガスの影響はない。また、中央制御室換気系においては閉回路による再循環運転も可能であるため、影響はない。	—
5	タービンミサイル	荷重	荷重（衝突）	飛来物（航空機落下）（No. 6）の評価に包絡される。	—
6	飛来物（航空機落下）	荷重	荷重（衝突）	安全施設の機能に影響が及ぶ範囲に航空機が偶発的に落下する事象は、極低頻度な事象ではあるが、影響の大きさを踏まえて特にプラントの安全性に影響を与える可能性がある事象として選定する。	○
			荷重（爆風圧）		
		温度	輻射熱		
		ばい煙 有毒ガス	ばい煙による閉塞		
			ばい煙、有毒ガスの侵入		

第 4 表 外部人為事象 評価結果 (2/4)

No.	外部人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
7	工事施設又は軍事施設事故	荷重	荷重（衝突）	プラント外での爆発（No. 12）の評価に包絡される。	—
			荷重（爆風圧）		
		温度	輻射熱	火災（近隣工場等の火災）（No. 23）の評価に包絡される。	
		ばい煙 有毒ガス	ばい煙による閉塞 ばい煙、有毒ガスの侵入	火災（近隣工場等の火災）（No. 23）の評価に包絡される。 有毒ガス（No. 4）の影響に包絡される。	
8	船舶の衝突（船舶事故）	閉塞（海水系）	取水口の閉塞	発電所周辺の航路は十分な離隔距離が確保されており、航路を通行する船舶が漂流した場合であっても、敷地に到達する可能性は低く、さらに、敷地全面の防波堤に衝突して止まるものと考えられるため、取水性に影響はない。 万が一、カーテンウォール前面に小型船舶が到達した場合であっても、カーテンウォールにより阻害されること、呑み口は広く取水口が閉塞される可能性が低いことから、取水性に影響はない。また、構内に入港する船舶について、港湾内では事故が発生した場合でも、カーテンウォールにより阻害されること、呑み口は広く取水口が閉塞される可能性が低いことから、取水性に影響はない。	—
		閉塞（海水系）	油漏えいによる海水ストレーナの閉塞	船舶の座礁により重油流出事故が発生した場合に、カーテンウォールにより低層から取水することによって、残留熱除去系海水系及び非常用ディーゼル発電機海水系の取水性に影響はない。	
8	船舶の衝突（船舶事故）	ばい煙 有毒ガス	ばい煙による閉塞	火災（近隣工場等の火災）（No. 23）の評価に包絡される。	—
			ばい煙、有毒ガスの侵入	有毒ガス（No. 4）の影響に包絡される。	
9	自動車又は船舶の爆発	荷重	荷重（衝突）	プラント外での爆発（No. 12）の評価に包絡される。	—
			荷重（爆風圧）		
		温度	輻射熱	火災（近隣工場等の火災）（No. 23）の評価に包絡される。	
		ばい煙 有毒ガス	ばい煙による閉塞 ばい煙、有毒ガスの侵入	火災（近隣工場等の火災）（No. 23）の評価に包絡される。 有毒ガス（No. 4）の影響に包絡される。	
10	船舶から放出される固体・液体不純物	閉塞（海水系）	固体・液体不純物の放出による海水系ストレーナの閉塞	船舶の衝突（船舶事故）（No. 8）の影響に包絡される。	—
11	水中の化学物質	閉塞（海水系）	海水中に流出した化学物質による海水系ストレーナの閉塞	船舶の衝突（船舶事故）（No. 8）の影響に包絡される。	—

表 4 表 外部人為事象 評価結果 (3/4)

No.	外部人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
12	プラント外での爆発	荷重	荷重（衝突）	鹿島臨海地区石油コンビナート等特別防災区域は、東海第二発電所周辺で石油コンビナート等特別防災区域に指定されている唯一の区域であり、また、発電所から約50km以上の距離があることから、爆発の影響が安全施設の安全機能に及ぼすおそれはない。	—
			荷重（爆風圧）	発電所周辺で爆発による影響が最も大きいと考えられるLNG基地（敷地北東方向約1.5km）での爆発を想定しても、飛来物及び爆風圧の影響が及ばない離隔距離を確保している。	
		ばい煙 有毒ガス	ばい煙による閉塞	火災（近隣工場等の火災）(No. 23) の評価に包絡される。	
			ばい煙, 有毒ガスの侵入	有毒ガス (No. 4) の影響に包絡される。	
13	プラント外での化学物質の流出	閉塞 (海水系)	化学物質の流出による海水系ストレナの閉塞	船舶の衝突（船舶事故）(No. 8) の影響に包絡される。	—
		有毒ガス	有毒ガスの侵入	有毒ガス (No. 4) の影響に包絡される。	
14	サイト貯蔵の化学物質の流出	有毒ガス	有毒ガスの侵入	有毒ガス (No. 4) の影響に包絡される。	—
15	軍事施設からのミサイル	荷重	荷重（衝突）	偶発的なミサイル到達は考え難いため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	—
			荷重（爆風圧）		
		温度	輻射熱		
16	掘削工事	物理的損傷	掘削工事による配管・ケーブル類の損傷	敷地内で、地面の掘削工事を行う場合は、事前調査で埋設ケーブル・配管位置の確認を行うため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。敷地外で、地面の掘削工事を行う場合は、送電鉄塔の損傷の可能性はあるが、複数回線が同時に損傷するシナリオは考え難い。	—
17	他ユニットからの火災	温度	輻射熱	火災（近隣工場等の火災）(No. 23) の評価に包絡される。	—
		ばい煙 有毒ガス	ばい煙による閉塞	火災（近隣工場等の火災）(No. 23) の評価に包絡される。	
			ばい煙, 有毒ガスの侵入	有毒ガス (No. 4) の影響に包絡される。	
18	他ユニットからのミサイル	荷重	荷重（衝突）	有意なミサイル源はないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	—

表 4 表 外部人為事象 評価結果 (4/4)

No.	外部人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		想定される起因事象等	選定結果
19	他ユニットからの内部溢水	浸水	内部溢水による設備の浸水	東海発電所分も含めた屋外タンク及び貯槽類からの溢水を想定しても、東海第二発電所の安全施設への影響がないことを確認したため、他のユニットからの内部溢水の影響による設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	—
20	電磁的障害	電氣的影響	サージ及び誘導電流	安全保護回路は、日本工業規格（J I S）等に基づき、ラインフィルタや絶縁回路の設置により、サージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計としており、安全機能を損なうことはないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	—
			過電圧		
21	ダム崩壊	浸水	ダム崩壊による浸水	敷地周辺の地形及び上流に位置している久慈川水系の竜神ダムの保有水量から判断して、ダム崩壊が発生した場合においても、敷地が久慈川の洪水による被害を受けることはないため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。	—
22	内部溢水	浸水	内部溢水による設備の浸水	基準地震動を一定程度超える地震により、建屋内の耐震 B、C クラス機器等が損傷し大規模な溢水が発生することによって、原子炉建屋各階が浸水し、最下階に設置している設計基事故等対処設備の機能が喪失する可能性があるが、それより上層階に設置する設備は防護されることが期待される。また、建屋内の設備への浸水については、自然現象 津波（No. 11）の評価に包絡される。	—
23	火災（近隣工場等の火災）	温度	輻射熱	自然現象 森林火災（No. 22）の評価に包絡される。	—
		ばい煙	ばい煙による閉塞	自然現象 森林火災（No. 22）の評価に包絡される。	
		有毒ガス	ばい煙、有毒ガスの侵入	有毒ガス（No. 4）の影響に包絡される。	

竜巻事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

(1) 構造物，系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

竜巻事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例，国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ①風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷
- ②飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷
- ③風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷
- ④竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す建屋，屋外及び屋内設置の設備等を評価対象設備として選定した。ただし，屋内設備については，飛来物の建屋外壁貫通を考慮すると屋内設備に影響が及ぶ可能性が考えられるため，飛来物が直接衝突する壁は損傷し，そのひとつ内側の壁との間に設置されている設備等を対象とする。

①風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷

<建屋>

- ・原子炉建屋（原子炉棟，附属棟，廃棄物処理棟）
- ・タービン建屋

<屋外設備>

- ・送受電設備（超高压開閉所，特別高压開閉所，変圧器）
- ・主排気筒
- ・非常用ガス処理系
- ・復水貯蔵タンク
- ・非常用ディーゼル発電機の附属設備（排気ファン，吸気フィルタ等）
- ・残留熱除去系海水系
- ・高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系
- ・非常用ディーゼル発電機海水系
- ・補機冷却海水系
- ・循環水系

<屋内設備>

- ・中央制御室換気系

②飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷

<建屋>

- ・原子炉建屋（原子炉棟，附属棟，廃棄物処理棟）
- ・タービン建屋

<屋外設備>

- ・送受電設備（超高压開閉所，特別高压開閉所，変圧器）
- ・主排気筒

- ・ 非常用ガス処理系
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 非常用ディーゼル発電機の附属設備（排気ファン，吸気フィルタ等）
- ・ 残留熱除去系海水系
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系
- ・ 非常用ディーゼル発電機海水系
- ・ 補機冷却海水系
- ・ 循環水系

＜屋内設備＞

- ・ 原子炉補機冷却系
- ・ 原子炉建屋ガス再循環系／非常用ガス処理系
- ・ ほう酸水注入系
- ・ 可燃性ガス濃度制御系
- ・ 中央制御室換気系
- ・ 気体廃棄物処理設備
- ・ タービン補機冷却系
- ・ タービン及び発電機
- ・ 原子炉補機及びタービン補機冷却系熱交換器，ポンプ
- ・ 主蒸気管（主蒸気隔離弁以降の配管）

③風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による

建屋や設備等の損傷

- ・ ①及び②にて選定した設備等

④竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

- ・取水口

(3) 起因事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して、(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。

①風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷

<建屋>

- ・原子炉建屋

原子炉建屋（原子炉棟，附属棟，廃棄物処理棟）は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり，風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから，極めて発生することが稀な設計基準を超える風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持され则认为するため，シナリオの選定は不要である。

また，風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても，風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は，原子炉建屋設計時の地震荷重よりも小さいため，建屋の頑健性は維持され则认为するため，シナリオの選定は不要である。

ただし，ブローアウトパネル開放は，建屋内外の差圧による開放に至る場合に「計画外停止」に至るシナリオ。

- ・タービン建屋

タービン建屋については，建屋上層部は鉄骨造である。万が一，風荷重及び気圧差荷重による破損に至るような場合に，建屋最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び，「非隔離事象」に至るシナリオ。また，タービン補機冷却系サージタンクに影響が及び，「タービ

ン・サポート系故障」に至るシナリオ。

<屋外設備>

- ・送受電設備（超高压開閉所，特別高压開閉所，変圧器）

風荷重及び気圧差荷重により超高压開閉所，特別高压開閉所，変圧器に影響が及び「外部電源喪失」に至るシナリオ。

- ・主排気筒

主排気筒は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから，発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定しても排気筒の頑健性は維持され则认为するため，シナリオの選定は不要である。

- ・非常用ガス処理系

非常用ガス処理系配管及び排気筒は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから，発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定しても非常用ガス処理系配管及び排気筒の頑健性は維持され则认为するため，シナリオの選定は不要である。

- ・復水貯蔵タンク

風荷重及び気圧差荷重により復水貯蔵タンクが損傷した場合，補給水系の喪失により「計画外停止」に至るシナリオ。

- ・非常用ディーゼル発電機の附属機器

風荷重により非常用ディーゼル発電機の附属機器が損傷した場合，非常用ディーゼル発電機の機能喪失，仮に外部電源喪失の同時発生を想定した場合，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。

- ・残留熱除去系海水系

風荷重により残留熱除去系海水系が損傷した場合，残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ。

- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系

風荷重により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系が損傷した場合、高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ。

- ・ 非常用ディーゼル発電機海水系

風荷重により非常用ディーゼル発電機海水系が損傷した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、仮に外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。

- ・ 補機冷却海水系

風荷重により補機冷却海水系ポンプが損傷した場合、タービン補機冷却系喪失による「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。

- ・ 循環水系

風荷重により循環水ポンプが損傷した場合、復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ。

< 屋内設備 >

- ・ 中央制御室換気系は、原子炉建屋（附属棟）内に設置されており風荷重の影響を受けないが、気圧差荷重によりダクト、ファン、ダンパ等の損傷が考えられる。中央制御室換気系が損傷した場合、中央制御室換気系が機能喪失し、「計画外停止」に至るシナリオ。なお、それらの設備の損傷により中央制御室の換気が困難になった場合、中央制御室の温度が上昇するが、即、中央制御室の機器へ影響が及ぶことはなく、また、竜巻の影響は瞬時であり、竜巻襲来後の対応は十分可能であるため計測・制御系喪失により制御不能に至るシナリオの選定は不要である。

②飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び屋内外設備に対する飛来物の衝撃荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建屋>

飛来物が建屋外壁を貫通することにより、屋内設備に波及的影響を及ぼすことが考えられるが、発生可能性のあるシナリオについては、<屋内設備>で選定する。

<屋外設備>

・送受電設備

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。

・主排気筒

飛来物による衝突荷重により主排気筒が損傷した場合、「隔離事象」に至るシナリオ。

・非常用ガス処理系

飛来物による衝突荷重により非常用ガス処理系配管及び排気筒が損傷した場合、「計画外停止」に至るシナリオ。

・復水貯蔵タンク

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。

・非常用ディーゼル発電機の附属機器

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。

・残留熱除去系海水系

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。

・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。

- ・非常用ディーゼル発電機海水系

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。

- ・補機冷却海水系

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。

- ・循環水系

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。

<屋内設備>

- ・原子炉建屋（原子炉棟）に設置している原子炉補機冷却系サージタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合、原子炉補機冷却系が機能喪失することによる「隔離事象」に至るシナリオ。原子炉建屋ガス再循環系／非常用ガス処理系に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して機能喪失した場合、「計画外停止」に至るシナリオ。ほう酸水注入系に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して機能喪失した場合、「計画外停止」に至るシナリオ。可燃性ガス濃度制御系に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して機能喪失した場合、「計画外停止」に至るシナリオ。
- ・原子炉建屋（附属棟）に設置している中央制御室換気系に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合、中央制御室換気系が機能喪失することによる「計画外停止」に至るシナリオ。
- ・原子炉建屋（廃棄物処理棟）に設置している気体廃棄物処理設備に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合、気体廃棄物処理系が機能喪失することによる「隔離事象」に至るシナリオ。
- ・タービン建屋に設置しているタービンや発電機、タービン補機冷却系サージタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合、「非隔離事象」に至るシナリオ。また、タービン補機冷却系が機能喪失す

ることによる「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。原子炉補機冷却系熱交換器又はポンプに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合、「隔離事象」に至るシナリオ。タービン補機冷却系熱交換器又はポンプに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合、「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。主蒸気管に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合、「隔離事象」に至るシナリオ。

③風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による
建屋や設備等の損傷

建屋及び屋内外設備に対する組合せ荷重により発生する可能性のあるシナリオについては，①，②に包絡される。

④竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

竜巻により資機材，車両等が飛散した取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させる可能性があるが，取水口は呑み口が広く，閉塞させるほどの資機材や車両等の飛散は考えられないことから考慮不要とする。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて，想定を超える風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し，事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

①風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷

<建屋>

建屋内外差圧の発生に伴う原子炉建屋ブローアウトパネルの開放によ

る計画外停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

タービン建屋上層部は鉄骨造であり、風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、想定を超える風荷重が建屋に作用した場合、建屋が損傷してタービン、発電機及びタービン補機冷却系サージタンクに影響を及ぼす可能性は否定できないため、タービン建屋損傷に伴う非隔離事象、タービン・サポート系故障に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

<屋外設備>

超高圧開閉所や送受電設備が損傷した場合、風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、想定を超える風荷重に対しては発生を否定できないため、超高圧開閉所や送受電設備の損傷に伴う外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

復水貯蔵タンクが損傷した場合、補給水系が喪失し、計画外停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

非常用ディーゼル発電機の附属機器が損傷した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、また、外部電源喪失の同時発生による全交流動力電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

残留熱除去系海水系が損傷した場合、残留熱除去系の機能喪失による最終ヒートシンク喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系が損傷した場合、高圧炉心スプレイ系の機能喪失による計画外停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

非常用ディーゼル発電機海水系が損傷した場合、非常用ディーゼル発

電機の機能喪失、また、外部電源喪失の同時発生による全交流動力電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

補機冷却海水系が損傷した場合、タービン補機冷却系喪失によるタービン・サポート系故障に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

循環水系が損傷した場合、復水器真空度喪失に伴う隔離事象に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

<屋内設備>

中央制御室換気系が損傷した場合、中央制御室換気系が機能喪失し、計画外停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

②飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷

<建屋>

原子炉建屋、タービン建屋は、飛来物が建屋を貫通することにより、屋内設備に波及的影響を及ぼすが、<屋内設備>として起因事象を特定する。

<屋外設備>

超高圧開閉所や送電線が飛来物により損傷した場合、(4)①と同様に送電設備の損傷に伴う外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

主排気筒が飛来物により損傷した場合、気体廃棄物処理系の機能喪失に伴う隔離事象に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

非常用ガス処理系配管及び排気筒が飛来物により損傷した場合、非常用ガス処理系の機能喪失による計画外停止に至るシナリオは考えられる

ため、起因事象として特定する。

復水貯蔵タンクが飛来物により損傷した場合、(4)①と同様に補給水系が喪失し、計画外停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

非常用ディーゼル発電機の附属機器が飛来物により損傷した場合、(4)①と同様に非常用ディーゼル発電機の機能喪失、また、外部電源喪失の同時発生による全交流動力電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

残留熱除去系海水系が飛来物により損傷した場合、(4)①と同様に残留熱除去系の機能喪失による最終ヒートシンク喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系が飛来物により損傷した場合、(4)①と同様に高圧炉心スプレイ系の機能喪失による計画外停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

非常用ディーゼル発電機海水系が飛来物により損傷した場合、(4)①と同様に非常用ディーゼル発電機の機能喪失、また、外部電源喪失の同時発生による全交流動力電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

補機冷却海水系が飛来物により損傷した場合、(4)①と同様にタービン補機冷却系喪失によるタービン・サポート系故障に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

循環水系が飛来物により損傷した場合、(4)①と同様に復水器真空度喪失に伴う隔離事象に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

<屋内設備>

飛来物が原子炉建屋への衝突、貫通した場合、屋内設備の損傷の可能性を否定できないことから、原子炉補機冷却系の機能喪失に伴う隔離事象、原子炉建屋ガス再循環系／非常用ガス処理系の機能喪失に伴う計画外停止、ほう酸水注入系の機能喪失に伴う計画外停止、可燃性ガス濃度制御系の機能喪失に伴う計画外停止、中央制御室換気系の機能喪失に伴う計画外停止、気体廃棄物処理系の機能喪失に伴う隔離事象に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

飛来物がタービン建屋へ衝突、貫通した場合、(4)①と同様にタービン、発電機の損傷に伴う非隔離事象、タービン補機冷却系の損傷に伴うタービン・サポート系故障、原子炉補機冷却系の損傷に伴う隔離事象、主蒸気管の損傷に伴う隔離事象に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

③風荷重、気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷

(3)③のとおり、建屋及び屋内外設備に対する組合せ荷重により発生する可能性のあるシナリオについては、①、②に包絡されるため、起因事象として特定不要であると判断した。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える竜巻事象に対し発生可能性のある起因事象として以下を選定した。

- ・原子炉建屋ブローアウトパネルの開放に伴う計画外停止
- ・原子炉補機冷却系の損傷に伴う隔離事象
- ・原子炉建屋ガス再循環系／非常用ガス処理系の損傷に伴う計画外停止

- ・ ほう酸水注入系の損傷に伴う計画外停止
- ・ 可燃性ガス濃度制御系の損傷に伴う計画外停止
- ・ 中央制御室換気系の機能喪失に伴う計画外停止
- ・ 気体廃棄物処理系の機能喪失に伴う隔離事象
- ・ タービン、発電機の損傷に伴う非隔離事象
- ・ タービン補機冷却系の損傷に伴うタービン・サポート系故障
- ・ 主蒸気系の損傷に伴う隔離事象
- ・ 送電線の損傷に伴う外部電源喪失
- ・ 主排気筒の損傷に伴う隔離事象
- ・ 復水貯蔵タンクの損傷に伴う計画外停止
- ・ 非常用ディーゼル発電機の附属機器の損傷，かつ外部電源喪失の同時発生に伴う全交流動力電源喪失
- ・ 残留熱除去系海水系の損傷に伴う最終ヒートシンク喪失
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系の損傷に伴う計画外停止
- ・ 非常用ディーゼル発電機海水系の損傷，かつ外部電源喪失の同時発生に伴う全交流動力電源喪失
- ・ 補機冷却海水系の損傷に伴うタービン・サポート系故障
- ・ 循環水系の損傷に伴う隔離事象

上記起因事象については，いずれも運転時の内部事象や地震，津波レベル 1 P R Aにて考慮していることから，追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって，竜巻を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

凍結事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

- (1) 構築物，系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

低温（凍結）事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ①屋外タンク及び配管内流体の凍結
- ②ヒートシンク（海水）の凍結
- ③着氷による送電線の相間短絡

- (2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

- ①屋外タンク及び配管内流体の凍結
 - ・軽油貯蔵タンク及び非常用ディーゼル発電機用燃料移送系（以下「軽油貯蔵タンク等」という。）
 - ・復水貯蔵タンク及び附属配管（以下「復水貯蔵タンク等」という。）
- ②ヒートシンク（海水）の凍結
 - ・取水設備（海水）

③着氷による送電線の相間短絡

- ・送電線

(3) 起因事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して、(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。

①屋外タンク及び配管内流体の凍結

- ・軽油貯蔵タンク等の凍結

低温によって軽油貯蔵タンク等の軽油が凍結するとともに、以下③に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電機デイトンクの燃料枯渇により「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。

- ・復水貯蔵タンク等の凍結

低温によって復水貯蔵タンク等の保有水が凍結した場合、補給水系の喪失により「計画外停止」に至るシナリオ。

②ヒートシンク（海水）の凍結

低温によって東海第二発電所周辺の海水が凍結することは起こりえないと考えられるため、この損傷・機能喪失モードについては考慮しない。

③着氷による送電線の相間短絡

- ・送電線の地絡，短絡

送電線や碍子へ着氷することによって相間短絡を起こし、「外部電源喪失」に至るシナリオ。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を超える低温（凍結）事象に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

①屋外タンク及び配管内流体の凍結

・軽油貯蔵タンク等の凍結

燃料移送系が凍結するような低温事象は、事前に予測が可能であり、燃料移送系の循環運転等による凍結防止対策が可能であることから、燃料移送系が凍結する可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

・復水貯蔵タンク等の凍結

復水貯蔵タンク等の保有水が凍結するような低温事象は、事前に予測が可能であり、復水貯蔵タンク等の循環運転等による凍結防止対策が可能であることから、保有水が凍結する可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

②ヒートシンク（海水）の凍結

(3)②のとおり、この損傷・機能喪失モードは考慮しないため、起因事象として特定しない。

③着氷による送電線の相間短絡

・送電線の地絡，短絡

着氷に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超え

る低温事象に対しては発生を否定できないため、送電線の損傷に伴う外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える低温事象に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失を特定したが、運転時の内部事象や地震、津波レベル1 P R A にて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって、凍結を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

積雪事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

- (1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

積雪事象により設備等に発生する可能性のある影響について、国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ①建屋天井や屋外設備に対する積雪荷重
- ②着雪による送電線の相間短絡
- ③給気フィルタ等の閉塞

- (2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には、以下に示す建屋及び屋外設置（屋外に面した設備含む）の設備等を評価対象設備として選定した。

- ①建屋天井や屋外設備に対する積雪荷重

<建屋>

- ・原子炉建屋（原子炉棟，附属棟，廃棄物処理棟）
- ・タービン建屋

<屋外設備>

- ・送受電設備（超高圧開閉所，特別高圧開閉所，変圧器）
- ・非常用ディーゼル発電機の附属機器（排気ファン，吸気フィルタ等）

- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 残留熱除去系海水系
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系
- ・ 非常用ディーゼル発電機海水系
- ・ 補機冷却海水系
- ・ 循環水系

②着雪による送電線の相間短絡

- ・ 送電線

③給気フィルタ等の閉塞

- ・ 非常用ディーゼル発電機の附属機器（給気口，吸気フィルタ）
- ・ 中央制御室換気系（給気口）
- ・ 残留熱除去系海水系（モータ）
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（モータ）
- ・ 非常用ディーゼル発電機海水系（モータ）
- ・ 補機冷却海水系（モータ）
- ・ 循環水系（モータ）

(3) 起因事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

①建屋天井や屋外設備に対する荷重

<建屋>

- ・ 原子炉建屋

原子炉建屋（原子炉棟）屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが物理的に機能喪失した場合、原子炉補機冷却系の機能喪失による「隔離事象」に至るシナリオ。

原子炉建屋（附属棟）屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室換気系が物理的に機能喪失した場合、中央制御室換気系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ。

原子炉建屋（廃棄物処理棟）屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している気体廃棄物処理設備が機能喪失することによる「隔離事象」に至るシナリオ。

- ・タービン建屋

タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び「非隔離事象」に至るシナリオ。また、タービン補機冷却系サージタンクに影響が及び、「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。

<屋外設備>

- ・送受電設備（超高压開閉所，特別高压開閉所，変圧器）

超高压開閉所屋上，特別高压開閉所，変圧器が積雪荷重により崩落し，送受電設備に影響が及び，「外部電源喪失」に至るシナリオ。

- ・復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンク天板が積雪荷重により崩落し，保有水が喪失した場合，補給水系の喪失により「計画外停止」に至るシナリオ。

- ・非常用ディーゼル発電機の附属機器

積雪荷重により非常用ディーゼル発電機の附属機器が損傷した場合，非常用ディーゼル発電機の機能喪失，仮に②の外部電源喪失の同時発

生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。

- ・ 残留熱除去系海水系

積雪荷重により残留熱除去系海水系ポンプが損傷した場合、残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ。

- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系

積雪荷重により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系ポンプが損傷した場合、高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ。

- ・ 非常用ディーゼル発電機海水系

積雪荷重により非常用ディーゼル発電機海水系ポンプが損傷した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、仮に②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。

- ・ 補機冷却海水系

積雪荷重により補機冷却海水系ポンプが損傷した場合、タービン補機冷却系喪失による「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。

- ・ 循環水系

積雪荷重により循環水ポンプが損傷した場合、復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ。

②着雪による送電線の相間短絡

送電線や碍子へ着雪することによって相間短絡を起こし、「外部電源喪失」に至るシナリオ。

③給気フィルタ等の閉塞

- ・非常用ディーゼル発電機附属機器の閉塞

積雪により非常用ディーゼル発電機室の給気口，吸気フィルタが閉塞した場合，非常用ディーゼル発電機の機能喪失，仮に②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。

- ・中央制御室換気系給気口の閉塞

中央制御室換気系の給気口は，地面より約 5.6m，約 19m の 2 箇所に設置されており，堆積物による閉塞は考え難いため，シナリオの選定は不要である。

- ・海水ポンプモータ空気冷却器給気口の閉塞

積雪により残留熱除去系海水系ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合，残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合，高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ。

非常用ディーゼル発電機海水ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合，非常用ディーゼル発電機の機能喪失，仮に②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。

補機冷却海水系ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合，タービン補機冷却系喪失による「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。

循環水ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合，復水器真

空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を超える積雪事象に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

①建屋天井や屋外設備に対する荷重

積雪事象が各建屋天井や屋外設備の許容荷重を上回った場合には、(3)項にて選定した各シナリオが発生する可能性はあるが、各建屋天井の崩落や屋外設備が損傷するような積雪事象は、積雪事象の進展速度を踏まえると除雪管理が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。

②着雪による送電線の相間短絡

着雪に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える積雪事象に対しては発生を否定できないため、送電線の着雪による短絡を想定した場合、外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として選定する。

③給気フィルタ等の閉塞

積雪事象により非常用ディーゼル発電機室の給気口、吸気フィルタが閉塞した場合には、(3)項にて選定したシナリオが発生する可能性があるが、非常用ディーゼル発電機室の給気口、吸気フィルタが閉塞するような積雪事象は、積雪事象の進展速度を踏まえると除雪管理が可能である

ことから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。

また、モータ空気冷却器給気口が閉塞した場合には、(3)項で選定したシナリオが発生する可能性があるが、モータ空気冷却器給気口が閉塞するような積雪事象は、積雪事象の進展速度を踏まえると除雪管理が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える積雪事象に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失を特定したが、運転時の内部事象や地震、津波レベル1 P R A にて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって、積雪を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

落雷事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

- (1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という）の損傷・機能喪失モードの抽出

落雷事象により設備等に発生する可能性のある影響について、国外の評価事例、国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ①屋内外計測制御設備に発生するノイズ
- ②直撃雷による設備損傷
- ③誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷

- (2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には、以下に示す屋内設置の設備及び屋外設置の設備を評価対象設備として選定した。

- ①屋内外計測制御設備に発生するノイズ
 - ・計測制御系
- ②直撃雷による設備損傷
 - ・外部電源系
 - ・残留熱除去系海水系
 - ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系
 - ・非常用ディーゼル発電機海水系

- ・補機冷却海水系
- ・循環水系

③誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷

- ・計測制御系

(3) 起因事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して、(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。

①屋内外計測制御系設備に発生するノイズ

- ・計測制御系

ノイズにより安全保護回路が誤動作した場合、「隔離事象」又は「原子炉緊急停止系誤動作」に至るシナリオ。

ノイズにより安全保護回路以外の計測制御系が誤動作した場合、「非隔離事象」、「全給水喪失」又は「水位低下事象」に至るシナリオ。

②直撃雷による設備損傷

- ・外部電源系

直撃雷により外部電源系が損傷した場合、外部電源系の機能喪失による「外部電源喪失」に至るシナリオ。

- ・残留熱除去系海水系

直撃雷により残留熱除去系海水系が損傷した場合、残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ。

- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系

直撃雷により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系が損傷した場合、高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至る

シナリオ。

- ・ 非常用ディーゼル発電機海水系

直撃雷により非常用ディーゼル発電機海水系が損傷した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。

- ・ 補機冷却海水系

直撃雷により補機冷却海水系が損傷した場合、タービン補機冷却系喪失による「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。

- ・ 循環水系

直撃雷により循環水系が損傷した場合、復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ。

③誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷

- ・ 計測制御系

誘導雷サージにより計測制御系が損傷した場合、計測・制御系喪失により制御不能に至るシナリオ。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を上回る落雷に対する起因事象発生可能性評価を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

①屋内外計測制御設備に発生するノイズ

落雷によって安全保護回路に発生するノイズの影響により誤動作する可能性を否定できず、隔離事象又は原子炉緊急停止系誤動作に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

また、落雷によって安全保護回路以外の計測制御系に発生するノイズ

の影響により誤動作する可能性を否定できず、非隔離事象、全給水喪失又は水位低下事象に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

なお、上記事象以外の誤動作（ポンプの誤起動等）については、設備の機能喪失には至らず、かつ復旧についても容易であることから、起因事象としては特定しない。

②直撃雷による設備損傷

外部電源系に過渡な電流が発生した場合、機器には雷サージの影響を緩和するため保安器が設置されているが、落雷が発生した場合、外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

残留熱除去系海水系は、避雷設備の効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定できない。また、区分分離が実施された複数の系統に期待できるが、同時に機能喪失することを保守的に考慮し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系は、避雷設備の効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定できないことから、計画外停止に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。

非常用ディーゼル発電機海水系は、避雷設備の効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定できない。また、区分分離が実施された複数の系統に期待できるが、同時に機能喪失することを保守的に考慮し、全交流動力電源喪失に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。

補機冷却海水系は、避雷設備の効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定できない。また、区分分離が実施された複数の系統に期待できるが、同時に機能喪失することを保守的に考慮し、タービン・サポート系故障に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。

循環水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定できないため、隔離事象に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。

③誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷

落雷による誘導雷サージを接地網に効果的に導くことができない場合には、電気盤内の絶縁耐力が低い回路が損傷し、原子炉施設の安全保護系機能が喪失する。しかし、安全保護回路はシールド付きケーブルを使用し、屋内に設置されているため、損傷に至る有意なサージの侵入はないものと判断されることから、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

なお、安全保護回路以外の計測制御系は、誘導雷サージの影響により損傷し、安全保護回路以外の計測・制御系喪失により制御不能に至る可能性を否定できない。制御不能となった場合は、非隔離事象、全給水喪失又は水位低下事象に至る可能性は考えられるため、起因事象として特定する。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える落雷事象に対し発生可能性のある起因事象として以下を特定した。

- ・安全保護回路に発生するノイズの影響に伴う隔離事象又は原子炉緊急停止系誤動作
- ・安全保護回路以外の計測制御系に発生するノイズの影響に伴う非隔離事象，全給水喪失又は水位低下事象
- ・外部電源系の損傷に伴う外部電源喪失
- ・残留熱除去系海水系の損傷に伴う最終ヒートシンク喪失
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系の損傷に伴う計画外停止
- ・非常用ディーゼル発電機海水系の損傷，かつ外部電源喪失の同時発生による全交流動力電源喪失
- ・補機冷却海水系の損傷に伴うタービン・サポート系故障
- ・循環水系の損傷に伴う隔離事象
- ・安全保護回路以外の計測制御系の損傷に伴う非隔離事象，全給水喪失又は水位低下事象

上記起因事象については，いずれも運転時の内部事象や地震，津波レベル 1 P R A にて考慮していることから，追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって，落雷を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断される。

火山事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

火山事象のうち、火山性土石流といった原子力発電所の火山影響評価ガイド(制定 平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 13061910 号 原子力規制委員会決定)（以下「影響評価ガイド」という。）において設計対応不可とされている事象については、影響評価に基づく立地評価にて原子力発電所の運用期間中に影響を及ぼす可能性がないと判断されている。よって、個々の火山事象への設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行うため抽出した降下火砕物を対象に原子力発電所への影響を検討するものとする。

降下火砕物により設備等に発生する可能性のある影響について、影響評価ガイドも参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ①降下火砕物の堆積荷重
- ②降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞
- ③降下火砕物による給気フィルタ等の閉塞
- ④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響
- ⑤降下火砕物の付着による送電線の相間短絡

(2) 評価対象設備の選定

(1) 項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には、以下に示す建屋及び屋外設置（屋外に面した設備含む。）の

設備等を評価対象設備として選定した。

①降下火砕物の堆積荷重

<建屋>

- ・原子炉建屋（原子炉棟，附属棟，廃棄物処理棟）
- ・タービン建屋

<屋外設備>

- ・送受電設備（超高压開閉所，特別高压開閉所，変圧器）
- ・非常用ディーゼル発電機の附属機器（排気ファン，吸気フィルタ等）
- ・復水貯蔵タンク
- ・残留熱除去系海水系
- ・高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系
- ・非常用ディーゼル発電機海水系
- ・補機冷却海水系
- ・循環水系

②降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞

- ・残留熱除去系海水系
- ・高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系
- ・非常用ディーゼル発電機海水系
- ・補機冷却海水系
- ・循環水系

③降下火砕物による給気フィルタ等の閉塞

- ・非常用ディーゼル発電機の附属機器（給気口，吸気フィルタ）
- ・中央制御室換気系（給気口）

- ・ 残留熱除去系海水系（モータ）
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（モータ）
- ・ 非常用ディーゼル発電機海水系（モータ）
- ・ 補機冷却海水系（モータ）
- ・ 循環水系（モータ）

④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響

- ・ 屋外設備全般

⑤降下火砕物の付着による送電線の相間短絡

- ・ 送電線

(3) 起因事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して、(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。

①降下火砕物の堆積荷重

< 建屋 >

- ・ 原子炉建屋

原子炉建屋（原子炉棟）屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが物理的に機能喪失することによる「隔離事象」に至るシナリオ。

原子炉建屋（附属棟）屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室換気系が物理的に機能喪失した場合、中央制御室換気系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ。

原子炉建屋（廃棄物処理棟）屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している気体廃棄物処理設備が機能喪失することによる「隔離事象」に至るシナリオ。

- ・タービン建屋

タービン建屋屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び、「非隔離事象」に至るシナリオ。また、タービン補機冷却系サージタンクに影響が及び、「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。

<屋外設備>

- ・送受電設備（超高压開閉所，特別高压開閉所，変圧器）

超高压開閉所屋上，特別高压開閉所，変圧器が降下火砕物による堆積荷重により崩落し，送受電設備に影響が及び、「外部電源喪失」に至るシナリオ。

- ・復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンク天板が降下火砕物による堆積荷重により崩落し，保有水が喪失した場合，補給水系の喪失により「計画外停止」に至るシナリオ。

- ・非常用ディーゼル発電機の附属機器

降下火砕物による堆積荷重により非常用ディーゼル発電機の附属機器が損傷した場合，非常用ディーゼル発電機の機能喪失，仮に⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合，「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。

- ・残留熱除去系海水系

降下火砕物による堆積荷重により残留熱除去系海水系ポンプが損傷した場合，残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク

喪失」に至るシナリオ。

- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系

降下火砕物による堆積荷重により高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系ポンプが損傷した場合、高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ。

- ・ 非常用ディーゼル発電機海水系

降下火砕物による堆積荷重により非常用ディーゼル発電機海水系ポンプが損傷した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、仮に⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。

- ・ 補機冷却海水系

降下火砕物による堆積荷重により補機冷却海水系ポンプが損傷した場合、タービン補機冷却系喪失による「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。

- ・ 循環水系

降下火砕物による堆積荷重により循環水ポンプが損傷した場合、復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ。

②降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞

海水中への降下火砕物によって海水ストレーナが閉塞、熱交換器の伝熱管が閉塞及び海水ポンプ軸受が閉塞により異常摩耗した場合、残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ。非常用ディーゼル発電機海水系の機能喪失、仮に⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリ

オ。補機冷却海水系の機能喪失による「タービン・サポート系故障」、循環水系の機能喪失に伴う復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ。

③降下火砕物による給気フィルタ等の閉塞

- ・非常用ディーゼル発電機附属機器の閉塞

降下火砕物の吸込み又は給気口への堆積により非常用ディーゼル発電機室の給気口、吸気フィルタが閉塞した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、仮に⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。

- ・中央制御室換気系給気口の閉塞

中央制御室換気系の給気口は、地面より約 5.6m、約 19m の 2 箇所に設置されており、堆積物による閉塞は考え難いためシナリオの選定は不要である。また、吸気口へ降下火砕物の吸込みによりフィルタが閉塞した場合でも、フィルタの取替及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。

- ・海水ポンプモータ空気冷却器給気口の閉塞

降下火砕物の吸込み又は給気口への堆積により残留熱除去系海水系ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合、残留熱除去系海水系の機能喪失による「最終ヒートシンク喪失」に至るシナリオ。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合、高圧炉心スプレイ系の機能喪失による「計画外停止」に至るシナリオ。

非常用ディーゼル発電機海水ポンプモータの空気冷却器給気口が閉塞した場合、非常用ディーゼル発電機の機能喪失、仮に⑤の外部電源

喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至るシナリオ。

補機冷却海水系ポンプの空気冷却器給気口が閉塞した場合、タービン補機冷却系喪失による「タービン・サポート系故障」に至るシナリオ。

循環水ポンプの空気冷却器給気口が閉塞した場合、復水器真空度喪失による「隔離事象」に至るシナリオ。

④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響

降下火砕物が屋外設備に付着することによる腐食については、屋外設備表面には耐食性の塗装（エポキシ樹脂系等）が施されており腐食の抑制効果が考えられること、腐食の進展速度の遅さを考慮し、適切な保全管理が可能と判断したため、この損傷・機能喪失モードについては考慮しない。

⑤降下火砕物の付着による送電線の相間短絡

降下火砕物が送電線や碍子へ付着し、霧や降雨の水分を吸収することによって、相間短絡を起こし「外部電源喪失」に至るシナリオ。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を超える降下火砕物に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

①降下火砕物の堆積荷重

降下火砕物の堆積が各建屋天井や屋外設備の許容荷重を上回った場合

には、(3)①にて選定した各シナリオが発生する可能性はあるが、各建屋天井の崩落や屋外設備が損傷するような火山事象は、火山事象の進展速度を踏まえると除灰管理が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

②降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞

海水系ストレーナの閉塞については、降下火砕物の粒径とストレーナ目開きを比較すると、粒径の方が大きく、ストレーナ閉塞の可能性を否定できないが、海水ストレーナは切替及び清掃が可能であることから、機能喪失することは考えにくいため、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の異常摩耗については、降下火砕物の硬度を考慮すると、海水中の降下火砕物によって熱交換器の伝熱管や海水ポンプ軸受の異常摩耗は進展しにくく、機能喪失することは考えにくいため、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

③降下火砕物による給気フィルタ等の閉塞

降下火砕物の吸込み又は給気口への堆積により非常用ディーゼル発電機室の給気口、吸気フィルタを閉塞した場合には、(3)③にて選定したシナリオが発生する可能性があるが、非常用ディーゼル発電機室の給気口、吸気フィルタが閉塞するような火山事象は、火山事象の進展速度を踏まえると除灰管理又はフィルタの交換が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては特定不要

であると判断した。

また、モータ空気冷却器給気口が閉塞した場合には、(3)③にて選定したシナリオが発生する可能性があるが、モータ空気冷却器給気口が閉塞するような火山事象は、火山事象の進展速度を踏まえると除灰管理が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。

④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響

降下火砕物が屋外設備に付着することによる腐食については、(3)④のとおり、この損傷・機能喪失モードは考慮しないため、起因事象として特定しない。

⑤降下火砕物の付着による送電線の相間短絡

降下火砕物の影響を受ける可能性がある送受電設備は、発電所内外の広範囲に渡るため、全域における管理が困難なことを踏まえると設備等の不具合による外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える火山事象に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失を特定したが、運転時の内部事象や地震、津波レベル1 P R Aにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって、火山事象を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

森林火災事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

- (1) 構築物，系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

森林火災により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例，国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ①輻射熱による建屋や設備等への損傷
- ②ばい煙による設備等の閉塞

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

- ①輻射熱による建屋や設備等への損傷

<建屋>

- ・原子炉建屋（原子炉棟，附属棟，廃棄物処理棟）
- ・タービン建屋

<屋外設備>

- ・送受電設備（超高压開閉所，特別高压開閉所，変圧器）
- ・復水貯蔵タンク
- ・非常用ディーゼル発電機の附属設備（排気ファン，吸気フィルタ等）

- ・ 主排気筒
- ・ 非常用ガス処理系
- ・ 残留熱除去系海水系
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系
- ・ 非常用ディーゼル発電機海水系
- ・ 補機冷却海水系
- ・ 循環水系

②ばい煙による設備等の閉塞

- ・ 非常用ディーゼル発電機の附属設備（空気冷却器等）
- ・ 中央制御室換気系
- ・ 残留熱除去系海水系（モータ）
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系（モータ）
- ・ 非常用ディーゼル発電機海水系（モータ）
- ・ 補機冷却海水系（モータ）
- ・ 循環水系（モータ）
- ・ 中央制御室換気系

(3) 起因事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して、(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。

①輻射熱による建屋や設備等への損傷

<建屋>

森林火災の輻射熱による建屋への影響については、想定しうる最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離

があることを考慮すると、建屋の許容温度を下回り、建屋が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による建屋影響について、24 時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。

<屋外設備>

- ・送受電設備（超高圧開閉所，特別高圧開閉所，変圧器）

森林火災の輻射熱により送受電設備が損傷した場合、「外部電源喪失」に至るシナリオ。

なお、送受電設備への影響については、想定しうる最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、敷地内の送受電設備が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24 時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができる。

- ・復水貯蔵タンク

森林火災の輻射熱による復水貯蔵タンクへの影響については、想定しうる最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、復水貯蔵タンク水の最高使用温度を下回り、タンクが損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24 時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。

- ・非常用ディーゼル発電機の附属設備

森林火災の輻射熱による非常用ディーゼル発電機の附属設備への影

響については、想定しうる最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、非常用ディーゼル発電機の附属設備が受ける輻射強度は低いため、非常用ディーゼル発電機の附属設備が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24 時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。

- ・主排気筒

森林火災の輻射熱による主排気筒への影響については、想定しうる最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、主排気筒が受ける輻射強度は低いため、主排気筒が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24 時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。

- ・非常用ガス処理系

森林火災の輻射熱による非常用ガス処理系排気筒及び配管への影響については、想定しうる最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、非常用ガス処理系排気筒及び配管が受ける輻射強度は低いため、海水系が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24 時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることからシナリオの選定は不要である。

- ・残留熱除去系海水系／高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系

／非常用ディーゼル発電機海水系／補機冷却海水系／循環水系（以下「海水系」という。）

森林火災の輻射熱による海水系への影響については、想定しうる最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、海水系が受ける輻射強度は低いため、海水系が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。

②ばい煙による設備等の閉塞

- ・非常用ディーゼル発電機の附属設備（空気冷却器等）の閉塞

非常用ディーゼル発電機を構成する機器の間隙は、ばい煙の粒径より広いことから閉塞し難いため、シナリオの選定は不要である。

- ・非常用ディーゼル発電機の附属設備（吸気フィルタ等）の閉塞

森林火災で発生するばい煙の非常用ディーゼル発電機吸気フィルタへの吸込みによりフィルタが閉塞した場合でも、フィルタの取替及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。

- ・海水系ポンプモータ空気冷却器給気口の閉塞

海水系ポンプモータは外気を取込まない構造であり、また、空冷モータの冷却流路の口径は、ばい煙の粒径より広いことから閉塞し難いため、シナリオの選定は不要である。

- ・中央制御室換気系の閉塞

森林火災で発生するばい煙の中央制御室換気系吸気口への吸込みによりフィルタが閉塞した場合でも、フィルタの取替及び清掃が可能で

あることからシナリオの選定は不要である。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、森林火災に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

① 輻射熱による建屋や設備等への損傷

< 建屋 >

森林火災の輻射熱による各建屋の損傷については、(3)①のとおり、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

< 屋外設備 >

森林火災の輻射熱により送電線が損傷する可能性が否定できないため、送電線の損傷に伴う外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。その他の屋外設備についての損傷のシナリオについては、(3)①及び(3)②のとおり、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

② ばい煙等による設備等の閉塞

森林火災のばい煙等による設備等の閉塞については、(3)②のとおり、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて森林火災に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失を特定したが、運転時の内部事象や地震、津波レベル1 P R Aにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって、森林火災を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

自然現象の重畳に対する事故シーケンス抽出

1. 設計基準を超える自然現象の重畳の考慮について

(1) 自然現象の重畳影響

自然現象の重畳評価については、損傷・機能喪失モードの相違に応じて、以下に示す影響を考慮する必要がある。

I. 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース（例：積雪と降下火砕物による堆積荷重の組合せ）

II. ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより影響が増長するケース（例：地震により止水機能が喪失して浸水量が増加）

III-1. 他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース（例：降水による降下火砕物密度の増加（降水時は降下火砕物自体が発電所へ届きにくくなると考えられるため、堆積後の降水を想定））

III-2. 他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース（例：斜面に降下火砕物が堆積した後に大量の降水により滑り、プラント周辺まで降下火砕物を含んだ水が押し寄せる状態。単独事象としては想定していない。）

(2) 自然現象の重畳によるシナリオの選定

国内外の規格基準から収集した自然現象55事象について(1)項 I～III-2 に示した重畳影響の確認を実施した。

ただし、以下の観点から明らかに事故シーケンスにはつながらないと考えられるものについては重畳影響考慮不要と判断し確認対象から除外した。

○東海第二発電所及びその周辺では発生しない（若しくは、発生が極めて稀）と判断した事象

No. 2：隕石，No. 9：土壌の収縮又は膨張，No. 14：雪崩，No. 24：草原火災，No. 28：ハリケーン，No. 31：氷壁，No. 32：土砂崩れ（山崩れ，がけ崩れ），No. 42：地滑り，No. 43：カルスト，No. 44：地下水による浸食，No. 53：土石流，No. 54：水蒸気

○単独事象での評価において設備等への影響がない（若しくは、非常に小さい）と判断した事象で、他の事象との重畳を考慮しても明らかに設備等への影響がないと判断した事象

No. 4：河川の迂回，No. 16：海岸浸食，No. 17：干ばつ，No. 21：濃霧，No. 23：霜・白霜，No. 26：極高温，No. 34：湖又は河川の水位低下，No. 36：陥没，地盤沈下，地割れ，No. 38：もや，No. 39：塩害・塩雲，No. 40：地面の隆起，No. 51：低温水（海水温低），No. 52：泥湧出（液状化）

確認した結果としては、重畳影響Ⅰ～Ⅲ-1については、以下に示す理由から、単独事象での評価において抽出されたシナリオ以外のシナリオが生じることはなく、重畳影響Ⅲ-2についても、他事象にて抽出したシナリオであり、新たなものが確認されなかった。

Ⅰ．各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース

重畳により影響度合いが大きくなるのみであり、元々、単独で設計基準を超える事象に対してシナリオの抽出を行っていることを踏まえると、新たなシナリオは生じない。

Ⅱ．ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース

単独の自然現象に対するシナリオの選定において、設計基準を超え

る事象を評価対象としているということは、つまり設備耐力や防護対策に期待していないということであり、単独事象の評価において抽出された以外の新たなシナリオは生じない。

Ⅲ-1. 他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース

一方の自然現象の前提条件が、他方の自然現象により変化し、元の自然現象の影響度が大きくなったとしても、Ⅰ.と同様、単独で設計基準を超える事象に対してシナリオ抽出を行っているため、新たなシナリオは生じない。

Ⅲ-2. 他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース

単独事象では影響が及ばない評価であったのに対し、事象が重畳することにより影響が及ぶようになるものは、降下火砕物と降水の組合せのみであったが、屋外設備（送変電設備、海水ポンプ等）の損傷を想定しても、起因事象としては外部電源喪失、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失であり、新しいシナリオは生じない。

(3) 重畳影響評価まとめ

事故シーケンスの抽出という観点においては、上述のとおり、自然現象が重畳することにより、単独事象の評価で特定されたシナリオに対し新たなものが生じることはなく、自然現象重畳により新たに追加すべき事故シーケンスは発生しないものと判断した。

自然現象の重量確認結果

【凡例】
斜線：以下の理由により、重量影響考慮不要
○東海第二発電所及びその周辺では発生しない（もしくは、発生が極めて稀）と判断した事象
○単独事象での評価において設備等への影響がない（もしくは、非常に小さい）事象で、他の事象との重量を考慮しても明らかに設備等への影響が無いと判断した事象。
－：各自然現象が重量した場合でも単独事象同士の影響評価より増長しない、もしくは同時には起こりえない
Ⅰ：各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース
Ⅱ：ある自然現象の防衛施設が他の自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース
Ⅲ－１：他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース
Ⅲ－２：他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース

主事象				極低温		隕石		降水（豪雨（降雨））		河川の迂回		砂嵐	静振		地震活動	積雪（暴風雪）				土壌の収縮又は膨張	高潮	津波			
重量事象				設備の損傷・機能喪失モード	温度	電気的影響	荷重（衝突、衝撃波）	浸水	浸水	浸水	浸水	浸水	浸水	浸水	浸水	荷重（地震）	荷重（堆積）	電気的影響	閉塞（吸気等）	荷重（変位、傾斜）	浸水	荷重（衝突）	浸水	浸水	閉塞（海水系）
No	自然現象		設備の損傷・機能喪失モード	備考																					
1	極低温	温度	屋外機器内部流体の凍結																						
			ヒートシンク（海水）の凍結																						
		電気的影響	着氷による送電線の相間短絡																I						
2	隕石	荷重	荷重（衝突）		—	—																			
			荷重（衝撃波）		—	—																			
		浸水	随伴津波による水没に伴う設備の浸水		—	—																			
3	降水（豪雨（降雨））	浸水	降水による設備の浸水		—	—								I	—							I	—	I	—
4	河川の迂回	浸水	河川の迂回による敷地内浸水		—	—								—	—							—	—	—	—
		過水	工業用水の枯渇		—	—								—	—							—	—	—	—
5	砂嵐	閉塞（吸気等）	砂塵、大陸からの黄砂による吸気口の閉塞		—	—								—	—					I		—	—	—	—
6	静振	浸水	静振による設備の浸水		—	—				I												I	—	I	—
		過水	静振による海水の枯渇		—	—																—	—	—	—
7	地震活動	荷重	荷重（地震）		—	—				II				—	—			III－1	—			II	I	II	III－1
8	積雪（暴風雪）	荷重	荷重（堆積）		—	—								—	—		III－1					—	III－1	—	—
		電気的影響	着雪による送電線の相間短絡		—	I								—	—							—	—	—	—
		閉塞（吸気等）	給気フィルタ等の閉塞		—	—								—	—							—	—	—	—
9	土壌の収縮又は膨張	荷重	荷重（変位、傾斜）		—	—								—	—							—	—	—	—
10	高潮	浸水	高潮による設備の浸水		—	—				I				—	I	—						—	—	I	—
11	津波	荷重	荷重（衝突）		—	—								—	—		I	III－1	—			—			
		浸水	津波による設備の浸水		—	—					I				I	—						I			
		閉塞（海水系）	漂流物による取水口、海水ストレーナの閉塞		—	—								—	—							—			
12	火山（火山活動・降下火砕物）	荷重	荷重（堆積）		—	—								—	—		III－1	I	—			—	—	—	—
		閉塞（海水系）	海水系ストレーナの閉塞		—	—								—	—							—	—	—	I
		閉塞（吸気等）	給気フィルタ等の閉塞		—	—							I		—				I			—	—	—	—
		腐食	腐食成分による化学的影響		—	—							—	—								—	—	—	—
		電気的影響	降下火砕物の付着による送電線の相間短絡		—	I								—	—				I			—	—	—	—
13	波浪・高波	浸水	波浪・高波による設備の浸水		—	—				I				I	—						I	—	I	—	
14	雪崩	荷重	荷重（衝突）		—	—								—	—						—	—	—	—	
15	生物学的事象	閉塞（海水系）	取水口、海水ストレーナの閉塞		—	—								—	—						—	—	—	I	
		電気的影響	齧歯類（ネズミ等）によるケーブル類の損傷		—	—								—	—							—	—	—	—
16	海岸浸食	過水	海岸浸食による海水の枯渇		—	—								—	—						—	—	—	—	
17	干ばつ	過水	工業用水の枯渇		—	—								—	—						—	—	—	—	
18	洪水（外部洪水）	浸水	洪水による設備の浸水		—	—								—	I	—					I	—	I	—	
19	風（台風）	荷重	荷重（風）		III－1	—							III－1	—	—		I	III－1	—			—	—	—	—
			荷重（衝突）		—	—							—	—			I	—	—			I	—	—	
			荷重（風）		—	—							III－1	—	—		I	—	—			—	—	—	
20	竜巻	荷重	荷重（衝突）		—	—							—	—		I	—	—			—	I	—	—	
			荷重（気圧差）		—	—							—	—				—	—			—	I	—	—
21	濃霧	—			—	—								—	—						—	—	—	—	

自然現象の重畳確認結果

【凡例】

斜線：以下の理由により、重畳影響考慮不要

- 東海第二発電所及びその周辺では発生しない（もしくは、発生が極めて稀）と判断した事象
- 単独事象での評価において設備等への影響がない（もしくは、非常に小さい）事象で、他の事象との重畳を考慮しても明らかに設備等への影響が無いと判断した事象。

－：各自然現象が重畳した場合でも単独事象同士の影響評価より増長しない、もしくは同時には起こりえない

I：各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース

II：ある自然現象の防衛施設が他の自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース

III－1：他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース

III－2：他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース

主事象				極低温		隕石		降水（豪雨 （降雨））		河川の迂回		砂嵐	静振		地震活動	積雪（暴風雪）				土壌の収縮 又は膨張	高潮	津波			
重畳事象			設備の損傷・機能喪失モード	備考	温度	電気的影響	荷重 （衝突、衝撃波）	浸水	浸水	浸水	浸水	渇水	閉塞 （吸気等）	浸水	渇水	荷重 （地震）	荷重 （堆積）	電気的影響	閉塞 （吸気等）	荷重 （変位、傾斜）	浸水	荷重 （衝突）	浸水	閉塞 （海水系）	
No	自然現象	設備の損傷・機能喪失モード																							
22	森林火災	温度	輻射熱		—	—				—				—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—
		閉塞（吸気等）	給気フィルタ等の閉塞		—	—				—			I	—	—	—	—	—	—	I		—	—	—	—
23	霜・白霜	—			—	—				—				—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—
24	草原火災	—			—	—				—				—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—
25	ひょう・あられ	荷重	荷重（衝突）		—	—				—				—	—	—	I	—	—	—		—	—	—	—
26	極高温	—			—	—				—				—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—
27	満潮	浸水	満潮による設備の浸水		—	—				I				—	I	—	—	—	—	—		I	—	I	—
28	ハリケーン	—			—	—				—				—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—
29	氷結	電気的影響	着氷		Ⅲ－1	I				—				—	—	—	—	—	I	—		—	—	—	—
30	氷晶	電気的影響	着氷		Ⅲ－1	I				—				—	—	—	—	—	I	—		—	—	—	—
31	氷壁	電気的影響	着氷		—	—				—				—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—
32	土砂崩れ（山崩れ、がけ崩れ）	荷重	荷重（衝突）		—	—				—				—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—
33	落雷	電気的影響	屋内外計測制御設備に発生するノイズ		—	—				—				—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—
			直撃雷		—	—					—	—	—	—	Ⅱ	—	—	—	—	—		—	Ⅱ	—	—
			誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷		—	—					—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—	—
34	湖又は河川の水位低下	渇水	工業用水の枯渇		—	—				—				—	—	—	—	—	—		—	—	—	—	
35	湖又は河川の水位上昇	浸水	湖又は河川の水位上昇による設備の浸水		—	—				I				—	I	—	—	—	—	—		I	—	I	—
36	陥没、地盤沈下、地割れ	荷重	荷重（変位、傾斜）		—	—				—				—	—	—	I	—	—	—		—	—	—	—
37	極限的な圧力（気圧高低）	荷重	気圧差		—	—				—				—	—	—	—	—	—	—		Ⅲ－1	—	—	—
38	もや	—			—	—				—				—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—
39	塩害・塩害	腐食	塩害による腐食		—	—				—				—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—
40	地面の隆起	荷重	荷重（変位、傾斜）		—	—				—				—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—
41	動物	物理的損傷	ケーブル類の損傷		—	—				—				—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—
42	地滑り	荷重	荷重（変位、傾斜）		—	—				—				—	—	—	I	—	—	—		—	—	—	—
43	カルスト	荷重	荷重（変位、傾斜）		—	—				—				—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—
44	地下水による浸食	荷重	荷重（変位、傾斜）		—	—				—				—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—
45	海面面低	渇水	海面面の低下による海水の枯渇		—	—				—				—	—	I	—	—	—	—		—	—	—	—
46	海面面高	浸水	海面面上昇による設備の浸水		—	—				I				—	I	—	—	—	—	—		I	—	I	—
47	地下水による地滑り	荷重	荷重（変位、傾斜）		—	—				—				—	—	—	I	—	—	—		—	—	—	—
48	水中の有機物	閉塞（海水系）	取水口、海水ストレーナの閉塞		—	—				—				—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	I
49	太陽フレア、磁気嵐	電気的影響	磁気嵐による誘導電流		—	—				—				—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—
50	高温水（海水温高）	温度	高温水		—	—				—				—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—
51	低温水（海水温低）	—			—	—				—				—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—
52	泥湧出（液状化）	荷重	荷重（変位、傾斜）		—	—				—				—	—	—	I	—	—	—		—	—	—	—
53	土石流	荷重	荷重（衝突）		—	—				—				—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—
54	水蒸気	—			—	—				—				—	—	—	—	—	—	—		—	—	—	—
55	毒性ガス	閉塞（吸気等）	毒性ガスの吸込みによる給気フィルタ等の閉塞		—	—				—			I	—	—	—	—	—	—	I		—	—	—	—

自然現象の重畳確認結果

【凡例】

斜線：以下の理由により、重畳影響考慮不要

○東海第二発電所及びその周辺では発生しない（もしくは、発生が極めて稀）と判断した事象

○単独事象での評価において設備等への影響がない（もしくは、非常に小さい）事象で、他の事象との重畳を考慮しても明らかに設備等への影響が無いと判断した事象。

－：各自然現象が重畳した場合でも単独事象同士の影響評価より増長しない、もしくは同時には起こりえない

I：各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース

II：ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース

III－1：他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース

III－2：他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース

主事象				火山（火山活動・降下火砕物）					波浪・高波	雪崩	生物学的事象		海岸浸食	干ばつ	洪水（外部洪水）	風（台風）		竜巻			濃霧		
重畳事象				設備の損傷・機能喪失モード	荷重（堆積）	閉塞（吸気等）	閉塞（海水系）	腐食	電気的影響	浸水	荷重（衝突）	閉塞（海水系）	電気的影響	浸水	濁水	浸水	荷重（風）	荷重（衝突）	荷重（風）	荷重（衝突）	荷重（気圧差）		
No	自然現象	設備の損傷・機能喪失モード		備考																			
1	極低温	温度	屋外機器内部流体の凍結		－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－		
			ヒートシンク（海水）の凍結		－	－	－		－	－		－					－	－	－	－	－		
		電気的影響	着水による送電線の相間短絡		－	－	－		I	－							－	－	－	－	－		
2	隕石	荷重	荷重（衝突）		－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－		
			荷重（衝撃波）		－	－	－		－	－		－					－	－	－	－	－		
		浸水	随伴津波による水没に伴う設備の浸水		－	－	－		－	－							－	－	－	－	－		
3	降水（豪雨（降雨））	浸水	降水による設備の浸水		I、Ⅲ－2（衝突）	－	－		－	I		－				I	－	－	－	－	－		
4	河川の迂回	浸水	河川の迂回による敷地内浸水		－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－		
		濁水	工業用水の枯渇		－	－	－		－	－		－					－	－	－	－	－		
5	砂嵐	閉塞（吸気等）	砂塵、大陸からの黄砂による吸気口の閉塞		－	I	－		－	－		－				－	Ⅲ－1	－	Ⅲ－1	－	－		
6	静振	浸水	静振による設備の浸水		－	－	－		－	I		－				I	－	－	－	－	－		
		濁水	静振による海水の枯渇		－	－	－		－	－		－					－	－	－	－	－		
7	地震活動	荷重	荷重（地震）		－	－	－		－	Ⅱ		－				Ⅱ	I	I	I	I	－		
8	積雪（暴風雪）	荷重	荷重（堆積）		I	－	－		－	－		－				－	Ⅲ－1	－	Ⅲ－1	－	－		
		電気的影響	着雪による送電線の相間短絡		－	－	－		I	－		－					－	－	－	－	－		
		閉塞（吸気等）	給気フィルタ等の閉塞		－	I	－		－	－		－					－	Ⅲ－1	－	Ⅲ－1	－	－	
9	土壌の収縮又は膨張	荷重	荷重（変位、傾斜）		－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－		
10	高潮	浸水	高潮による設備の浸水		－	－	－		－	I		－				I	－	－	－	－	－		
11	津波	荷重	荷重（衝突）		－	－	－		－	－		－				－	I	I	－	I	－		
		浸水	津波による設備の浸水		－	－	－		－	I		－					I	－	－	－	－		
		閉塞	漂流物による取水口、海水ストレーナの閉塞		－	－	I		－	－		I					－	－	－	－	－		
12	火山（火山活動・降下火砕物）	荷重	荷重（堆積）						－	－		－					Ⅲ－1	－	Ⅲ－1	－	－		
		閉塞（海水系）	海水系ストレーナの閉塞						－	－		I					－	－	－	－	－		
		閉塞（吸気等）	給気フィルタ等の閉塞						－	－		－					－	Ⅲ－1	－	Ⅲ－1	－	－	
		腐食	腐食成分による化学的影響						－	－		－					－	－	－	－	－	－	
		電気的影響	降下火砕物の付着による送電線の相間短絡						－	－		－					－	－	－	－	－	－	
13	波浪・高波	浸水	波浪・高波による設備の浸水		－	－	－		－			－				I	－	－	－	－	－		
14	雪崩	荷重	荷重（衝突）		－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－		
15	生物学的事象	閉塞（海水系）	取水口、海水ストレーナの閉塞		－	－	I		－	－		－				－	－	I	－	I	－		
		電気的影響	齧歯類（ネズミ等）によるケーブル類の損傷		－	－	－		－	－		－					－	－	－	－	－	－	
16	海岸浸食	濁水	海岸浸食による海水の枯渇		－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－		
17	干ばつ	濁水	工業用水の枯渇		－	－	－		－	－		－					－	－	－	－	－		
18	洪水（外部洪水）	浸水	洪水による設備の浸水		Ⅲ－1、Ⅲ－2（衝突）	－	－		－	I		－					－	－	－	－	－		
19	風（台風）	荷重	荷重（風）		I	Ⅲ－1	－		－	－		－				－			I	－	－		
			荷重（衝突）		－	－	－		－	－		I					－		－	I	－		
20	竜巻	荷重	荷重（風）		－	Ⅲ－1	－		－	－		－				－	－	I					
			荷重（衝突）		－	－	－		－	－		I					－	－	I				
			荷重（気圧差）		－	－	－		－	－		－					－	I	I				
21	濃霧	－			－	－	－		－	－		－					－	－	－	－	－		

自然現象の重畳確認結果

【凡例】

斜線：以下の理由により、重畳影響考慮不要
○東海第二発電所及びその周辺では発生しない（もしくは、発生が極めて稀）と判断した事象
○単独事象での評価において設備等への影響がない（もしくは、非常に小さい）事象で、他の事象との重畳を考慮しても明らかに設備等への影響が無いと判断した事象。
－：各自然現象が重畳した場合でも単独事象同士の影響評価より増長しない、もしくは同時には起こりえない
Ⅰ：各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース
Ⅱ：ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース
Ⅲ－１：他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース
Ⅲ－２：他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース

主事象				火山（火山活動・降下火砕物）						波浪・高波	雪崩	生物学的事象			海岸浸食	干ばつ	洪水（外部洪水）	風（台風）		電巻			濃霧
重畳事象				設備の損傷・機能喪失モード	備考	荷重（堆積）	閉塞（吸気等）	閉塞（海水系）	腐食	電気的影響	浸水	荷重（衝突）	閉塞（海水系）	電気的影響	渴水	渴水	浸水	荷重（風）	荷重（衝突）	荷重（風）	荷重（衝突）	荷重（気圧差）	
No	自然現象	設備の損傷・機能喪失モード		備考																			
22	森林火災	温度	輻射熱			－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
		閉塞（吸気等）	給気フィルタ等の閉塞			－	Ⅰ	－		－	－		－				－	Ⅲ－１	－	Ⅲ－１	－	－	
23	霜・白霜	－				－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
24	草原火災	－				－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
25	ひょう・あられ	荷重	荷重（衝突）			－	－	－		－	－		－				－	Ⅰ	Ⅰ	－	－	－	
26	極高温	－				－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
27	満潮	浸水	満潮による設備の浸水			－	－	－		－	Ⅰ		－				Ⅰ	－	－	－	－	－	
28	ハリケーン	－				－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
29	氷結	電気的影響	着水			－	－	－		Ⅰ	－		－				－	－	－	－	－	－	
30	氷晶	電気的影響	着水			－	－	－		Ⅰ	－		－				－	－	－	－	－	－	
31	氷壁	電気的影響	着水			－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
32	土砂崩れ（山崩れ、がけ崩れ）	荷重	荷重（衝突）			－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
33	落雷	電気的影響	屋内外計測制御設備に発生するノイズ			－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
			直撃雷			－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
			誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷			－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
34	湖又は河川の水位低下	渴水	工業用水の枯渇			－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
35	湖又は河川の水位上昇	浸水	湖又は河川の水位上昇による設備の浸水			－	－	－		－	Ⅰ		－				Ⅰ	－	－	－	－	－	
36	陥没、地盤沈下、地割れ	荷重	荷重（変位、傾斜）			－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
37	極限的な圧力（気圧高低）	荷重	気圧差			－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
38	もや	－				－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
39	塩害・塩害	腐食	塩害による腐食			－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
40	地面の隆起	荷重	荷重（変位、傾斜）			－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
41	動物	物理的損傷	ケーブル類の損傷			－	－	Ⅰ		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
42	地滑り	荷重	荷重（変位、傾斜）			－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
43	カルスト	荷重	荷重（変位、傾斜）			－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
44	地下水による浸食	荷重	荷重（変位、傾斜）			－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
45	海水面低	渴水	海水面の低下による海水の枯渇			－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
46	海水面高	浸水	海水面の上昇による設備の浸水			－	－	－		－	Ⅰ		－				Ⅰ	－	－	－	－	－	
47	地下水による地滑り	荷重	荷重（変位、傾斜）			－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
48	水中の有機物	閉塞	取水口、海水ストレーナの閉塞			－	－	Ⅰ		－	－		Ⅰ				－	－	－	－	－	－	
49	太陽フレア、磁気嵐	電気的影響	磁気嵐による誘導電流			－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
50	高温水（海水温高）	温度	高温水			－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
51	低温水（海水温低）	－				－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
52	泥湧出（液状化）	荷重	荷重（変位、傾斜）			－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
53	土石流	荷重	荷重（衝突）			－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
54	水蒸気	－				－	－	－		－	－		－				－	－	－	－	－	－	
55	毒性ガス	閉塞（吸気等）	毒性ガスの吸込みによる給気フィルタ等の閉塞			－	－	－		－	－		－				－	Ⅲ－１	－	Ⅲ－１	－	Ⅲ－１	

自然現象の重畳確認結果

【凡例】

斜線：以下の理由により、重畳影響考慮不要
○東海第二発電所及びその周辺では発生しない（もしくは、発生が極めて稀）と判断した事象
○単独事象での評価において設備等への影響がない（もしくは、非常に小さい）事象で、他の事象との重畳を考慮しても明らかに設備等への影響が無いと判断した事象。
－：各自然現象が重畳した場合でも単独事象同士の影響評価より増長しない、もしくは同時には起こりえない
Ⅰ：各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース
Ⅱ：ある自然現象の防護施設が他の自然現象により、影響が増長するケース
Ⅲ－１：他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース
Ⅲ－２：他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース

主事象				森林火災		霧・白霜	草原火災	ひょう・あられ	極高温	満潮	ハリケーン	氷結	氷晶	氷壁	土砂崩れ (山崩れ、 がけ崩れ)	落雪			湖又は河川の 水位低下	湖又は河川の 水位上昇	陥没、地盤沈 下、地割れ	極限的な圧力 (気圧高低)
重畳事象				設備の損傷・機 能喪失モード	温度	閉塞 (吸気等)		荷重 (衝突)		浸水		電気的影響	電気的影響	電気的影響	荷重 (衝突)	電気的影響 (ノイズ)	電気的影響 (直撃雷)	電気的影響 (雷サージ)	渇水	浸水	荷重 (変位、傾斜)	荷重 (気圧差)
No	自然現象	設備の損傷・機能喪失モード		備考																		
1	極低温	温度	屋外機器内部流体の凍結		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
			ヒートシンク（海水）の凍結		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
		電気的影響	着水による送電線の相間短絡		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
2	隕石	荷重	荷重（衝突）		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
			荷重（衝撃波）		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
		浸水	随伴津波による水没に伴う設備の浸水		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
3	降水 (豪雨（降雨）)	浸水	降水による設備の浸水		－	－		－		Ⅰ		－	－			－	－	－		Ⅰ		－
4	河川の迂回	浸水	河川の迂回による敷地内浸水		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
		渇水	工業用水の枯渇		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
5	砂嵐	閉塞（吸気等）	砂塵、大陸からの黄砂による吸気口の閉塞		－	Ⅰ		－		－		－	－			－	－	－		－		－
6	静振	浸水	静振による設備の浸水		－	－		－		Ⅰ		－	－			－	－	－		Ⅰ		－
		渇水	静振による海水の枯渇		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
7	地震活動	荷重	荷重（地震）		－	－		Ⅰ		Ⅱ		－	－			－	Ⅱ	－		Ⅱ		－
8	積雪（暴風雪）	荷重	荷重（堆積）		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
		電気的影響	着雪による送電線の相間短絡		－	－		－		－		Ⅰ	Ⅰ			－	－	－		－		－
9	土壌の収縮 又は膨張	閉塞（吸気等）	給気フィルタ等の閉塞		－	Ⅰ		－		－		－	－			－	－	－		－		－
		荷重	荷重（変位、傾斜）		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
10	高潮	浸水	高潮による設備の浸水		－	－		－		Ⅰ		－	－			－	－	－		Ⅰ		Ⅲ－１
11	津波	荷重	荷重（衝突）		－	－		Ⅰ		－		－	－			－	Ⅱ	－		－		－
		浸水	津波による設備の浸水		－	－		－		Ⅰ		－	－			－	－	－		Ⅰ		－
		閉塞	漂流物による取水口、海水ストレーナの閉塞		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
12	火山（火山活動・ 降下火砕物）	荷重	荷重（堆積）		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
		閉塞（海水系）	海水系ストレーナの閉塞		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
		閉塞（吸気等）	給気フィルタ等の閉塞		－	Ⅰ		－		－		－	－			－	－	－		－		－
		腐食	腐食成分による化学的影響		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
13	波浪・高波	電気的影響	降下火砕物の付着による送電線の相間短絡		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
		浸水	波浪・高波による設備の浸水		－	－		－		Ⅰ		－	－			－	－	－		Ⅰ		－
14	雪崩	荷重	荷重（衝突）		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
15	生物学的事象	閉塞（海水系）	取水口、海水ストレーナの閉塞		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
		電気的影響	齧歯類（ネズミ等）によるケーブル類の損傷		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
16	海岸浸食	渇水	海岸浸食による海水の枯渇		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
17	干ばつ	渇水	工業用水の枯渇		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
18	洪水（外部洪水）	浸水	洪水による設備の浸水		－	－		－		Ⅰ		－	－			－	－	－		Ⅰ		－
19	風（台風）	荷重	荷重（風）		Ⅲ－１	Ⅲ－１		Ⅰ		－		－	－			－	Ⅱ	－		－		－
			荷重（衝突）		－	－		Ⅰ		－		－	－			－	Ⅱ	－		－		－
20	竜巻	荷重	荷重（風）		Ⅲ－１	Ⅲ－１		Ⅰ		－		－	－			－	Ⅱ	－		－		－
			荷重（衝突）		－	－		Ⅰ		－		－	－			－	Ⅱ	－		－		－
			荷重（気圧差）		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		Ⅰ
21	濃霧	－			－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－

自然現象の重畳確認結果

【凡例】

斜線：以下の理由により、重畳影響考慮不要
○東海第二発電所及びその周辺では発生しない（もしくは、発生が極めて稀）と判断した事象
○単独事象での評価において設備等への影響がない（もしくは、非常に小さい）事象で、他の事象との重畳を考慮しても明らかに設備等への影響が無いと判断した事象。
－：各自然現象が重畳した場合でも単独事象同士の影響評価より増長しない、もしくは同時には起こりえない
Ⅰ：各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース
Ⅱ：ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース
Ⅲ－Ⅰ：他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース
Ⅲ－Ⅱ：他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース

主事象				森林火災		霜・白霜	草原火災	ひょう・あられ	極高温	満潮	ハリケーン	氷結	氷晶	氷壁	土砂崩れ (山崩れ、 がけ崩れ)	落雷			湖又は河川の 水位低下	湖又は河川の 水位上昇	陥没、地盤沈 下、地割れ	極限的な圧力 (気圧高低)
重畳事象				設備の損傷・機 能喪失モード	温度	閉塞 (吸気等)		荷重 (衝突)		浸水		電気的影響	電気的影響	電気的影響	荷重 (衝突)	電気的影響 (ノイズ)	電気的影響 (直撃雷)	電気的影響 (雷サージ)	渇水	浸水	荷重 (変位、傾斜)	荷重 (気圧差)
No	自然現象	設備の損傷・機能喪失モード		備考																		
22	森林火災	温度	輻射熱					－		－		－	－			－	－	－		－		－
		閉塞（吸気等）	給気フィルタ等の閉塞					－		－		－	－			－	－	－		－		－
23	霜・白霜	－			－	－				－		－	－			－	－	－		－		－
24	草原火災	－			－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
25	ひょう・あられ	荷重	荷重（衝突）		－	－				－		－	－			－	－	－		－		－
26	極高温	－			－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
27	満潮	浸水	満潮による設備の浸水		－	－						－	－			－	－	－				
28	ハリケーン	－			－	－		－		－		－	－			－	－	－		Ⅰ		Ⅲ－Ⅰ
29	氷結	電気的影響	着水		－	－		－		－			Ⅰ			－	－	－		－		－
30	氷晶	電気的影響	着水		－	－		－		－		Ⅰ				－	－	－		－		－
31	氷壁	電気的影響	着水		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
32	土砂崩れ（山崩れ、 がけ崩れ）	荷重	荷重（衝突）		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
33	落雷	電気的影響	屋内外計測制御設備に発生するノイズ		－	－		－		－		－	－							－		－
			直撃雷		－	－		－		－		－	－							－		－
			誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷		－	－		－		－		－	－							－		－
34	湖又は河川の 水位低下	渇水	工業用水の枯渇		－	－		－		－		－	－			－	－	－				－
35	湖又は河川の 水位上昇	浸水	湖又は河川の水位上昇による設備の浸水		－	－				Ⅰ		－	－			－	－	－				－
36	陥没、地盤沈下、 地割れ	荷重	荷重（変位、傾斜）		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
37	極限的な圧力 (気圧高低)	荷重	気圧差		－	－		－		Ⅲ－Ⅰ		－	－			－	－	－		Ⅲ－Ⅰ		
38	もや	－			－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
39	塩害・塩害	腐食	塩害による腐食		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
40	地面の隆起	荷重	荷重（変位、傾斜）		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
41	動物	物理的損傷	ケーブル類の損傷		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
42	地滑り	荷重	荷重（変位、傾斜）		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
43	カルスト	荷重	荷重（変位、傾斜）		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
44	地下水による浸食	荷重	荷重（変位、傾斜）		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
45	海面面低	渇水	海面面の低下による海水の枯渇		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
46	海面面高	浸水	海面面上昇による設備の浸水		－	－		－		Ⅰ		－	－			－	－	－		Ⅰ		Ⅲ－Ⅰ
47	地下水による地滑り	荷重	荷重（変位、傾斜）		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
48	水中の有機物	閉塞	取水口、海水ストレーナの閉塞		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
49	太陽フレア、磁気嵐	電気的影響	磁気嵐による誘導電流		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
50	高温水（海水温高）	温度	高温水		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
51	低温水（海水温低）	－			－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
52	泥湧出（液状化）	荷重	荷重（変位、傾斜）		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
53	土石流	荷重	荷重（衝突）		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
54	水蒸気	－			－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－
55	毒性ガス	閉塞（吸気等）	毒性ガスの吸込みによる給気フィルタ等の閉塞		－	－		－		－		－	－			－	－	－		－		－

自然現象の重量確認結果

【凡例】

斜線：以下の理由により、重量影響考慮不要
○東海第二発電所及びその周辺では発生しない（もしくは、発生が極めて稀）と判断した事象
○単独事象での評価において設備等への影響がない（もしくは、非常に小さい）事象で、他の事象との重量を考慮しても明らかに設備等への影響が無いと判断した事象。
－：各自然現象が重量した場合でも単独事象同士の影響評価より増長しない、もしくは同時には起こりえない
Ⅰ：各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース
Ⅱ：ある自然現象の防護施設が他の自然現象により、影響が増長するケース
Ⅲ－Ⅰ：他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース
Ⅲ－Ⅱ：他の自然現象の作用により影響がよくなるケース

主事象				もや	塩害・塩害	地面の隆起	動物	地滑り	カルスト	地下水による浸食	海面面低	海面面高	地下水による地滑り	水中の有機物	太陽フレア、磁気嵐	高温水（海水温高）	低温水（海水温低）	泥湧出（泥状化）	土石流	水蒸気	毒性ガス
重量事象				設備の損傷・機能喪失モード	腐食	荷重（変位、傾斜）	物理的損傷	荷重（変位、傾斜）	荷重（変位、傾斜）	荷重（変位、傾斜）	海水	浸水	荷重（変位、傾斜）	閉塞（海水系）	電気的影響	温度		荷重（変位、傾斜）	荷重（衝突）		閉塞（吸気等）
No	自然現象	設備の損傷・機能喪失モード		備考																	
1	極低温	温度	屋外機器内部流体の凍結				－	－			－	－	－	－	－	－					－
			ヒートシンク（海水）の凍結				－				－	－	－	－	－	－					－
		電気的影響	着水による送電線の相間短絡				－	－			－	－	－	－	－	－					－
2	隕石	荷重	荷重（衝突）				－	－			－	－	－	－	－	－					－
			荷重（衝撃波）				－	－			－	－	－	－	－	－					－
		浸水	随伴津波による水没に伴う設備の浸水				－	－			－	－	－	－	－	－					－
3	降水（豪雨（降雨））	浸水	降水による設備の浸水				－	－			－	Ⅰ	－	－	－	－					－
4	河川の迂回	浸水	河川の迂回による敷地内浸水				－	－			－	－	－	－	－	－					－
		渇水	工業用水の枯渇				－	－			－	－	－	－	－	－					－
5	砂嵐	閉塞（吸気等）	砂塵、大陸からの黄砂による吸気口の閉塞				－	－			－	－	－	－	－	－					Ⅰ
6	静振	浸水	静振による設備の浸水				－	－			－	Ⅰ	－	－	－	－					－
		渇水	静振による海水の枯渇				－	－			－	－	－	－	－	－					－
7	地震活動	荷重	荷重（地震）				－	Ⅲ－Ⅰ			－	－	Ⅲ－Ⅰ	－	－	－					－
8	積雪（暴風雪）	荷重	荷重（堆積）				－	Ⅲ－Ⅰ			－	－	Ⅲ－Ⅰ	－	－	－					－
		電気的影響	着雪による送電線の相間短絡				－	－			－	－	－	－	－	－					－
9	土壌の収縮又は膨張	閉塞（吸気等）	給気フィルタ等の閉塞				－	－			－	－	－	－	－	－					Ⅰ
		荷重	荷重（変位、傾斜）				－	－			－	－	－	－	－	－					－
10	高潮	浸水	高潮による設備の浸水				－	－			－	Ⅰ	－	－	－	－					－
11	津波	荷重	荷重（衝突）				－	Ⅲ－Ⅰ			－	－	Ⅲ－Ⅰ	－	－	－					－
		浸水	津波による設備の浸水				－	－			－	Ⅰ	－	－	－	－					－
		閉塞	漂流物による取水口、海水ストレーナの閉塞				－	－			Ⅲ－Ⅰ	－	－	Ⅰ	－	－					－
12	火山（火山活動・降下火砕物）	荷重	荷重（堆積）				－	Ⅲ－Ⅰ			－	－	Ⅲ－Ⅰ	－	－	－					－
		閉塞（海水系）	海水系ストレーナの閉塞				－	－			－	－	－	Ⅰ	－	－					－
		閉塞（吸気等）	給気フィルタ等の閉塞				－	－			－	－	－	－	－	－					－
		腐食	腐食成分による化学的影響				－	－			－	－	－	－	－	－					－
13	波浪・高波	電気的影響	降下火砕物の付着による送電線の相間短絡				－	－			－	－	－	－	－	－					－
		浸水	波浪・高波による設備の浸水				－	－			－	Ⅰ	－	－	－	－					－
14	雪崩	荷重	荷重（衝突）				－	－			－	－	－	－	－	－					－
15	生物学的事象	閉塞（海水系）	取水口、海水ストレーナの閉塞				－	－			Ⅲ－Ⅰ	－	－	Ⅰ	－	－					－
		電気的影響	齧歯類（ネズミ等）によるケーブル類の損傷				－	－			－	－	－	－	－	－					－
16	海岸浸食	渇水	海岸浸食による海水の枯渇				－	－			－	－	－	－	－	－					－
17	干ばつ	渇水	工業用水の枯渇				－	－			－	－	－	－	－	－					－
18	洪水（外部洪水）	浸水	洪水による設備の浸水				－	－			－	Ⅰ	－	－	－	－					－
19	風（台風）	荷重	荷重（風）				－	－			－	－	－	－	－	－					－
			荷重（衝突）				－	－			－	－	－	－	－	－					－
20	竜巻	荷重	荷重（風）				－	－			－	－	－	－	－	－					－
			荷重（衝突）				－	－			－	－	－	－	－	－					－
21	濃霧		荷重（気圧差）				－	－			－	－	－	－	－	－					－
		－					－	－			－	－	－	－	－	－					－

自然現象の重畳確認結果

【凡例】

斜線：以下の理由により、重畳影響考慮不要

○東海第二発電所及びその周辺では発生しない（もしくは、発生が極めて稀）と判断した事象

○単独事象での評価において設備等への影響がない（もしくは、非常に小さい）事象で、他の事象との重畳を考慮しても明らかに設備等への影響が無いと判断した事象。

－：各自然現象が重畳した場合でも単独事象同士の影響評価より増長しない、もしくは同時には起こりえない

I：各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース

II：ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース

III－1：他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース

III－2：他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース

主事象			もや	塩害・塩雲	地面の隆起	動物	地滑り	カルスト	地下水による浸食	海水面低	海水面高	地下水による地滑り	水中の有機物	太陽フレア、磁気嵐	高温水（海水温高）	低温水（海水温低）	泥湧出（液状化）	土石流	水蒸気	毒性ガス
重畳事象			設備の損傷・機能喪失モード	備考	腐食	荷重（変位、傾斜）	物理的損傷	荷重（変位、傾斜）	荷重（変位、傾斜）	荷重（変位、傾斜）	渇水	浸水	荷重（変位、傾斜）	閉塞（海水系）	電気的影響	温度	荷重（変位、傾斜）	荷重（衝突）		閉塞（吸気等）
No	自然現象	設備の損傷・機能喪失モード	備考																	
22	森林火災	温度 輻射熱 閉塞（吸気等） 給気フィルタ等の閉塞					－	－			－	－	－	－	－					－ I
23	霜・白霜	－					－	－			－	－	－	－	－					－
24	草原火災	－									－	－	－	－	－					－
25	ひょう・あられ	荷重	荷重（衝突）				－	－			－	－	－	－	－					－
26	極高温	－					－	－			－	－	－	－	－					－
27	満潮	浸水	満潮による設備の浸水				－	－			－	I	－	－	－					－
28	ハリケーン	－					－	－			－	－	－	－	－					－
29	氷結	電気的影響	着水				－	－			－	－	－	－	－					－
30	氷晶	電気的影響	着水				－	－			－	－	－	－	－					－
31	氷壁	電気的影響	着水				－	－			－	－	－	－	－					－
32	土砂崩れ（山崩れ、がけ崩れ）	荷重	荷重（衝突）				－	－			－	－	－	－	－					－
33	落雷	電気的影響	屋内外計測制御設備に発生するノイズ				－	－			－	－	－	I	－					－
			直撃雷				－	－			－	－	－	I	－					－
			誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷				－	－			－	－	－	I	－					－
34	湖又は河川の水位低下	渇水	工業用水の枯渇				－	－			－	－	－	－	－					－
35	湖又は河川の水位上昇	浸水	湖又は河川の水位上昇による設備の浸水				－	－			－	I	－	－	－					－
36	陥没、地盤沈下、地割れ	荷重	荷重（変位、傾斜）				－	－			－	－	－	－	－					－
37	極限的な圧力（気圧高低）	荷重	気圧差				－	－			－	III－1	－	－	－					－
38	もや	－					－	－			－	－	－	－	－					－
39	塩害・塩雲	腐食	塩害による腐食				－	－			－	－	－	－	－					－
40	地面の隆起	荷重	荷重（変位、傾斜）				－	－			－	－	－	－	－					－
41	動物	物理的損傷	ケーブル類の損傷				－	－			－	－	－	－	－					－
42	地滑り	荷重	荷重（変位、傾斜）				－	－			－	－	－	－	－					－
43	カルスト	荷重	荷重（変位、傾斜）				－	－			－	－	－	－	－					－
44	地下水による浸食	荷重	荷重（変位、傾斜）				－	－			－	－	－	－	－					－
45	海水面低	渇水	海水面の低下による海水の枯渇				－	－			－	－	－	－	－					－
46	海水面高	浸水	海水面上昇による設備の浸水				－	－			－	－	－	－	－					－
47	地下水による地滑り	荷重	荷重（変位、傾斜）				－	－			－	－	－	－	－					－
48	水中の有機物	閉塞	取水口、海水ストレーナの閉塞				－	－			III－1	－	－	－	－					－
49	太陽フレア、磁気嵐	電気的影響	磁気嵐による誘導電流				－	－			－	－	－	－	－					－
50	高温水（海水温高）	温度	高温水				－	－			－	－	－	－	－					－
51	低温水（海水温低）	－					－	－			－	－	－	－	－					－
52	泥湧出（液状化）	荷重	荷重（変位、傾斜）				－	－			－	－	－	－	－					－
53	土石流	荷重	荷重（衝突）				－	－			－	－	－	－	－					－
54	水蒸気	－					－	－			－	－	－	－	－					－
55	毒性ガス	閉塞（吸気等）	毒性ガスの吸込みによる給気フィルタ等の閉塞				－	－			－	－	－	－	－					－

P R Aで選定しなかった事故シーケンス等への対応について

レベル1 P R Aより抽出された事故シーケンスのうち，有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンスは以下のとおりである。

- a．原子炉建屋損傷
- b．格納容器損傷
- c．原子炉圧力容器損傷
- d．原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失
(E x c e s s i v e - L O C A)
- e．計装・制御系喪失
- f．格納容器バイパス
- g．防潮堤損傷
- h．大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗
- i．直流電源喪失 + 原子炉停止失敗
- j．交流電源喪失 + 原子炉停止失敗

以上の事故シーケンスのうち，a．～g．の事故シーケンスについては，外部事象による建屋・格納容器等の大規模な損傷を想定していることから，格納容器の閉じ込め機能に期待できない場合も想定されるシーケンスであるが，これらの全炉心損傷頻度への寄与割合は1%未満と小さく，有意な頻度ではない。

また，これらの事象はプラントに及ぼす影響について大きな幅を有しており，影響が限定されるような小規模な事故の場合には，使用可能な炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用して，事故進展の緩和を図ることが可能である。万一，建屋全体が崩壊し，内部の安全系機器・配管の全てが機能喪

失するような深刻な事故に至った場合でも、可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した対応により、臨機応変に影響緩和を試みることが可能であると考えられる。

h. の事故シーケンスについては、L O C Aの破断面積が一定の大きさを超える場合、国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても炉心損傷防止対策を講じることは困難であるが、格納容器の機能に期待できる事故シーケンスである。i. ～ j. の事故シーケンスについては、地震による直流電源又は交流電源の喪失と原子炉スクラムの失敗が重畳することにより炉心損傷に至る事故シーケンスであるが、現実的には基準地震動よりも十分小さな加速度でスクラム信号「地震加速度大」が発信し、シュラウドサポート等の炉内構造物が損傷する前に制御棒の挿入が完了し、炉心損傷には至らないと考えられる事故シーケンスである。

また、内部事象レベル1. 5 P R Aにより炉心損傷後に格納容器バイパスに至るものとして、以下の格納容器破損モードを抽出している。

k. 格納容器隔離失敗

本事象が発生した場合、大量の放射性物質の放出に至る可能性があるが、全格納容器破損頻度への寄与割合は0.1%以下と小さく、有意な頻度ではない。

また、本事象については、事象進展に伴う物理的な現象に由来するものではなく、炉心損傷時点で格納容器が隔離機能を喪失している事象であることから、炉心損傷防止対策が有効である。

万一、本事象に至った場合においても、可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した対応により、臨機応変に影響緩和を試みることが可能であると考えられる。以上の事故シーケンス等への対応手順を第1表及び第2表に示す。

第1表 各事故シーケンスの対応の扱い (1/3)

事故シーケンスグループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
a. 原子炉建屋損傷	<p>原子炉建屋が損傷することで、建屋内の格納容器、原子炉圧力容器等の構造物及び機器が広範囲にわたり損傷し、原子炉注水を行った場合においても炉心損傷を回避できないことを想定した事故シーケンスである。</p> <p>大規模な損傷の場合、建屋損傷時に、緩和できない大規模なLOCA (Excessive-LOCA) が発生すると同時に、建屋内の原子炉注水系配管が構造損傷して原子炉注水機能も喪失するため、炉心損傷に至る。建屋損傷の二次的被害により、格納容器や格納容器の貫通配管が損傷しており、閉じ込め機能にも期待することはできない。</p>	2.4E-7	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
b. 格納容器損傷	<p>格納容器が損傷することで、格納容器内の原子炉圧力容器等の構造物及び機器が広範囲にわたり損傷し、原子炉注水を行った場合においても炉心損傷を回避できないことを想定した事故シーケンスである。</p> <p>大規模な損傷の場合、格納容器内の配管及びECCS注入配管が同時に構造損傷して、大規模なLOCA (Excessive-LOCA) が発生すると同時に、原子炉注水機能も喪失するため、炉心損傷に至る。なお、この場合、格納容器が損傷しており、閉じ込め機能にも期待することはできない。</p>	6.9E-9	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
c. 原子炉圧力容器損傷	<p>原子炉圧力容器の支持機能喪失により、原子炉圧力容器に接続されている原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の損傷や、原子炉冷却材の流路閉塞が発生することにより、原子炉注水を行った場合においても炉心損傷を回避できないことを想定した事故シーケンスである。</p> <p>大規模な損傷の場合、原子炉圧力容器の損傷により、原子炉冷却材圧力バウンダリ配管の全周破断による原子炉注水機能の喪失や、炉内構造物の大規模破損による冷却材流路の閉塞により、炉心の除熱が困難となり炉心損傷に至る。</p>	3.0E-7	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

第 1 表 各事故シーケンスの対応の扱い (2/3)

事故シーケンス グループ	事象の想定	C D F (／炉年)	対応手順
d. 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (E x c e s s i v e - L O C A)	原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失については、地震によるスクラム後、逃がし安全弁の開放失敗による原子炉圧力上昇又は地震による直接的な荷重により格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリ配管が損傷に至ることを想定した事故シーケンスである。いずれの場合も原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷の規模や影響緩和系による事象収束可能性の評価が困難なため、保守的に E x c e s s i v e - L O C A 相当とし、炉心損傷に至る事故シーケンスとして整理している。	4.8E-10	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
e. 計装・制御系喪失	地震により計装・制御系が損傷した場合、プラントの監視及び制御ができなくなる可能性があること、発生時のプラント挙動に対する影響が現在の知見では明確でないことから、保守的に直接炉心損傷に至ることを想定した事故シーケンスである。	6.5E-10	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
f. 格納容器バイパス	格納容器バイパス事象は、常時開などの隔離弁に接続している配管が格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで、原子炉冷却材が流出する事象である。高温・高圧の原子炉冷却材が隔離不能な状態で格納容器外（原子炉建屋）へ流出し、原子炉建屋内の広範な影響緩和系に係る機器（電気品、計装品等）が機能喪失し、損傷の規模や影響緩和系による事象収束可能性の評価が困難なため、保守的に直接炉心損傷に至る事故シーケンスとして整理している。	3.3E-8	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
g. 防潮堤損傷	津波による防潮堤の損傷により、大規模な敷地内及び原子炉建屋内の浸水が発生することで、敷地内の施設・設備が広範囲にわたり損傷することを想定した事故シーケンスである。	5.3E-7	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

第1表 各事故シーケンスの対応の扱い (3/3)

事故シーケンスグループ	事象の想定	C D F (／炉年)	対応手順
h. 大破断 L O C A + 高圧 炉心冷却失敗 + 低圧炉 心冷却失敗	大破断 L O C A の発生により原子炉圧力容器から多量の冷却材が失われていく事象であり、極めて短時間のうちに多量の注水を開始しなければ炉心損傷を防止することができない事故シーケンスである。国内外の先進的対策を考慮しても、事象発生から極めて短時間のうちに多量の注水が可能な対策（インターロックの追設等）は確認できなかったことから、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとして整理している。 （格納容器破損防止対策が有効に機能することで、格納容器機能の維持に期待できる）	1.4E-12	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施することにより，格納容器雰囲気 の冷却及び除熱が可能であり，格納容器破 損及び放射性物質の異常な水準での敷地 外への放出の防止を図る。
i. 直流電源喪失 + 原子炉 停止失敗	直流電源又は交流電源の喪失と原子炉スクラムの失敗が重畳することにより，炉心損傷に至る事故シーケンスである。制御棒による原子炉停止に期待できない場合の代替の原子炉停止手段として，ほう酸水注入系を設けているが，直流電源又は交流電源の喪失によってほう酸水注入系が機能喪失に至ることから，炉心損傷に至る事故シーケンスである。	2.6E-8	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
j. 交流電源喪失 + 原子炉 停止失敗		1.4E-8	

第2表 炉心損傷後に格納容器バイパスに至る格納容器破損モードの対応の扱い

格納容器破損モード	事象の想定	C F F (／炉年)	対応手順
k．格納容器隔離失敗	<p>炉心が損傷した時点で、格納容器の隔離に失敗しており、格納容器の閉じ込め機能を喪失している事象を想定している。</p> <p>なお、現状の運転管理として定期試験時及び原子炉起動前における格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施しており、格納容器隔離失敗の発生を防止する処置を実施している。また、出力運転中は格納容器内を窒素置換し管理しているため、仮に格納容器からの漏えいが存在する場合でも、格納容器圧力の低下等により速やかに検知できる可能性が高いと考える。</p>	6.1E-10	<p>大規模損壊発生時の対応に含まれる。</p> <p>ただし、原子炉注水等による炉心損傷防止対策が有効である。</p>

大規模損壊発生時の対応

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズム発生時の 対応概要

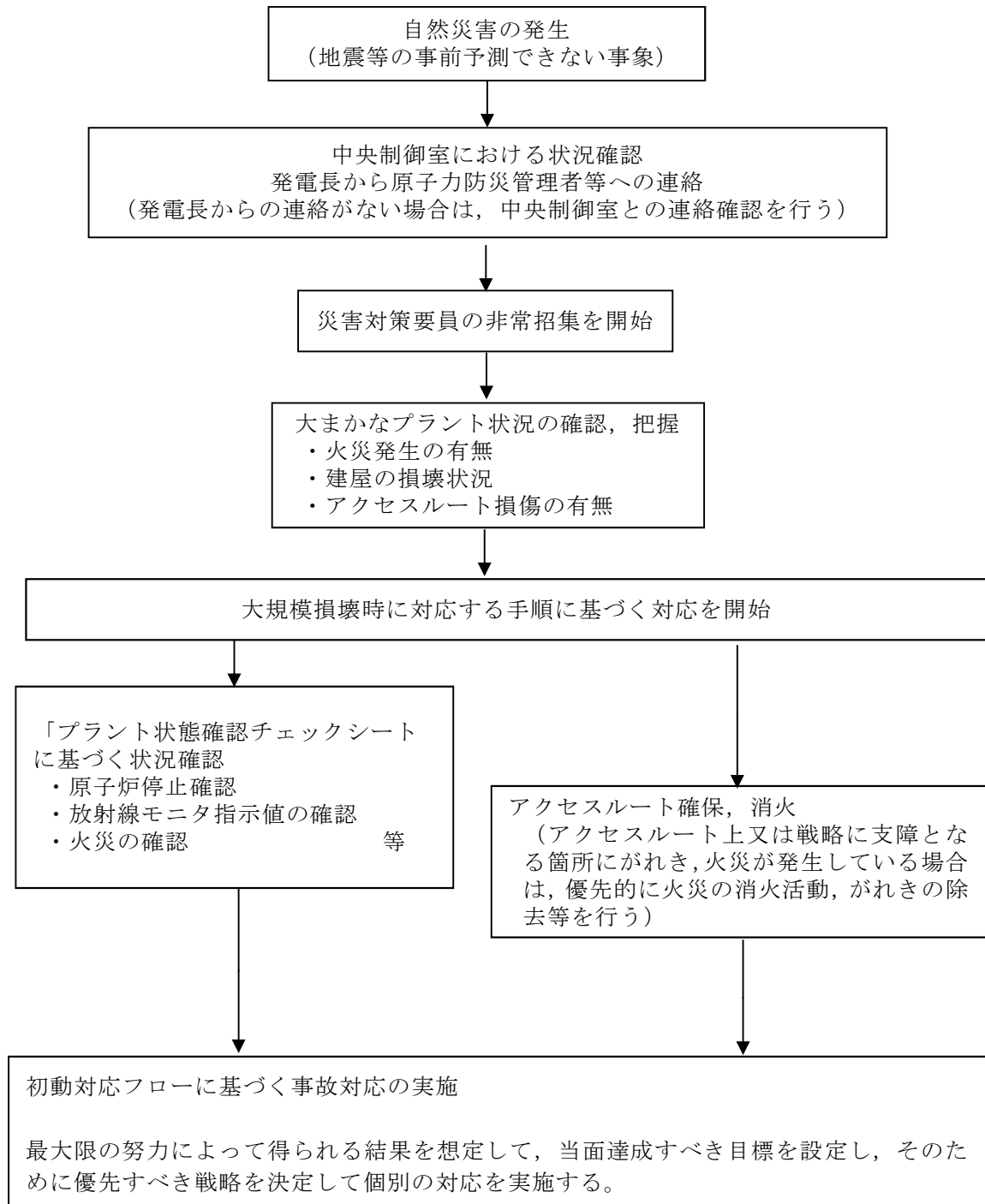
大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊発生時には、プラントの監視及び制御機能の喪失や航空機墜落等による大規模火災等の発生が想定され、このような状況において、初動対応を行う上で最も優先すべきはプラントの状況を把握することである。

このため、事象が発生した場合、災害対策本部は、中央制御室の状況、大まかなプラント状況の確認、把握を可能な範囲で行った後、速やかに「プラント状態確認チェックシート」を用いて、具体的にプラント被災状況、対応可能要員の把握等を行う。

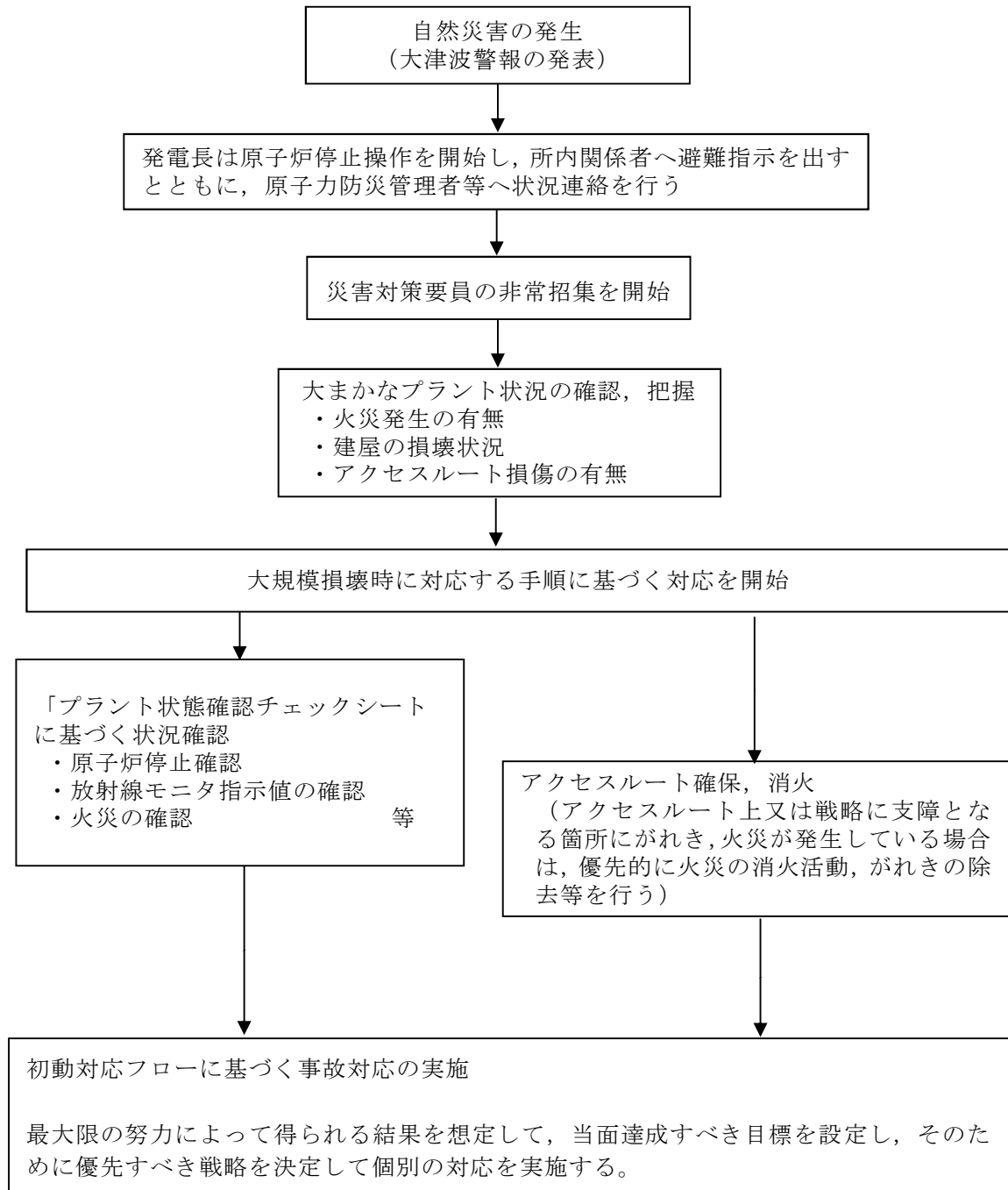
以下に、初期対応の概要、大規模損壊発生時対応フロー、プラント状態確認チェックシートを示す。

1. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突時の対応概要

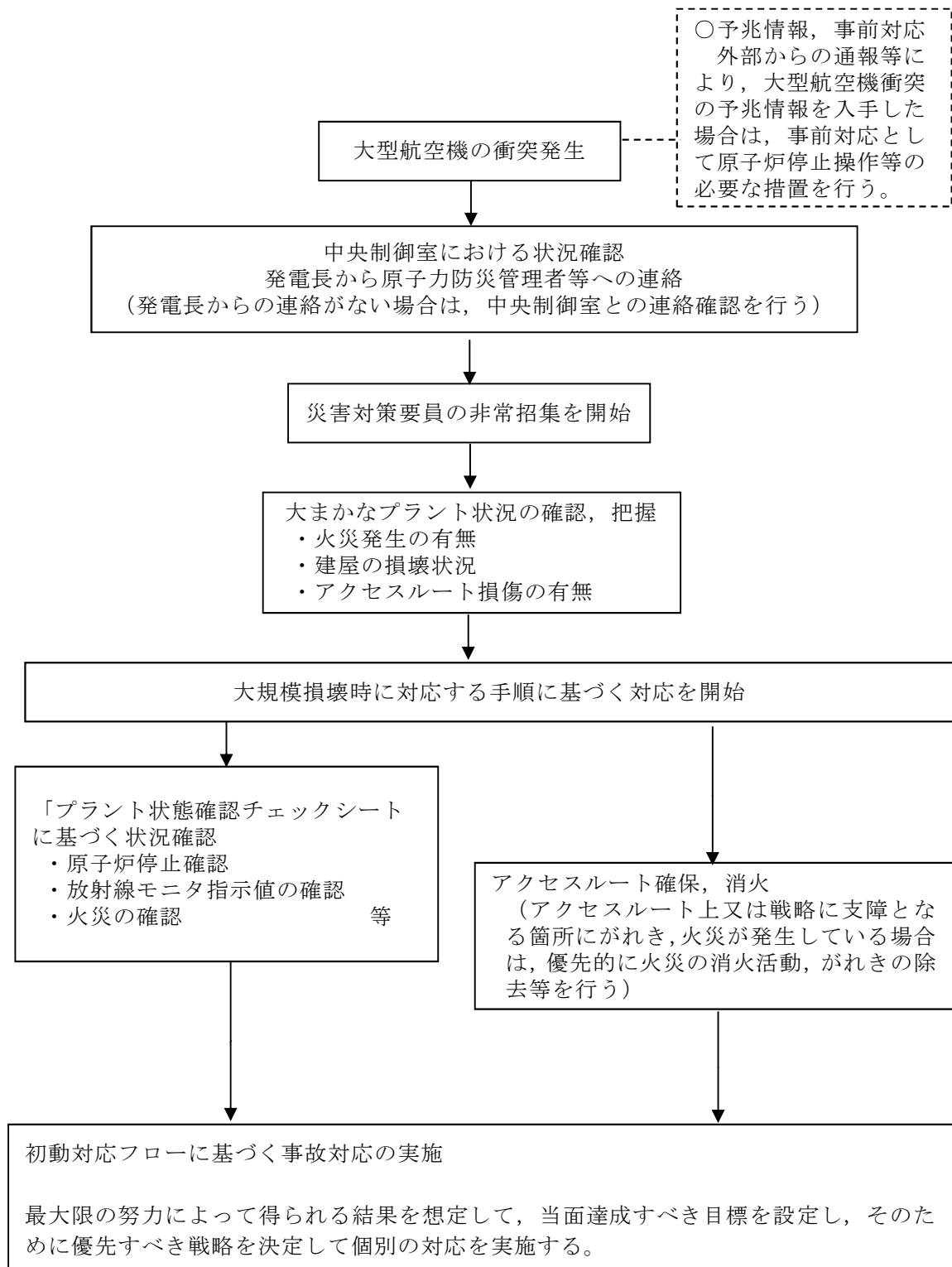
(1) 対応の全体フロー概略（地震等の事前予測ができない事象の場合）



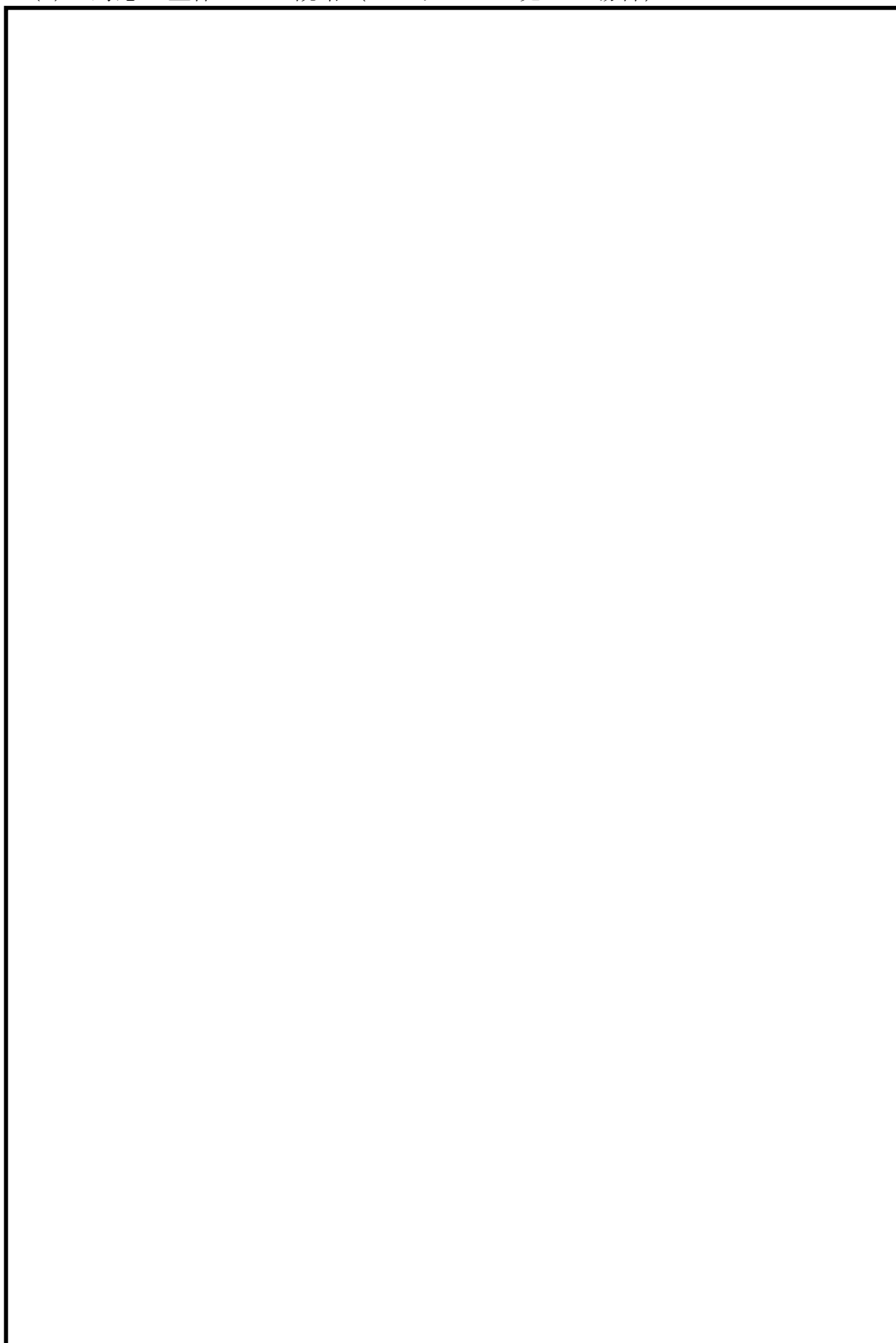
(2) 対応の全体フロー概略（大津波警報の発表（事前予測ができる事象）の場合）



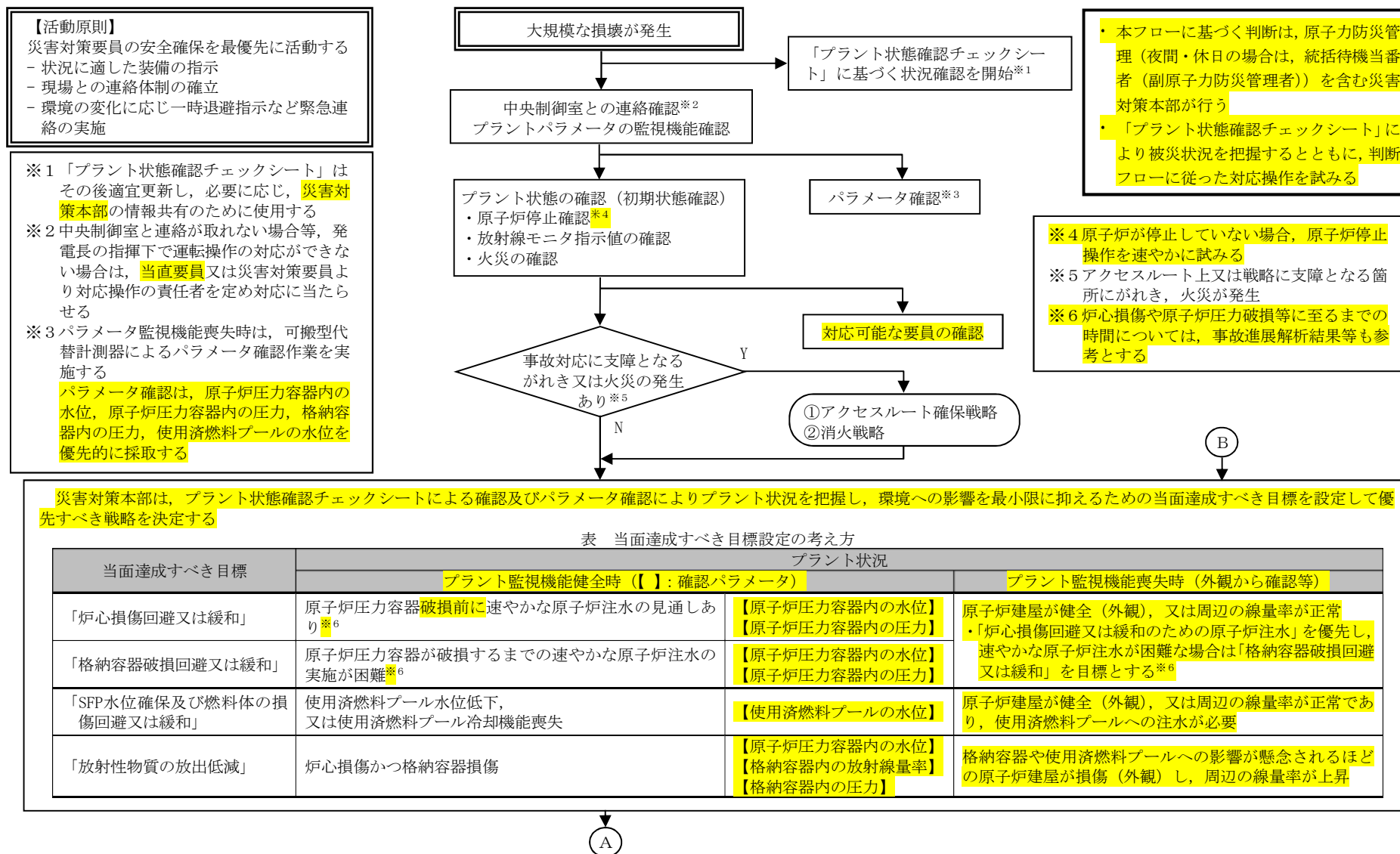
(3) 対応の全体フロー概略（大型航空機の衝突の場合）

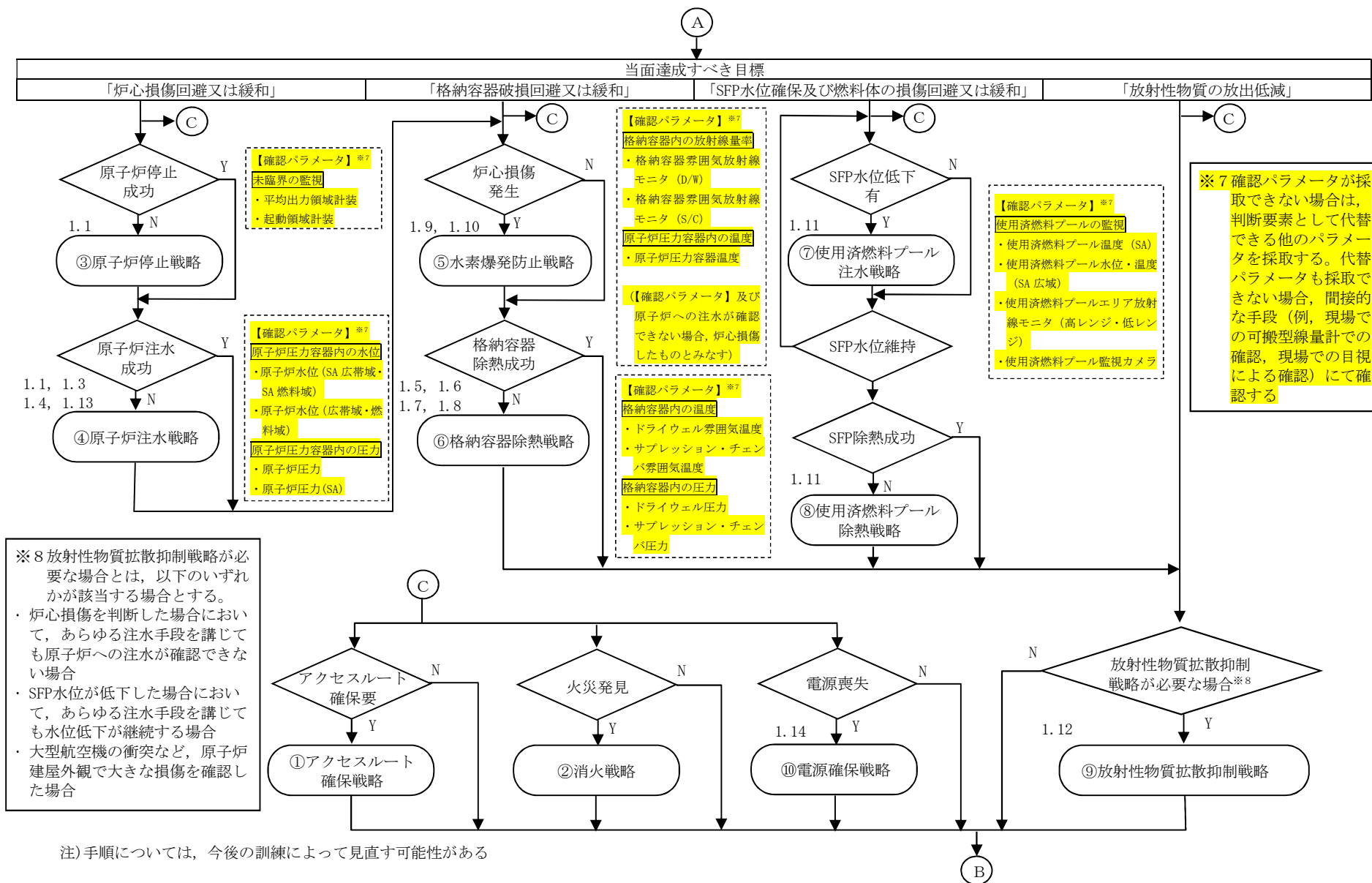


(4) 対応の全体フロー概略（テロリズムの発生の場合）



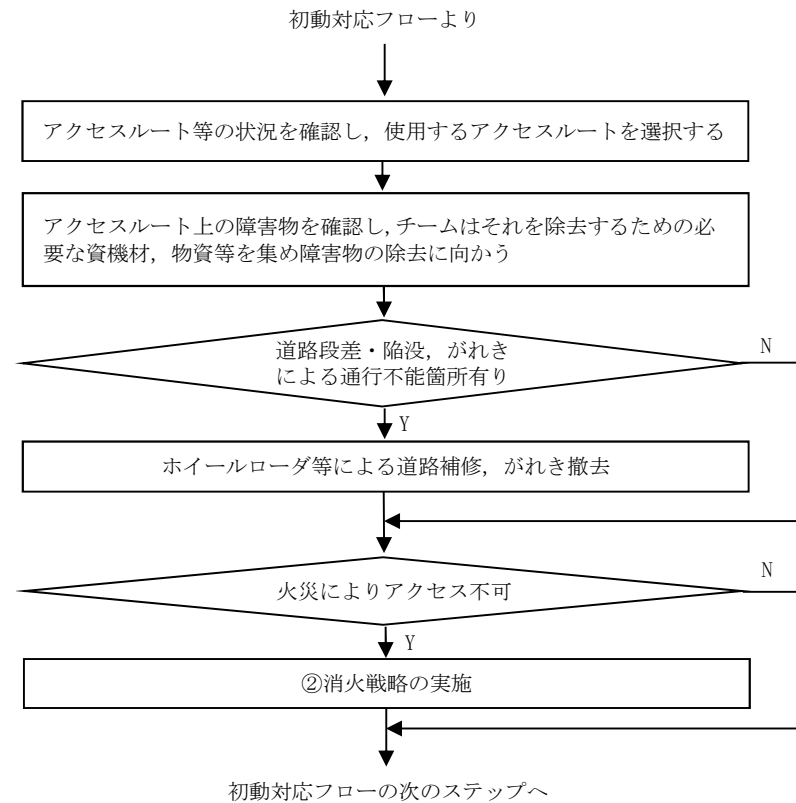
初動対応フロー





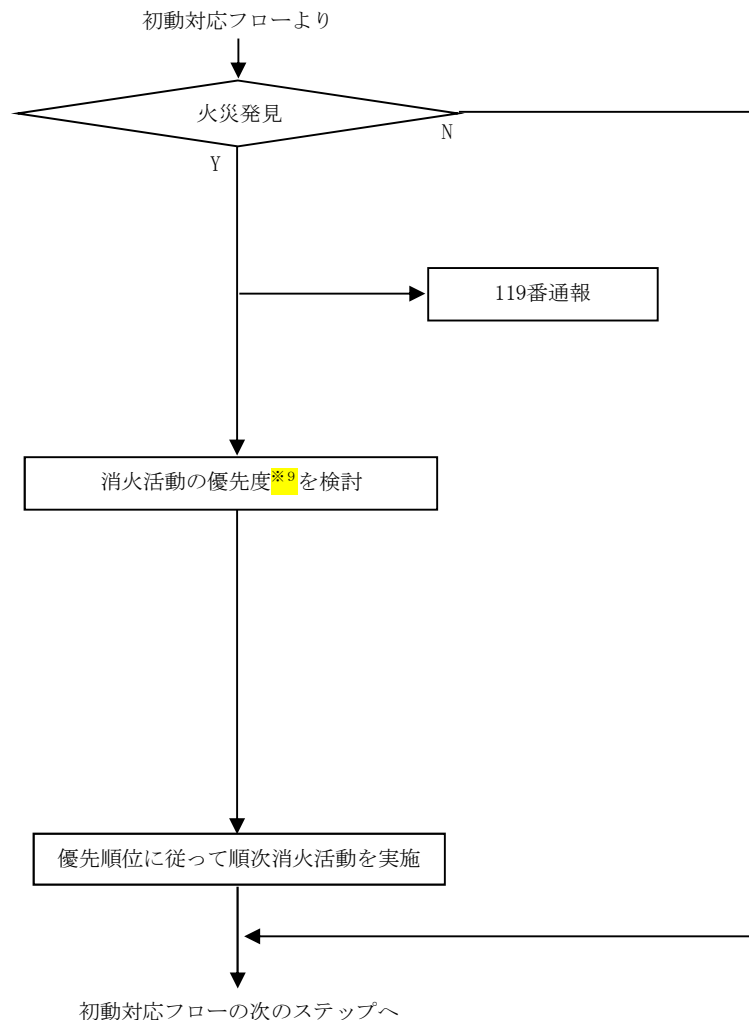
個別戦略フロー

① アクセスルート確保戦略



注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

② 消火戦略



注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

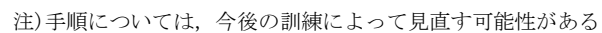
※9 消火活動の優先度

消火活動に当たっては、以下の区分けを基本に消火活動の優先度を判定し、優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。

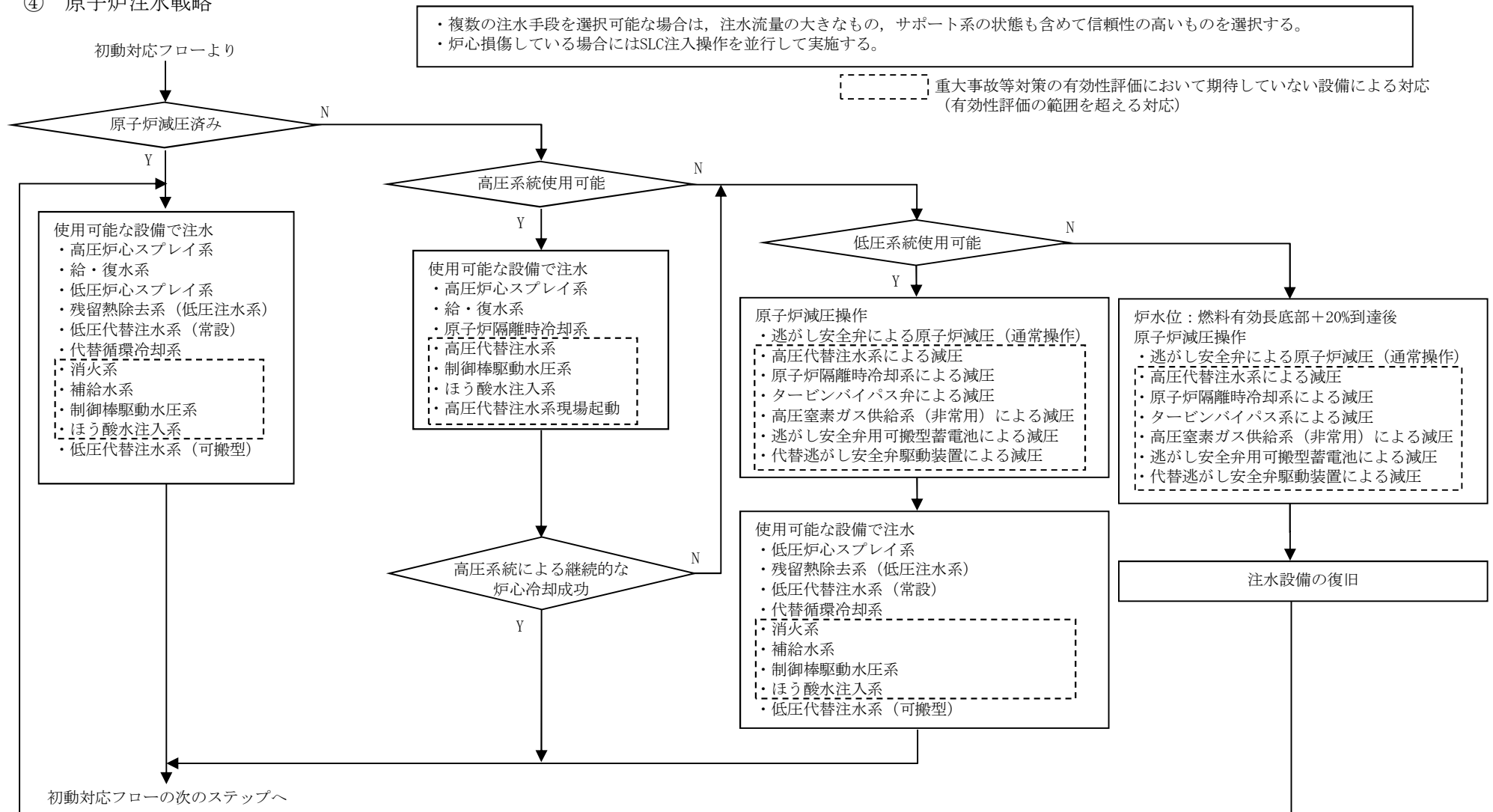
- (1) アクセスルート・活動場所の確保のための消火
 - ① アクセスルート確保
 - ② 車両及びホースルートの設置エリアの確保
(初期消火に用いる化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車等)
- (2) 原子力安全の確保のための消火
 - ③ 重大事故等対処設備が設置された建屋、放射性物質内包の建屋
 - ④ 可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保
 - ⑤ 放水砲及びホースルートの設置エリアの確保
- (3) 火災の波及性が考えられ、事故収束に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火
 - ⑥ 可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所の確保
- (4) その他火災の消火
(1)から(3)以外の火災は、対応可能な段階になってから、可能な範囲で消火する。

建屋内外ともに上記の考え方を基本に消火するが、大型航空機衝突による建屋内の大規模な火災時は、入域可能な状態になってから消火活動を実施する。

添付2.1.10-10



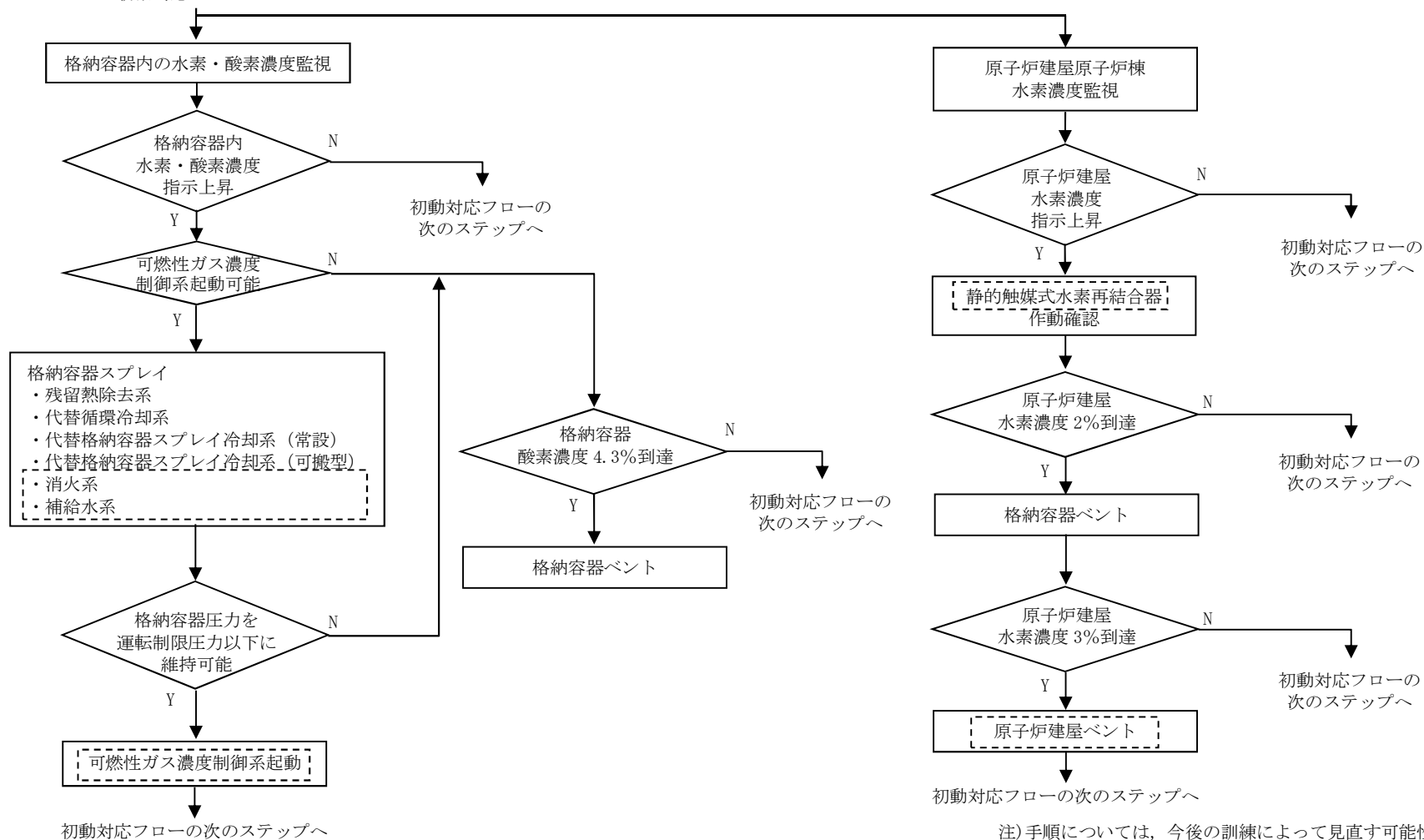
④ 原子炉注水戦略



⑤ 水素爆発防止戦略

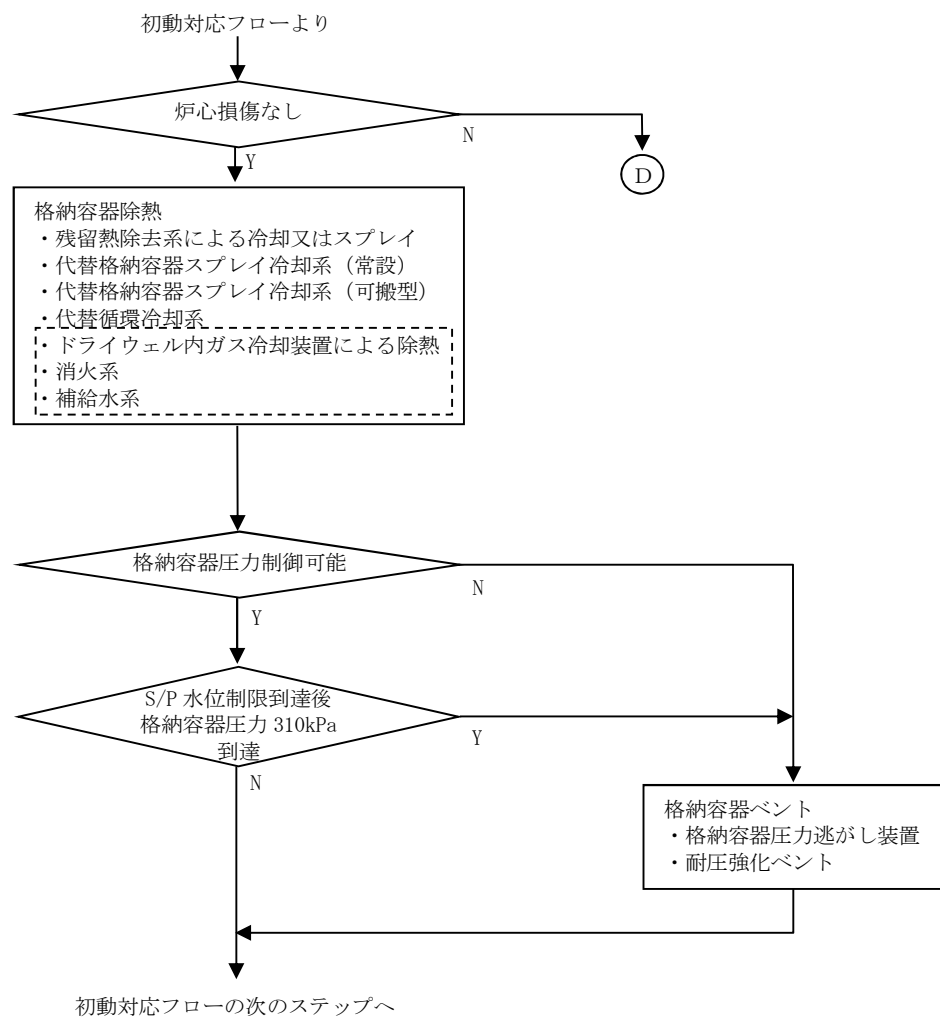
初動対応フローより

重大事故等対策の有効性評価において期待していない設備による対応
(有効性評価の範囲を超える対応)



添付 2.1.10-12

⑥-1 格納容器除熱戦略(炉心損傷前)

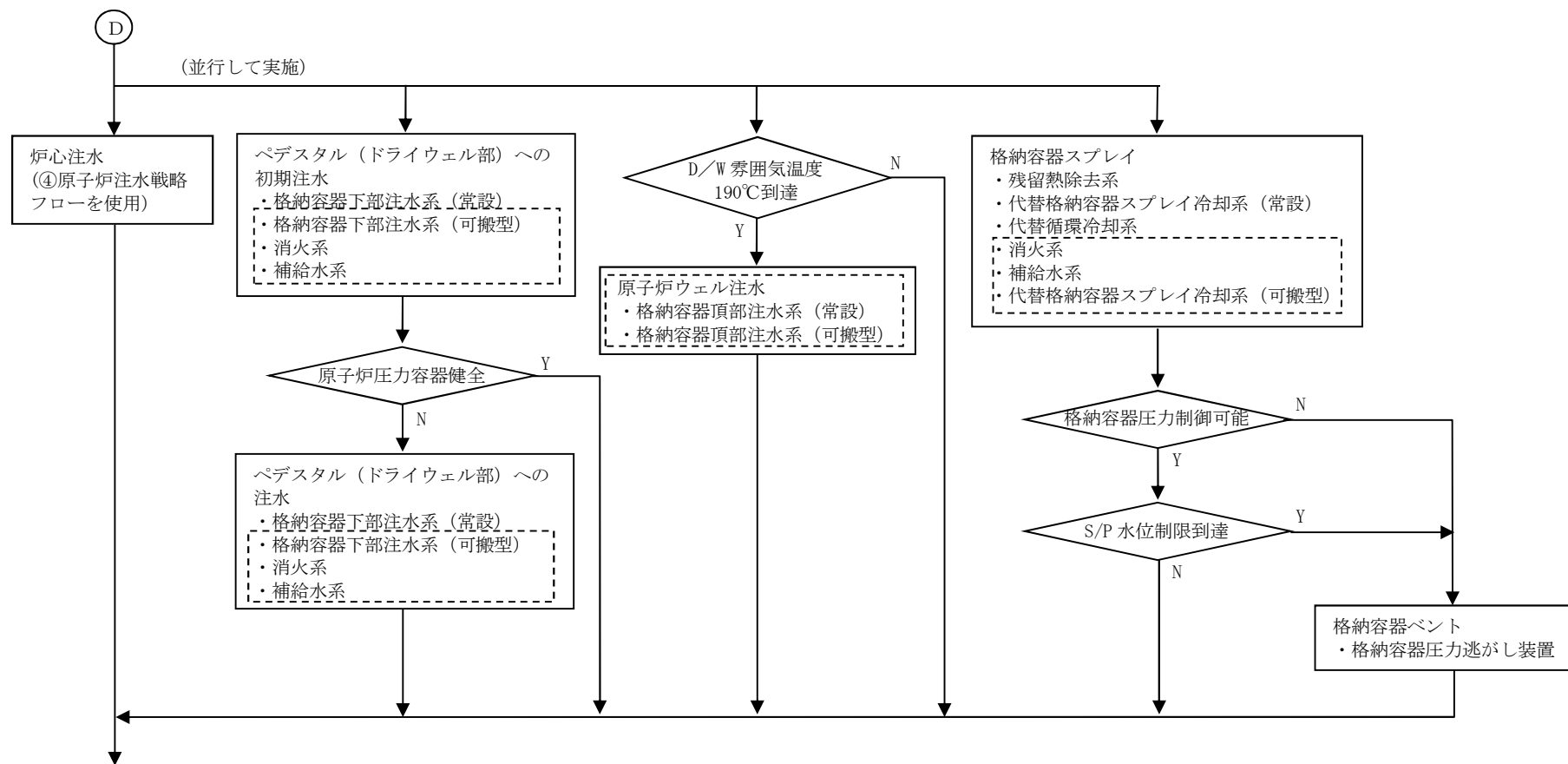


重大事故等対策の有効性評価において期待していない設備による対応
(有効性評価の範囲を超える対応)

注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

⑥-2 格納容器除熱戦略(炉心損傷後)

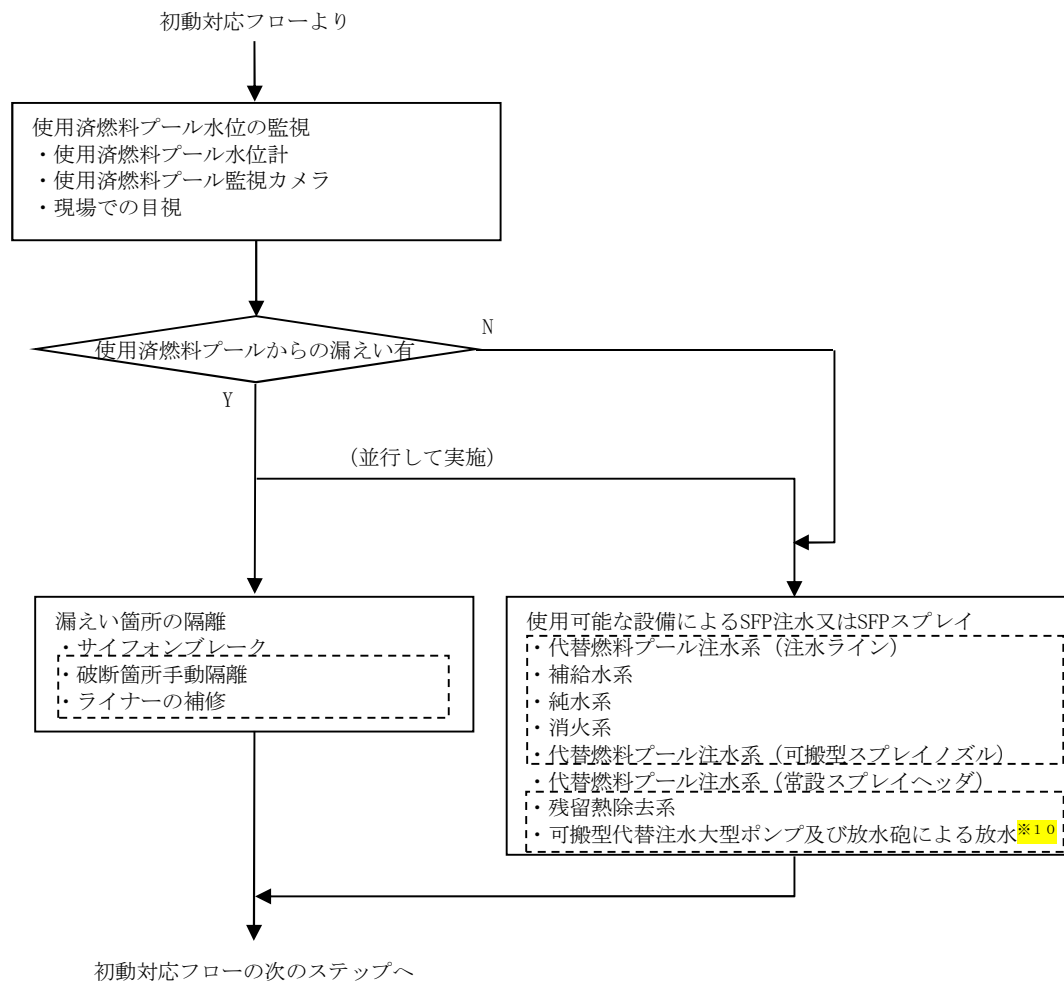
重大事故等対策の有効性評価において期待していない設備による対応
(有効性評価の範囲を超える対応)



初動対応フローの次のステップへ

注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

⑦ 使用済燃料プール注水戦略

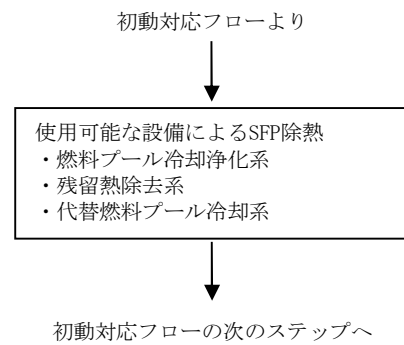


重大事故等対策の有効性評価において期待していない設備による対応
(有効性評価の範囲を超える対応)

※1.0 注水するための原子炉建屋の開口部がない場合は、ブローアウトパネルの開放を検討する

注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

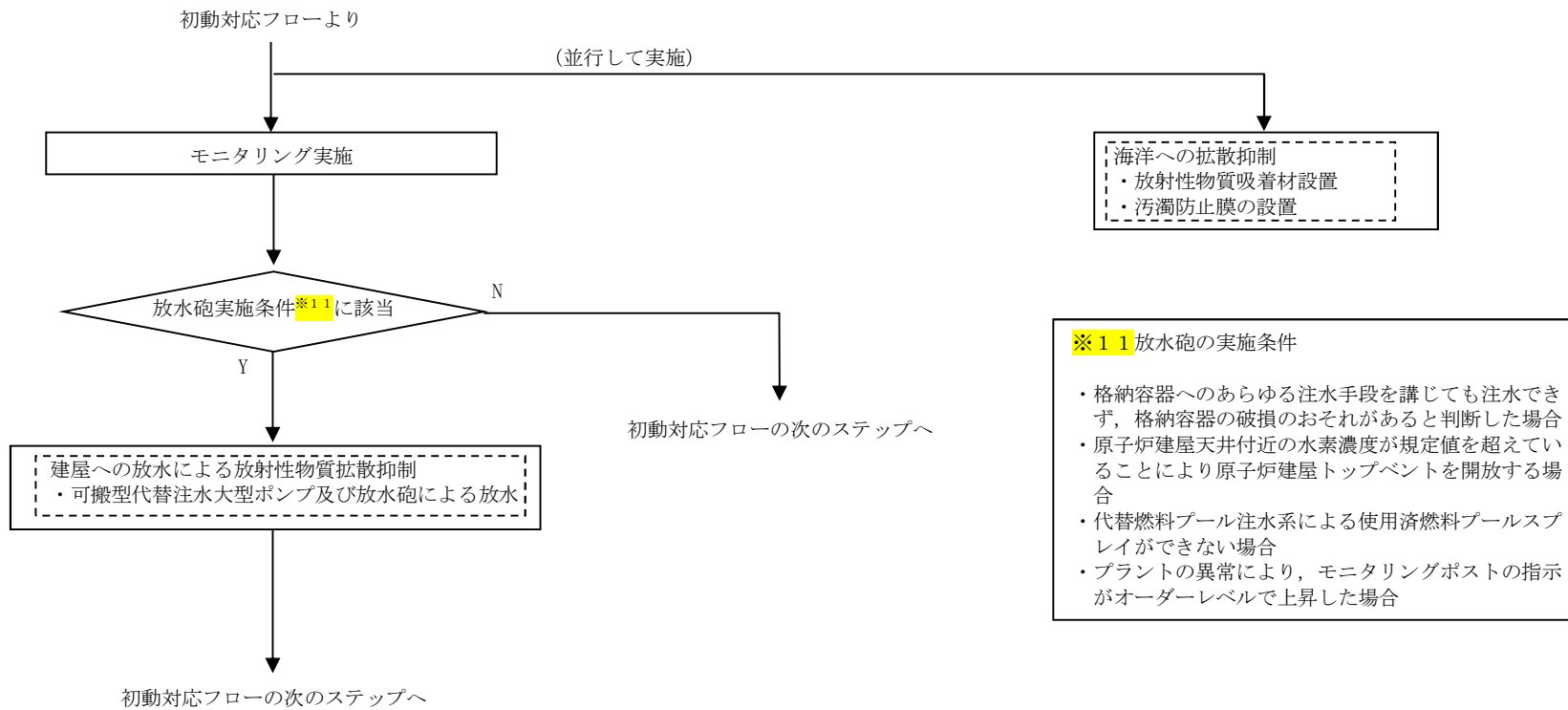
⑧ 使用済燃料プール除熱戦略



注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

⑨ 放射性物質拡散抑制のための戦略

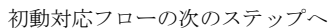
重大事故等対策の有効性評価において期待していない設備による対応
(有効性評価の範囲を超える対応)



注)手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

添付2.1.10-18

重大事故等対策の有効性評価において期待していない設備による対応
(有効性評価の範囲を超える対応)



注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

【注意事項】

1. チェックシートには、本部責任者の指示に基づき確認した情報又は各作業班の担当者が必要に応じ確認した情報を記載する。
2. 確認結果は、情報班に報告する。
3. 情報班は、報告された確認結果を取りまとめ、本部内に情報共有する。
4. 確認項目 1. ～ 3. 項の確認を最優先に実施し、その後その他の確認項目の確認を行う。
5. 建屋の損壊状況、周辺線量等、周囲の状況に十分注意しながらチェックし、チェック困難な場合には「不明」とする。
6. 動作可能及び使用可能は、外観、警報等で判断する。

1. 中央制御室との連絡及びパラメータの確認

確認者		確認日時	年	月	日	時	分
番号	項目	状態	備考				
1-1	中央制御室と連絡	連絡可能・連絡不可					
1-2	中央制御室でのパラメータ確認	確認可能・確認不可					
1-3	緊急時対策所でのパラメータ確認	確認可能・確認不可					

2. 原子炉停止及びモニタ指示確認

確認者		確認日時	年	月	日	時	分
番号	項目	状態	備考				
2-1	原子炉停止	成功・失敗・不明 (確認日時 / :)					
2-2	プロセスモニタ指示	上昇なし・上昇あり・不明					
2-3	エリアモニタ指示	上昇なし・上昇あり・不明					
2-4	屋外モニタ指示	上昇なし・上昇あり・不明					

3. 火災の確認

確認者		確認日時	年	月	日	時	分
番号	項目	状態	備考				
3-1	航空機燃料等による火災	火災あり・火災なし・不明					
3-2	上記以外の火災	火災あり・火災なし・不明					

4. 対応可能な要員の確認

確認者		確認日時	年	月	日	時	分
番号	項目※	要員数		備考			
4-1	原子力防災管理者（0名）	名					
4-2	副原子力防災管理者（1名）	名					
4-3	対応可能な当直要員数（7名）	名					
4-4	対応可能な災害対策要員数 （自衛消防隊を除く）（20名）	名					
4-5	対応可能な災害対策要員数 （自衛消防隊）（11名）	名					

※ カッコ内は夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）において必要な要員として発電所内に確保している人数

5. 通信設備の確認

確認者		確認日時	年	月	日	時	分
番号	項目	状態		備考			
5-1	T V会議システム （原子力防災ネットワーク）	使用可能・使用不可・不明					
5-2	T V会議システム（社内）	使用可能・使用不可・不明					
5-3	一斉通報装置	使用可能・使用不可・不明					
5-4	加入電話	使用可能・使用不可・不明					
5-5	I P電話（有線系）	使用可能・使用不可・不明					
5-6	I P電話（衛星系）	使用可能・使用不可・不明					
5-7	保安電話（固定型）	使用可能・使用不可・不明					
5-8	保安電話（携帯型）	使用可能・使用不可・不明					
5-9	衛星電話（固定型）	使用可能・使用不可・不明					
5-10	衛星電話（携帯型）	使用可能・使用不可・不明					
5-11	無線連絡設備（固定型）	使用可能・使用不可・不明					
5-12	無線連絡設備（携帯型）	使用可能・使用不可・不明					
5-13	携行型有線通話装置	使用可能・使用不可・不明					
5-14	I P－F A X	使用可能・使用不可・不明					
5-15	送受話器（ページング）	使用可能・使用不可・不明					
5-16	S P D S	使用可能・使用不可・不明					
5-17	社内L A N	使用可能・使用不可・不明					
5-18	F A X	使用可能・使用不可・不明					

6. 建屋等へのアクセス性確認

確認者		確認日時	年	月	日	時	分
番号	項目	状態	備考				
6-1	中央制御室へのアクセス	可能・不可・不明					
6-2	原子炉建屋へのアクセス	可能・不可・不明					
6-3	タービン建屋へのアクセス	可能・不可・不明					
6-4	サービス建屋へのアクセス	可能・不可・不明					
6-5	復水貯蔵タンク外部接続口	可能・不可・不明					
6-6	代替淡水貯水槽外部接続口	可能・不可・不明					
6-7	東側接続口	可能・不可・不明					
6-8	西側接続口	可能・不可・不明					
6-9	代替残留熱除去系海水系外部接続口	可能・不可・不明					
6-10	可搬型代替交流電源設備外部接続口	可能・不可・不明					
6-11	窒素発生装置外部接続口	可能・不可・不明					

※建屋又は接続口の損壊状態を含め、事故対応への支障の有無の観点から確認する。

7. 施設損壊状態確認

確認者		確認日時	年	月	日	時	分
番号	項目	状態	備考				
7-1	原子炉冷却材圧力バウンダリ	損傷あり・損傷なし・不明					
7-2	格納容器（D/W）	損傷あり・損傷なし・不明					
7-3	格納容器（S/C）	損傷あり・損傷なし・不明					
7-4	使用済燃料プール	損傷あり・損傷なし・不明					

8. 電源系統の確認

確認者		確認日時	年	月	日	時	分
番号	項目	状態	備考				
8-1	常設代替高圧電源装置	使用可能・使用不可・不明					
8-2	緊急用M/C	受電中・停電中・使用不可・不明					
8-3	緊急用P/C	受電中・停電中・使用不可・不明					
8-4	緊急用直流125V蓄電池	受電中・停電中・使用不可・不明					
8-5	外部電源	受電中・停電中・使用不可・不明					
8-6	緊急用電源切替盤	使用可能・使用不可・不明					
8-7	非常用ディーゼル発電機（2D）	運転中・待機中・使用不可・不明					
8-8	M/C 2D	受電中・停電中・使用不可・不明					
8-9	P/C 2D	受電中・停電中・使用不可・不明					
8-10	直流125V蓄電池2B	受電中・停電中・使用不可・不明					
8-11	非常用高圧母線（2E）	受電中・停電中・使用不可・不明					
8-12	非常用ディーゼル発電機（2C）	運転中・待機中・使用不可・不明					
8-13	M/C 2C	受電中・停電中・使用不可・不明					
8-14	P/C 2C	受電中・停電中・使用不可・不明					
8-15	直流125V蓄電池2A	受電中・停電中・使用不可・不明					
8-16	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	運転中・待機中・使用不可・不明					
8-17	M/C HPCS	受電中・停電中・使用不可・不明					
8-18	軽油貯蔵タンク	使用可能・使用不可・不明					
8-19	直流125V蓄電池HPCS	受電中・停電中・使用不可・不明					

9. 可搬型設備、資機材等の確認 (1/2)

確認者		確認日時	年	月	日	時	分
番号	項目	状態	備考				
9-1	可搬型代替注水大型ポンプ	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-2	送水ホース200A：3900m（1組）	使用可能・使用不可・不明	使用可能組数	組			
9-3	送水ホース250A：500m（1組）	使用可能・使用不可・不明	使用可能組数	組			
9-4	送水ホース300A：2000m（1組）	使用可能・使用不可・不明	使用可能組数	組			
9-5	大型ポンプ用送水ホース運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-6	可搬型代替低圧電源車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-7	ケーブル1組：360m	使用可能・使用不可・不明	使用可能組数	組			
9-8	可搬型ケーブル運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-9	可搬型整流器	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-10	可搬型整流器運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-11	可搬型スプレイノズル	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-12	送水ホース65A：20m／本	使用可能・使用不可・不明	使用可能本数	本			
9-13	高圧窒素ガスボンベ	使用可能・使用不可・不明	使用可能本数	本			
9-14	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	使用可能・使用不可・不明	使用可能個数	個			
9-15	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-16	送水ホース300A：2000m（1組）	使用可能・使用不可・不明	使用可能組数	組			
9-17	大型ポンプ用送水ホース運搬車（放水用）	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-18	放水砲	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-19	泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）1組：5,000L	使用可能・使用不可・不明	使用可能組数	組			
9-20	放水砲／泡消火薬剤運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-21	タンクローリー	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-22	汚濁防止膜	使用可能・使用不可・不明	使用可能量 約	m			
9-23	放射性物質吸着材	使用可能・使用不可・不明	使用可能量 約	kg			
9-24	汚濁防止膜／放射性物質吸着材運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-25	モニタリング船	使用可能・使用不可・不明	使用可能隻数	隻			
9-26	小型船舶運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			

9. 可搬型設備、資機材等の確認 (2/2)

確認者		確認日時	年	月	日	時	分
番号	項目	状態	備考				
9-27	ホイールローダ	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-28	窒素供給装置	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-29	油圧ショベル	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-30	ブルドーザ	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-31	可搬型代替注水中型ポンプ	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-32	送水ホース150A：2000m（1組）	使用可能・使用不可・不明	使用可能組数	組			
9-33	中型ポンプ用送水ホース運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-34	放水銃	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-35	水槽付消防ポンプ自動車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-36	化学消防自動車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-37	泡消火薬剤容器（消防用）1組：1,500L	使用可能・使用不可・不明	使用可能組数	組			
9-38	R H R S ポンプ用予備電動機	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-39	D G S W ポンプ用予備電動機	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-40	予備電動機運搬用トレーラー	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-41	予備電動機交換用クレーン	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-42	可搬型高圧窒素供給装置	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			
9-43	モニタリングカー	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数	台			

10. 常設設備の確認 (1/3)

確認者		確認日時	年	月	日	時	分
番号	項目	状態	備考				
10-1	常設高圧代替注水系ポンプ	運転中・待機中・使用不可・不明					
10-2	高圧炉心スプレイ系ポンプ	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明					
10-3	残留熱除去系ポンプ (C)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明					
10-4-1	残留熱除去系ポンプ (B) (低圧注水)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明					
10-4-2	残留熱除去系ポンプ (B) (D/Wスプレイ)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明					
10-4-3	残留熱除去系ポンプ (B) (S/P冷却)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明					
10-5	残留熱除去系海水ポンプ (B)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明					
10-6	残留熱除去系海水ポンプ (D)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明					
10-7	逃がし安全弁	使用可能・使用不可・不明					
10-8	低圧炉心スプレイ系ポンプ	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明					
10-9-1	残留熱除去系ポンプ (A) (低圧注水)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明					
10-9-2	残留熱除去系ポンプ (A) (D/Wスプレイ)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明					
10-9-3	残留熱除去系ポンプ (A) (S/P冷却)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明					
10-10	残留熱除去系海水ポンプ (A)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明					
10-11	残留熱除去系海水ポンプ (C)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明					
10-12	原子炉隔離時冷却系ポンプ	運転中・待機中・使用不可・不明					
10-13	制御棒駆動水ポンプ (A)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明					
10-14	制御棒駆動水ポンプ (B)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明					
10-15	ほう酸水注入ポンプ (A)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明					
10-16	ほう酸水注入ポンプ (B)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明					
10-17	ほう酸水貯蔵タンク	使用可能・使用不可・不明					
10-18	ほう酸水テストタンク	使用可能・使用不可・不明					
10-19	電動駆動給水ポンプ (A)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明					
10-20	電動駆動給水ポンプ (B)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明					
10-21	高圧復水ポンプ (A)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明					
10-22	高圧復水ポンプ (B)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明					
10-23	高圧復水ポンプ (C)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明					
10-24	低圧復水ポンプ (A)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明					

10. 常設設備の確認 (2/3)

確認者		確認日時	年	月	日	時	分
番号	項目	状態	備考				
10-25	低圧復水ポンプ (B)	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-26	低圧復水ポンプ (C)	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-27	原子炉補機冷却水系ポンプ (A)	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-28	原子炉補機冷却水系ポンプ (B)	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-29	原子炉補機冷却水系ポンプ (C)	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-30	タービン補機冷却水系ポンプ (A)	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-31	タービン補機冷却水系ポンプ (B)	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-32	タービン補機冷却水系ポンプ (C)	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-33	補機冷却海水ポンプ (A)	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-34	補機冷却海水系ポンプ (B)	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-35	補機冷却海水系ポンプ (C)	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-36	復水移送ポンプ (A)	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-37	復水移送ポンプ (B)	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-40	純水移送ポンプ (A)	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-41	純水移送ポンプ (B)	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-42	ディーゼル駆動消火ポンプ	運転中・停止中・使用不可・不明					
10-43	電動消火ポンプ	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-44	タービンバイパス系	使用可能・使用不可・不明					
10-45-1	常設低圧代替注水系ポンプ (低圧注水)	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-45-2	常設低圧代替注水系ポンプ (D/Wスプレイ)	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-45-3	常設低圧代替注水系ポンプ (ペDESTAL)	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-45-3	常設低圧代替注水系ポンプ (ウェル)	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-45-4	常設低圧代替注水系ポンプ (SFP)	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-46-1	代替循環冷却系ポンプ (低圧注水)	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-46-2	代替循環冷却系ポンプ (D/Wスプレイ)	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-47	格納容器圧力逃がし装置	使用可能・使用不可・不明					
10-48	格納容器内水素濃度 (S A)	使用可能・使用不可・不明					
10-49	格納容器内酸素濃度 (S A)	使用可能・使用不可・不明					

10. 常設設備の確認 (3/3)

確認者		確認日時	年	月	日	時	分
番号	項目	状態	備考				
10-50	耐圧強化ベント系	使用可能・使用不可・不明					
10-51	高圧窒素ガス供給系（非常用）	使用可能・使用不可・不明					
10-52	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	使用可能・使用不可・不明					
10-53	ドライウエル冷却送風機（A）	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-54	ドライウエル冷却送風機（B）	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-55	ドライウエル冷却送風機（C）	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-56	ドライウエル冷却送風機（D）	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-57	ドライウエル冷却送風機（E）	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-58	ドライウエル除湿冷却器（A）	使用可能・使用不可・不明					
10-59	ドライウエル除湿冷却器（B）	使用可能・使用不可・不明					
10-60	可燃性ガス濃度制御系再結合装置フロア（A）	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-61	可燃性ガス濃度制御系再結合装置（A）	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-62	可燃性ガス濃度制御系再結合装置フロア（B）	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-63	可燃性ガス濃度制御系再結合装置（B）	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-64	CAMS（A）	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-65	CAMS（B）	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-66	原子炉建屋水素濃度	使用可能・使用不可・不明					
10-67	静的触媒式水素再結合器	使用可能・使用不可・不明					
10-68	燃料プール冷却系ポンプ（A）	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-69	燃料プール冷却系ポンプ（B）	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-70	代替燃料プール冷却系ポンプ	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-71	代替燃料プール冷却系熱交換器	使用可能・使用不可・不明					
10-72	使用済燃料プール漏えい緩和資機材（シール材，ステンレス鋼板等）	使用可能・使用不可・不明					
10-73	常設代替海水取水設備	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-74	計装用空気圧縮機（A）	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-75	計装用空気圧縮機（B）	運転中・停止中・電源なし・ 使用不可・不明					
10-76	代替逃がし安全弁駆動装置	使用可能・使用不可・不明					

1 1. 水源の確認

確認者		確認日時	年	月	日	時	分
番号	項目	状態	備考				
11-1	淡水貯水池	使用可能・使用不可・不明					
11-2	サプレッション・プール	使用可能・使用不可・不明	水位	m			
11-3	復水貯蔵タンク	使用可能・使用不可・不明	水位	m			
11-4	代替淡水貯槽	使用可能・使用不可・不明	水位	m			
11-5	ろ過水貯蔵タンク	使用可能・使用不可・不明	水位	m			
11-6	多目的タンク	使用可能・使用不可・不明	水位	m			
11-7	純水タンク	使用可能・使用不可・不明	水位	m			
11-8	原水タンク	使用可能・使用不可・不明	水位	m			

大規模損壊発生時に使用する対応手順書及び設備一覧について

大規模損壊発生時に初動対応フローから選択する個別戦略の決定に当たっては、要員及び設備を含めた残存する資源から必要な手順等を確認し、有効な戦略を迅速かつ確実に選定する必要がある。

第1表に個別戦略において必要な対応操作、対応操作に必要な設備とその容量、準備開始から必要となるまでの時間、必要な要員数をまとめた表を示す。

また、第1図に大規模損壊発生時の対応手順書体系図を示す。

第 1 表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (1/12)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
① アクセスルート確保戦略	「状況確認とアクセスルート確保」	(1.0) (2.1)	<ul style="list-style-type: none"> ・ホイールローダ(保管場所:西側保管場所, 南側保管場所, 予備機置場)台数:5 台 ・ブルドーザ(保管場所: 南側保管場所)台数:1 台 ・油圧ショベル(保管場所: 南側保管場所)台数:1 台 	—	被災状況・規模により所要時間は変動	30 分	重大事故等対応要員 2 名
	「がれき撤去」			—		30 秒/12m	重大事故等対応要員 2 名
	「漂流物撤去」			—		3.3km/h	重大事故等対応要員 2 名
② 消火戦略	「消火活動」	(1.0) (2.1)	<ul style="list-style-type: none"> ・化学消防自動車(保管場所: 南側保管場所, 監視所付近)台数:2 台(容量:670L/min/台, 吐出圧力:1.0MPa) ・水槽付消防ポンプ自動車(保管場所: 西側保管場所, 監視所付近)台数:2 台(容量:168m³/h/台, 吐出圧力:0.85MPa) ・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）(保管場所: 西側保管場所, 南側保管場所, 予備機置場)台数:3 台(容量:1440m³/h/台, 吐出圧力:1.2MPa) ・放水砲(保管場所: :西側保管場所, 南側保管場所)台数:2 台 ・大型ポンプ用送水ホース運搬車（放水用）(保管場所: :西側保管場所, 南側保管場所)台数:2 台 ・放水砲／泡消火薬剤運搬車(保管場所: :西側保管場所, 南側保管場所)台数:2 台 	消火栓 取水箇所	—	—	自営消防隊員 9 名 重大事故等対応要員 8 名

注)本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する

第 1 表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (2/12)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
③ 原子炉停止戦略	○ 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）						
	「ほう酸水注入系起動操作」	(1.1)	・ほう酸水ポンプ台数:2台(容量:9.78m ³ /h/台, 揚程:870m) ・ほう酸水タンク台数:1台(容量:19.5m ³)	SLC タンク	—	中央操作	運転員 1名
	「代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作」		—	—	—	中央操作	運転員 1名
	「選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制操作」		—	—	—	中央操作	運転員 1名
	「スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ引き抜き操作」 (スクラム弁閉の場合)		—	—	—	中央操作	運転員 2名
	「計器用空気系の排気操作」		—	—	—	73分	運転員 中操 2名 現場 2名
	「原子炉スクラムリセット後の手動スクラム操作」 (スクラム弁閉の場合)		—	—	—	中央操作	運転員 1名
	「スクラム個別スイッチによる制御棒挿入操作」		—	—	—	128分	運転員 中操 2名 現場 2名
	「制御棒駆動水圧系の水圧確保後の、制御棒手動挿入操作」		—	—	—	329分	運転員 中操 2名 現場 2名
	「制御棒駆動水圧系の引抜配管ベント弁からの排水操作」		—	—	—	982分	運転員 中操 2名 現場 2名

注)本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する

第 1 表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (3/12)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
③ 原子炉停止戦略	「原子炉水位低下操作」	(1.1)	・電動機駆動原子炉給水ポンプ 台数:2 台(容量:2157.5m³/h/台, 揚程:762m) ・高圧復水ポンプ 台数:3 台(容量:3792m³/h/台, 揚程:365.8m) ・低圧復水ポンプ 台数:3 台(容量:3792m³/h/台, 揚程:94.5m)	復水器	－	中央操作	運転員 1名
			・制御棒駆動水ポンプ 台数:2 台(容量:46.3m³/h/台, 揚程:823m)	復水貯蔵タンク	－		
			・原子炉隔離時冷却系ポンプ 台数:1 台(容量:142m³/h/台, 揚程:869m) ・高圧炉心スプレイポンプ 台数:1 台(容量:1576.5m³/h/台, 揚程:196.6m)	復水貯蔵タンク サブ°レクションプール	－		
			○非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント），非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース），重大事故等対策要領				
④ 原子炉注水戦略	「高圧炉心スプレイ系による原子炉注水」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.13)	・高圧炉心スプレイポンプ台数:1 台(容量:1576.5m³/h/台, 揚程:196.6m)	復水貯蔵タンク サブ°レクションプール	－	中央操作	運転員 2名
	「給水系・復水系による原子炉注水」		・電動機駆動原子炉給水ポンプ 台数:2 台(容量:2157.5m³/h/台, 揚程:762m) ・高圧復水ポンプ 台数:3 台(容量:3792m³/h/台, 揚程:365.8m) ・低圧復水ポンプ 台数:3 台(容量:3792m³/h/台, 揚程:94.5m)	復水器	－	中央操作	運転員 2名
	「低圧炉心スプレイ系による原子炉注水」		・低圧炉心スプレイポンプ 台数:1 台(容量:1638.3m³/h/台, 揚程:169.5m)	サブ°レクションプール	－	中央操作	運転員 2名
	「低圧注水系による原子炉注水」		・残留熱除去系ポンプ 台数:3 台(容量:1691.9m³/h/台, 揚程:85.3m)	サブ°レクションプール	－	中央操作	運転員 2名
	「低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」		・常設低圧代替注水系ポンプ 台数:2 台(容量:200m³/h/台, 揚程:200m)	代替淡水貯槽	－	中央操作	運転員 2名

注)本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する

第 1 表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (4/12)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準 の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間 （目安）	必要人員 （目安）
④ 原子炉注水 戦略	「代替循環冷却系による原子炉注水」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.13)	・代替循環冷却系ポンプ 台数:1 台 (容量:200m ³ /h, 揚程:200m)	サブ [®] レッション プール	—	中央操作	運転員 2名
	「消火系による原子炉注水」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数:1 台(容 量:260m ³ /h/台, 揚程 90m)	ろ過水 貯蔵タンク	—	50分	運転員 中操 2名 現場 2名
	「補給水系による原子炉注水」		・復水移送ポンプ 台数:2 台(容量:145.4m ³ /h/ 台, 揚程:85.4m)	復水貯蔵 タンク	—	105分	運転員 中操 2名 現場 2名 重大事故等 対応要員 6名
	「制御棒駆動水圧系による 原子炉注水」		・制御棒駆動水ポンプ 台数:2 台(容 量:46.3m ³ /h/台, 揚程:823m)	復水貯蔵 タンク	—	中央操作	運転員 1名
	「ほう酸水注入系による原子 炉注水」		・ほう酸水ポンプ 台数:2 台(容量:9.78m ³ /h/ 台, 揚程:870m)	SLC タンク	注水開始	中央操作	運転員 1名
					継続注水 準備	60分	運転員 現場 2名
	「低圧代替注水系（可搬型） による原子炉注水」		・可搬型代替注水大型ポンプ(保管場所: 西側 保管場所, 南側保管場所, 予備機置場)台数:5 台(容量:1440m ³ /h/台, 吐出圧力:1.2MPa)	代替淡水 貯槽 淡水貯水 池 海水	系統構成を 中央操作で 実施する場 合	5時間 以内	運転員 中操 2名 重大事故等 対応要員 8名
					系統構成を 現場操作で 実施する場 合	5時間 以内	運転員 現場 2名 重大事故等 対応要員 10名
「原子炉隔離時冷却系によ る原子炉注水」	・原子炉隔離時冷却系ポンプ 台数:1 台(容 量:142m ³ /h/台, 揚程:869m)	復水貯蔵 タンク サブ [®] レッション プール	—	中央操作	運転員 1名		

注)本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する

第 1 表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (5/12)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
④ 原子炉注水戦略	「常設高圧代替注水系による原子炉注水」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.13)	・ 常設高圧代替注水系ポンプ 台数：1 台（容量：136m ³ /h/台，揚程：872m）	サプレッションプール	— 中央操作が実施できない場合	中央操作 58分	運転員 2名 運転員 中操 2名 現場 3名 重大事故等対応要員 1名
	「主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧」		・ 主蒸気逃がし安全弁 台数：18 台（自動減圧機能付 7 台）	—	—	中央操作	運転員 1名
	「常設高圧代替注水系による減圧」		・ 常設高圧代替注水系ポンプ 台数：1 台（容量：136m ³ /h/台，揚程：872m）	—	—	中央操作	運転員 1名
	「原子炉隔離時冷却系による減圧」		・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ 台数：1 台（容量：142m ³ /h/台，揚程：869m）	—	—	中央操作	運転員 1名
	「タービンバイパス弁による減圧」		・ タービンバイパス弁 台数：5 台	—	—	中央操作	運転員 1名
	「高圧窒素ガス供給系（非常用）による減圧」		・ 高圧窒素ガスポンペ 本数：20 本	—	—	281分	運転員 中操 2名 現場 2名
	「逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧」		・ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 体数：2 体	—	—	57分	運転員 2名
	「代替逃がし安全弁駆動装置による減圧」		・ 代替逃がし安全弁駆動装置	—	—	102分	運転員 中操 2名 現場 2名
	⑤ 水素爆発防止戦略		○ 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント），重大事故等対策要領				
「格納容器内水素・酸素濃度監視」		(1.9) (1.10)	・ 格納容器内水素濃度 (SA) ・ 格納容器内酸素濃度 (SA)	—	—	中央操作	運転員 1名
			・ 格納容器雰囲気モニタ	—	—	中央操作	

注)本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する

第 1 表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (6/12)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準 の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間 （目安）	必要人員 （目安）
⑤ 水素爆発 防止戦略	「格納容器圧力逃がし装置 による格納容器内の水素 ガス及び酸素ガスの排 出」	(1.9) (1.10)	・ 格納容器圧力逃がし装置 台数:1 台	—	—	60分	運転員 中操 2名 大事故等対 応要員 3名
	「残留熱除去系（格納容器 スプレー冷却系）による 格納容器スプレー」		・ 残留熱除去系ポンプ 台数:2 台(容 量:1691.9m ³ /h/台, 揚程:85.3m)	サブ [°] レッション プ [°] ール	—	中央操作	運転員 2名
	「代替循環冷却系による格 納容器スプレー」		・ 代替循環冷却系ポンプ 台数:1 台 (容量:200m ³ /h, 揚程:200m)	サブ [°] レッション プ [°] ール	—	中央操作	運転員 2名
	「代替格納容器スプレー冷 却系（常設）による格納 容器スプレー」		・ 常設低圧代替注水系ポンプ 台数:2 台(容 量:200m ³ /h/台, 揚程:200m)	代替淡水 貯槽	—	中央操作	運転員 2名
	「代替格納容器スプレー冷 却系（可搬型）による格 納容器スプレー」		・ 可搬型代替注水大型ポンプ(保管場所: 西側 保管場所, 南側保管場所, 予備機置場)台 数:5 台(容量:1440m ³ /h/台, 吐出圧 力:1.2MPa)	代替淡水 貯槽 淡水貯水 池 海水	系統構成 を中央操 作で実施 する場合	5時間 以内	運転員 中操 2名 重大事故等 対応要員 8名
					系統構成 を現場操 作で実施 する場合	5時間 以内	運転員 現場 1名 重大事故等 対応要員 11名
	「消火系による格納容器ス プレー」		・ ディーゼル駆動消火ポンプ 台数:1 台(容 量:260m ³ /h/台, 揚程 90m)	ろ過水貯 蔵タンク	—	53分	運転員 中操 2名 現場 2名
「補給水系による格納容器 スプレー」	・ 復水移送ポンプ 台数:2 台(容 量:145.4m ³ /h/台, 揚程:85.4m)	復水貯蔵 タンク	—	105分	運転員 中操 2名 現場 2名 重大事故等 対応要員 6名		

注)本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する

第 1 表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (7/12)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準 の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間 （目安）	必要人員 （目安）
⑤ 水素爆発 防止戦略	「可燃性ガス濃度制御系起動」	(1.9) (1.10)	・再結合装置，ブロワ 台数：2 台（容量：340Nm ³ /h/台）	—	—	3 時間 以内	運転員 1名
	「原子炉建屋ベントによる水素排出」		・原子炉建屋原子炉棟ベント弁	—	—	45 分	運転員 1名 重大事故等 対応要員 4 名
⑥-1 原子炉格 納容器除 熱戦略	○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース），重大事故等対策要領						
	「残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による冷却又はスプレイによる格納容器除熱」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8)	・残留熱除去系ポンプ 台数：2 台（容量：1691.9m ³ /h/台，揚程：85.3m）	サプレッション プール	—	中央操作	運転員 2名
	「代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ」		・常設低圧代替注水系ポンプ 台数：2 台（容量：200m ³ /h/台，揚程：200m）	代替淡水 貯槽	—	中央操作	運転員 2名
	「代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ」		・可搬型代替注水大型ポンプ（保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場）台数：5 台（容量：1440m ³ /h/台，吐出圧力：1.2MPa）	代替淡水 貯槽 淡水貯水 池 海水	系統構成 を中央操 作で実施 する場合	5時間 以内	運転員 中操 2名 重大事故等 対応要員 8名
					系統構成 を現場操 作で実施 する場合	5時間 以内	運転員 現場 1名 重大事故等 対応要員 11名
	「代替循環冷却系による格納容器除熱」		・代替循環冷却系ポンプ 台数：1 台（容量：200m ³ /h，揚程：200m）	サプレッション プール	—	中央操作	運転員 2名
	「ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器除熱」		・ドライウエル内ガス冷却装置 台数：5 台	—	—	中央操作	運転員 2名
	「消火系による格納容器スプレイ」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1 台（容量：260m ³ /h/台，揚程 90m）	ろ過水貯 蔵タンク	—	53分	運転員 中操 2名 現場 2名

注)本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する

第 1 表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (8/12)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準 の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間 （目安）	必要人員 （目安）
⑥-1 原子炉格納容器除熱戦略	「補給水系による格納容器スプレイ」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8)	・復水移送ポンプ 台数:2 台(容量:145.4m ³ /h/台，揚程:85.4m)	復水貯蔵 タンク	－	105分	運転員 中操 2名 現場 2名 重大事故等 対応要員 6名
	「格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱」		・格納容器圧力逃がし装置 台数:1 台	－	－	中央操作	運転員 2名
				－	現場操作 の場合	3 時間 以内	運転員 中操 2名 重大事故等 対応要員 3 名
	「耐圧強化ベントによる格納容器除熱」		－	－	－	中央操作	運転員 2 名
⑥-2 原子炉格納容器除熱戦略	○非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント），非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース），重大事故等対策要領						
	「格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル注水」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.9) (1.10)	・常設低圧代替注水系ポンプ 台数:2 台(容量:200m ³ /h/台，揚程:200m)	代替淡水 貯槽	－	中央操作	運転員 2 名
	「格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル注水」		・可搬型代替注水大型ポンプ(保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場) 台数:5 台(容量:1440m ³ /h/台，吐出圧力:1.2MPa)	代替淡水 貯槽 淡水貯水池 海水	－	5 時間 以内	運転員 2名 重大事故等 対応要員 8 名
	「消火系によるペデスタル注水」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数:1 台(容量:260m ³ /h/台，揚程 90m)	ろ過水貯蔵 タンク	－	47 分	運転員 中操 2名 現場 2名
	「補給水系によるペデスタル注水」		・復水移送ポンプ 台数:2 台(容量:145.4m ³ /h/台，揚程:85.4m)	復水貯蔵 タンク	－	101 分	運転員 中操 2名 現場 2名 重大事故等 対応要員 6 名

注)本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する

第 1 表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (9/12)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑥-2 原子炉格納容器除熱戦略	「格納容器頂部注水系（常設）によるウェル注水」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.9) (1.10)	・常設低圧代替注水系ポンプ 台数:2 台(容量:200m ³ /h/台, 揚程:200m)	代替淡水貯槽	—	中央操作	運転員 1 名
	「格納容器頂部注水系（可搬型）によるウェル注水」		・可搬型代替注水大型ポンプ(保管場所: 西側保管場所, 南側保管場所, 予備機置場) 台数:5 台(容量:1440m ³ /h/台, 吐出圧力:1.2MPa)	代替淡水貯槽 淡水貯水池 海水	—	5 時間以内	運転員 2 名 重大事故等 対応要員 8 名
	「残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイ」		・残留熱除去系ポンプ 台数:2 台(容量:1691.9m ³ /h/台, 揚程:85.3m)	サフレーション プール	—	中央操作	運転員 2 名
	「代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ」		・常設低圧代替注水系ポンプ 台数:2 台(容量:200m ³ /h/台, 揚程:200m)	代替淡水貯槽	—	中央操作	運転員 2 名
	「代替循環冷却系による格納容器スプレイ」		・代替循環冷却系ポンプ 台数:1 台(容量:200m ³ /h, 揚程:200m)	サフレーション プール	—	中央操作	運転員 2 名
	「消火系による格納容器スプレイ」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数:1 台(容量:260m ³ /h/台, 揚程 90m)	ろ過水貯蔵 タンク	—	53 分	運転員 中操 2 名 現場 2 名
	「補給水系による格納容器スプレイ」		・復水移送ポンプ 台数:2 台(容量:145.4m ³ /h/台, 揚程:85.4m)	復水貯蔵 タンク	—	105 分	運転員 中操 2 名 現場 2 名 重大事故等 対応要員 6 名
	「代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ」		・可搬型代替注水大型ポンプ(保管場所: 西側保管場所, 南側保管場所, 予備機置場) 台数:5 台(容量:1440m ³ /h/台, 吐出圧力:1.2MPa)	代替淡水貯槽 淡水貯水池 海水	系統構成を中央操作で実施する場合 系統構成を現場操作で実施する場合	5 時間以内 5 時間以内	運転員 中操 2 名 重大事故等 対応要員 8 名 運転員 現場 1 名 重大事故等 対応要員 11 名

注)本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する

第 1 表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (10/12)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑦ 使用済燃料プール注水戦略	○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）、重大事故等対策要領						
	「可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用したSFP注水」	(1.11) (1.12)	・可搬型代替注水大型ポンプ（保管場所：西側保管場所、南側保管場所、予備機置場） 台数：5 台（容量：1440m ³ /h/台，吐出圧力：1.2MPa）	代替淡水貯槽 淡水貯水池 海水	—	5時間以内	運転員 2名 重大事故等対応要員 8名
	「常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した SFP 注水」		・常設低圧代替注水系ポンプ 台数：2 台（容量：200m ³ /h/台，揚程：200m）	代替淡水貯槽	—	中央操作	運転員 2 名
	「補給水系による SFP 注水」		・復水移送ポンプ 台数：2 台（容量：145.4m ³ /h/台，揚程：85.4m）	復水貯蔵タンク	—	55 分	運転員 中操 2名 現場 2名
	「消火系による SFP 注水」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1 台（容量：260m ³ /h/台，揚程 90m）	ろ過水貯蔵タンク	—	2 時間以内	運転員 中操 2名 現場 2名
	「可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインノズル）を使用したSFP注水」		・可搬型代替注水大型ポンプ（保管場所：西側保管場所、南側保管場所、予備機置場） 台数：5 台（容量：1440m ³ /h/台，吐出圧力：1.2MPa）	代替淡水貯槽 淡水貯水池 海水	—	7時間以内	運転員 2名 重大事故等対応要員 8名
	「可搬型代替大型ポンプ及び放水砲による放水」		・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）（保管場所：西側保管場所、南側保管場所、予備機置場） 台数：5 台（容量：1440m ³ /h/台，吐出圧力：1.2MPa）	代替淡水貯槽 淡水貯水池 海水	—	6時間以内	重大事故等対応要員 8名

注)本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する

第 1 表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (11/12)

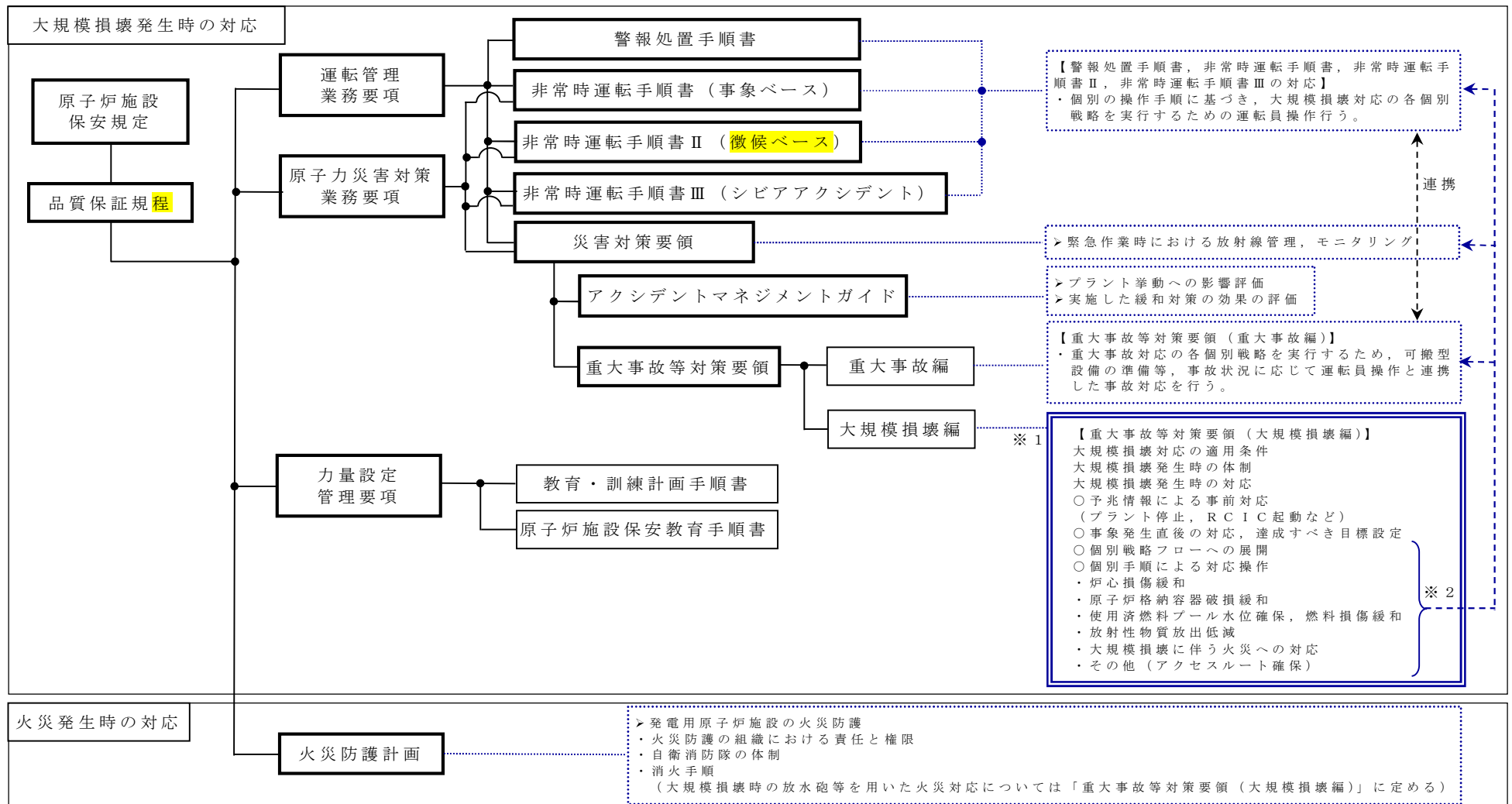
個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑦ 使用済燃料プール注水戦略	「サイフォンブレイク」	(1.11) (1.12)	—	—	—	—	—
	「破断箇所手動隔離操作」		—	—	—	—	—
	「ライナーの補修」		—	—	—	—	—
⑧ 使用済燃料プール除熱戦略	○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース），重大事故等対策要領						
	「代替燃料プール冷却系による SFP 除熱」	(1.11)	・緊急用海水系 台数：2台 ・代替燃料プール冷却系 台数：1 台	—	—	中央操作	運転員 2名
⑨ 放射性物質拡散抑制のための戦略	○重大事故等対策要領						
	「可搬型代替大型ポンプ及び放水砲による放水」	(1.12)	・可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）（保管場所：西側保管場所，南側保管場所，予備機置場）台数：3台（容量：1440m³/h/台，吐出圧力：1.2MPa）	代替淡水貯槽 淡水貯水池 海水	—	6時間以内	重大事故等対応要員 8名
	「汚濁防止膜の設置」		・汚濁防止膜	—	—	4 時間以内	重大事故等対応要員 6 名
	「放射性物質吸着材設置」		・放射性物質吸着材	—	—	70 分	重大事故等対応要員 3 名
⑩ 電源確保戦略	○非常時運転手順書（事象ベース）						
	「常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」	(1.14)	・常設代替高圧電源装置 台数：5 台	—	—	87 分	運転員 中操 2名 現場 2 名
	「可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電」		・可搬型代替交流電源設備 台数：4 台（500kVA/台，電圧 440V）	—	—	210分	運転員 中操 2名 現場 2名 重大事故等対応要員 6名

注)本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する

第 1 表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（12／12）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑩ 電源確保 戦略	「常設代替直流電源設備による給電による直流 125V 主母線盤 2 A・2 B への給電」	(1.14)	・ 常設代替直流電源設備	—	—	2時間	運転員 中操 2名 現場 2名
	「可搬型代替直流電源設備による直流 125V 主母線盤 2 A・2 B への給電」		・ 可搬型代替交流電源設備 台数:4台 (500kVA/台，電圧440V) ・ 可搬型整流器	—	—	190分	運転員 2名 重大事故等 対応要員 6名

注)本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する



※1：大規模損壊災害対策本部長又は発電長が適用条件を判断した場合に，重大事故等対策要領（大規模損壊編）を用いた緩和措置を講じる。

※2：個別戦略フローへの展開…使用可能な設備を加味し，初動対応フローに基づき事象進展に応じた対応を選定
個別手順による対応操作…上記により決定した対応操作を必要な各手順を用いて実施

第1図 大規模損壊発生時の対応手順書体系図

使用済燃料プール大規模漏えい時の対応について

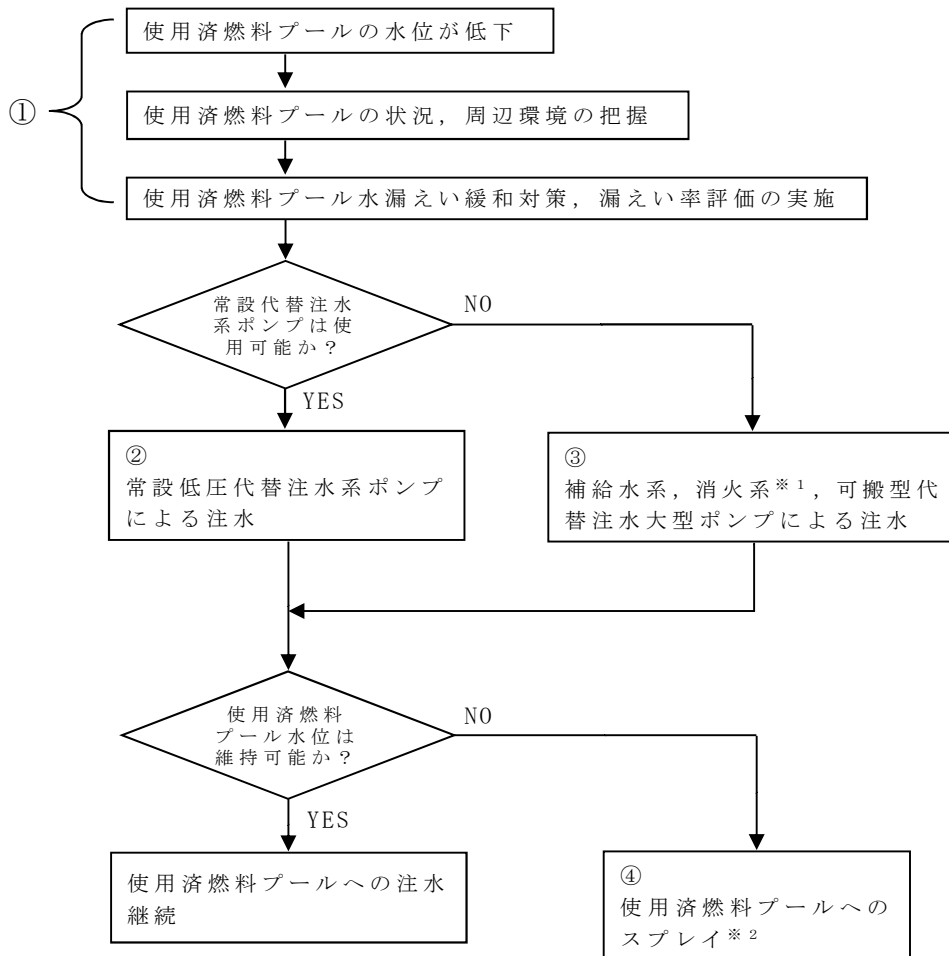
1. 使用済燃料プールにおける事故対応

使用済燃料プールに大規模漏えいが発生した場合における，優先順位に従った事故対応例について以下に示す。

- (1) 使用済燃料プールからの漏えいが発生した場合は，中央制御室から操作が可能であり，速やかな操作が可能である常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を行う。
- (2) (1)の操作により使用済燃料プール水位の維持ができない場合，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイを行う。
- (3) (1)，(2)による使用済燃料プール注水又は使用済燃料プールのスプレイを行えない場合，使用済燃料プールへのアクセスが可能であれば，準備から注水開始までの時間が比較的短い恒設設備（補給水系，消火系）による使用済燃料プール注水を行う。なお，消火系による使用済燃料プールへの注水は，消火系による消火を必要とする火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。
- (4) (3)による使用済燃料プールへの注水が行えない場合，使用済燃料プールへのアクセスが可能であれば，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水を行い，困難な場合は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を行う。

- (5) (3)又は(4)の操作により使用済燃料プール水位の維持ができない場合、使用済燃料プールへのアクセスが可能であれば、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイを行い、困難な場合は、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイを行う。
- (6) また、使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プール水位の維持ができない場合、(2)又は(5)の使用済燃料プールのスプレイと並行して、使用済燃料プールの漏えいを緩和するため、あらかじめ準備している漏えい緩和のための資機材を用いた手段により、使用済燃料プール内側からの漏えい緩和を行う。
- (7) 現場の被害状態により、(1)～(5)の操作による建屋内部からの使用済燃料プールへの注水、スプレイが困難な場合、可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲等を用いた建屋外部からの使用済燃料プールへの放水を行う。

2. 重大事故を想定した使用済燃料プールの監視対応フロー



※ 1：重大事故等へ対処するために消火が必要な火災が発生していないこと

※ 2：資機材等による漏えい緩和措置が有効な場合は実施する

第 1 図 使用済燃料プール水位低下時の監視対応フロー

第 1 表 各設備の監視機能

	計器名称	①	②	③	④
水位	使用済燃料プール水位（S A 広域）	○	○	○	○
温度	使用済燃料プール温度（S A 広域）	○	○	○	— ※ 3
	使用済燃料プール温度（S A）	○	○	○	— ※ 3
空間線量率	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）	○	○	○	— ※ 3
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）	—	—	○	○
状態監視	使用済燃料プール監視カメラ	○	○	○	— ※ 3

※ 3：使用済燃料プールからの漏えいにより，使用済燃料プールの水位が使用済燃料ラック上端の位置を超えて低下する場合，水位の低下量に応じて計測できなくなる場合がある。

3. 使用済燃料プールへの必要スプレイ流量について

使用済燃料プールへの注水（代替燃料プール注水系等による注水）によっても使用済燃料プール水位を維持できないような漏えいが生じた場合に実施する使用済燃料プールのスプレイ戦略について、使用済燃料プール内に保管されている照射済燃料の冷却に必要なスプレイ流量を算出する。

(1) 評価条件

- ・使用済燃料プール内の冷却水が流出して照射済燃料が全露出している状態を想定する。
- ・崩壊熱除去に必要なスプレイ流量を算出する。
- ・スプレイ水の温度は保守的に見積もっても 35℃であるが、顕熱冷却による効果は考慮せずに、保守的に飽和水（大気圧における）と仮定する。
- ・想定する崩壊熱は、第 2 表、第 3 表及び第 4 表に示すとおり、原子炉運転中（運転開始直後）と原子炉停止中（全炉心燃料取出後）の 2 ケースとする。

(2) 必要注水量の評価式

使用済燃料プールへの必要注水量は、崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸発量に等しいとして扱い、以下の式で評価した。評価結果を第 5 表に示す。

$$\Delta V / \Delta t = Q \times 10^3 \times 3,600 / (hfg \times \rho)$$

$$\Delta V / \Delta t : \text{必要注水量} [\text{m}^3 / \text{h}]$$

$$Q : \text{崩壊熱} [\text{MW}]$$

$$hfg : \text{飽和水蒸発潜熱} [\text{kJ} / \text{kg}] (= 2,257 \text{kJ} / \text{kg})$$

$$\rho : \text{注水密度} [\text{kg} / \text{m}^3] (= 958 \text{kg} / \text{m}^3)$$

第 2 表 崩壊熱評価条件

	原子炉運転中	原子炉停止中
照射期間／1 サイクル	14 ヶ月	14 ヶ月
冷却期間／1 サイクル	13 ヶ月	13 ヶ月
停止期間※ ¹	30 日	30 日
使用済燃料体数	1,486 体※ ²	1,486 体※ ³
定検時取出燃料体数	—	764 体※ ³
評価日	運転開始直後	原子炉停止 9 日後※ ⁴

※ 1 : 過去の定期検査における発電機解列から併入までの期間の実績よりも短い日数を設定した。

※ 2 : 使用済燃料プールの最大貯蔵量 (2,250 体) から 1 炉心分の燃料 (764 体) を除いた体数 (1,486 体) が貯蔵されているものとする。

※ 3 : 使用済燃料プールの最大貯蔵量 (2,250 体) の燃料が貯蔵 (前サイクルまで原子炉に装荷されていた取出燃料 (764 体) + 使用済燃料 (1,486 体)) されているものとする。

※ 4 : 過去の全燃料取出完了日の実績を踏まえ余裕を見た日数を設定した。

第 3 表 燃料取出スキーム（原子炉運転中）

使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料体数	崩壊熱 (MW)
8 サイクル冷却済燃料	8 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	142 体	0.047
7 サイクル冷却済燃料	7 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	0.059
6 サイクル冷却済燃料	6 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	0.064
5 サイクル冷却済燃料	5 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	0.072
4 サイクル冷却済燃料	4 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	0.085
3 サイクル冷却済燃料	3 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	0.110
2 サイクル冷却済燃料	2 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	0.161
1 サイクル冷却済燃料	1 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	0.283
定検時取出燃料	30 日	168 体	1.214
合計（使用済燃料及び定検時取出燃料）		1,486 体	2.095

第 4 表 燃料取出スキーム（原子炉停止中）

使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料体数	崩壊熱 (MW)
9 サイクル冷却済燃料	9 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	142 体	0.045
8 サイクル冷却済燃料	8 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	0.056
7 サイクル冷却済燃料	7 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	0.059
6 サイクル冷却済燃料	6 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	0.065
5 サイクル冷却済燃料	5 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	0.073
4 サイクル冷却済燃料	4 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	0.086
3 サイクル冷却済燃料	3 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	0.112
2 サイクル冷却済燃料	2 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	0.165
1 サイクル冷却済燃料	1 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	0.293
定検時取出燃料 5	9 日	92 体	1.089
定検時取出燃料 4	9 日	168 体	1.893
定検時取出燃料 3	9 日	168 体	1.800
定検時取出燃料 2	9 日	168 体	1.714
定検時取出燃料 1	9 日	168 体	1.608
合計（使用済燃料及び定検時取出燃料）		2,250 体	9.058

第 5 表 東海第二発電所において必要なスプレイ流量

	原子炉運転中	原子炉停止中
崩壊熱	2.1 [MW]	9.1 [MW]
必要なスプレイ流量	3.50 [m ³ /h]	15.16 [m ³ /h]
	約 15.4 [gpm]	約 66.7 [gpm]

(3) まとめ

東海第二発電所の使用済燃料プール内にある照射済燃料の冷却に必要なスプレイ流量を評価した。

この結果，使用済燃料プールの熱負荷が最大となるような組合せで照射済燃料を貯蔵した場合でも，崩壊熱除去に必要なスプレイ流量は約 $15.2\text{m}^3/\text{h}$ となった。

東海第二発電所で配備している可搬型スプレイ設備（使用済燃料プールスプレイノズル（3 台），可搬型代替注水大型ポンプ）の流量は約 $50\text{m}^3/\text{h}$ であり，使用済燃料プール内にある照射済燃料はスプレイにより冷却可能である。また，NEI06-12 の使用済燃料プールスプレイ要求において示されている必要流量 200gpm（約 $45.4\text{m}^3/\text{h}$ ）を上回る流量になっている。

4. 使用済燃料プール水の大規模漏えい時の未臨界性評価

東海第二発電所の使用済燃料プールでは、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに燃料を貯蔵する。使用済燃料プールには、通常は限られた体数の新燃料と照射済燃料を貯蔵するが、臨界設計では、新燃料及びいかなる燃焼度の照射済燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率が 1.30 となる燃料を用いて評価している。また、使用済燃料プール水温、ラック製造公差、ボロン添加率、ラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。未臨界性評価の基本計算条件を第 6 表に、計算体系を第 2 図に示す。

仮に使用済燃料プール水が沸騰又は喪失状態となり、使用済燃料プールのスプレイ設備が作動する状態となった場合には、使用済燃料プールの水密度が減少することにより、ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し、実効増倍率を低下させる効果が生じる。一方、ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため、隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり、実効増倍率を増加させる効果が生じる。

低水密度状態を想定した場合の使用済燃料プールの実効増倍率は上記の 2 つの効果のバランスにより決定されるため、ラックの材質・ピッチの組合せによっては通常の冠水状態と比較して未臨界性評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで、東海第二発電所の使用済燃料プールにおいて水密度を一様に $1.0 \sim 0.0 \text{ g/cm}^3$ と変化させて実効増倍率を計算したところ、中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により、実効増倍率を増加させる効果がある隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑

制されることから，第 3 図に示すとおり，水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。このため，水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることとなる。

なお，解析には，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）が米国原子力規制委員会（NRC）の原子力関連許認可評価用として作成したモンテカルロ法に基づく 3 次元多群輸送計算コードであり，米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されている SCALE システムを用いた。

第 6 表 未臨界性評価の基本計算条件

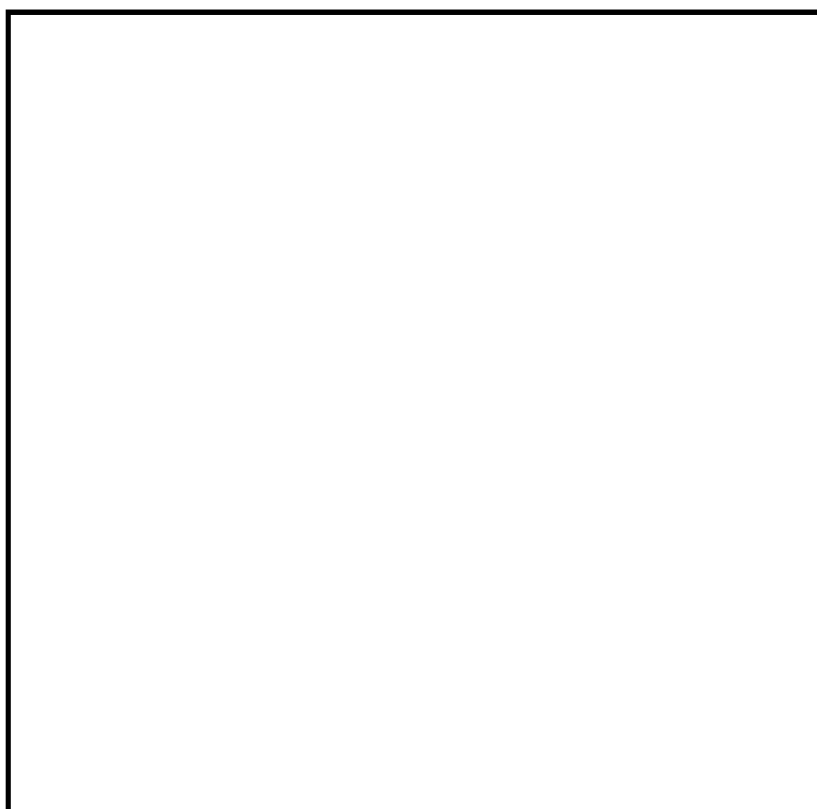
	項目	仕様
燃料仕様	燃料種類	9 × 9 燃料 (A 型)
	U ²³⁵ 濃縮度	<input type="text"/> wt% ※ 1
	ペレット密度	理論密度の 97%
	ペレット直径	0.96 cm
	被覆管外径	1.12 cm
	被覆管厚さ	0.71 mm
	燃料有効長	3.71m
使用済燃料ラック	ラックタイプ	キャン型
	ラックピッチ	<input type="text"/> mm
	材料	ボロン添加ステンレス鋼
	ボロン濃度	<input type="text"/> wt% ※ 2
	板厚	<input type="text"/> mm
	内のり	<input type="text"/> mm

※ 1 : 未臨界性評価用燃料集合体 ($k_{\infty} = 1.3$ 未燃焼組成, Gd なし)

※ 2 : ボロン濃度の解析使用値は, 製造公差下限値とする。



第 2 図 角管型ラックの計算体系



第 3 図 実効増倍率の水密度依存性

5. 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）について

代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）によるスプレイは、使用済燃料プールにアクセスすることなくスプレイできるように、スプレイヘッダ 1 台を使用済燃料プール近くに常時設置する。本スプレイヘッダ 1 台は、燃料損傷を緩和するとともに、スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により、環境への放射性物質放出を可能な限り低減することが可能な設計とする。

放水砲の設置場所及び使用方法等について

1. 放水砲による具体的なプラント事故対応

(1) 放水砲による放射性物質の拡散抑制，大規模な火災の消火活動の具体的な対応例

①放水砲の使用の判断

次のいずれかに該当する場合又はそのおそれのある場合は，放水砲を使用する。

- ・ 格納容器へあらゆる注水手段を講じても注水できず，格納容器の破損のおそれがあると判断した場合。
- ・ 原子炉建屋天井付近の水素濃度が規定値を超えていることにより原子炉建屋トップベントを開放する場合。
- ・ 代替燃料プール注水系による使用済燃料プールのスプレイができない場合。
- ・ プラントの異常により，モニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合。
- ・ 航空機燃料火災が発生した場合。

②放水砲の設置位置の判断

放水砲の設置位置として，放射性物質の拡散抑制の場合は予め設置位置候補を複数想定しているが，現場からの情報（風向き，損傷位置（高さ，方位））等を勘案し，災害対策本部長が総合的に判断して，適切な位置からの放水を重大事故等対応要員へ指示する。

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

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

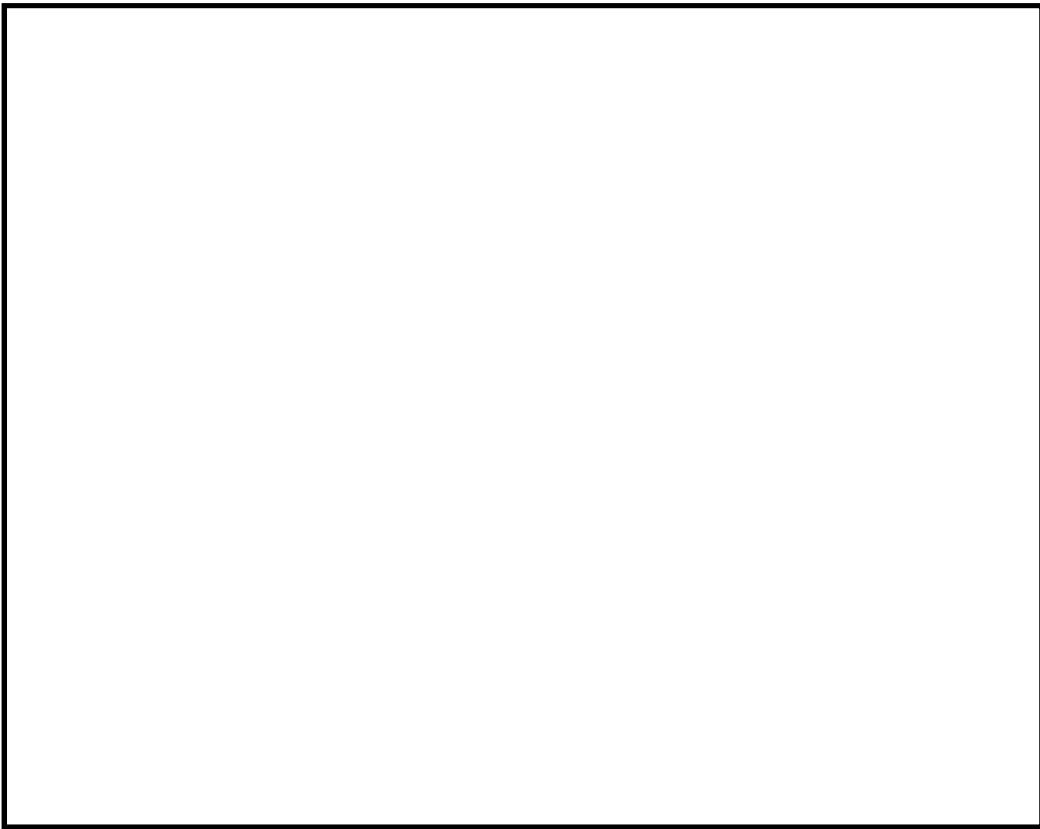
前述のとおり，放水砲は状況に応じて適切な場所に設置する。原子炉建屋中心から約80mの範囲内に放水砲を仰角60°以上（泡消火放水の場合は，原子炉建屋中心から約50mの範囲内に放水砲を仰角70°以上）で設置すれば，原子炉建屋トップ（屋根トラス）まで放水することができることから，格納容器又は使用済燃料プールへの放水は十分に可能である。

また，海水取水箇所については複数箇所を想定するとともに，ホースの敷設ルートについても，そのときの被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数のアクセスルートを確保し，複数のアクセスルートを想定した手順及び設備構成とする。

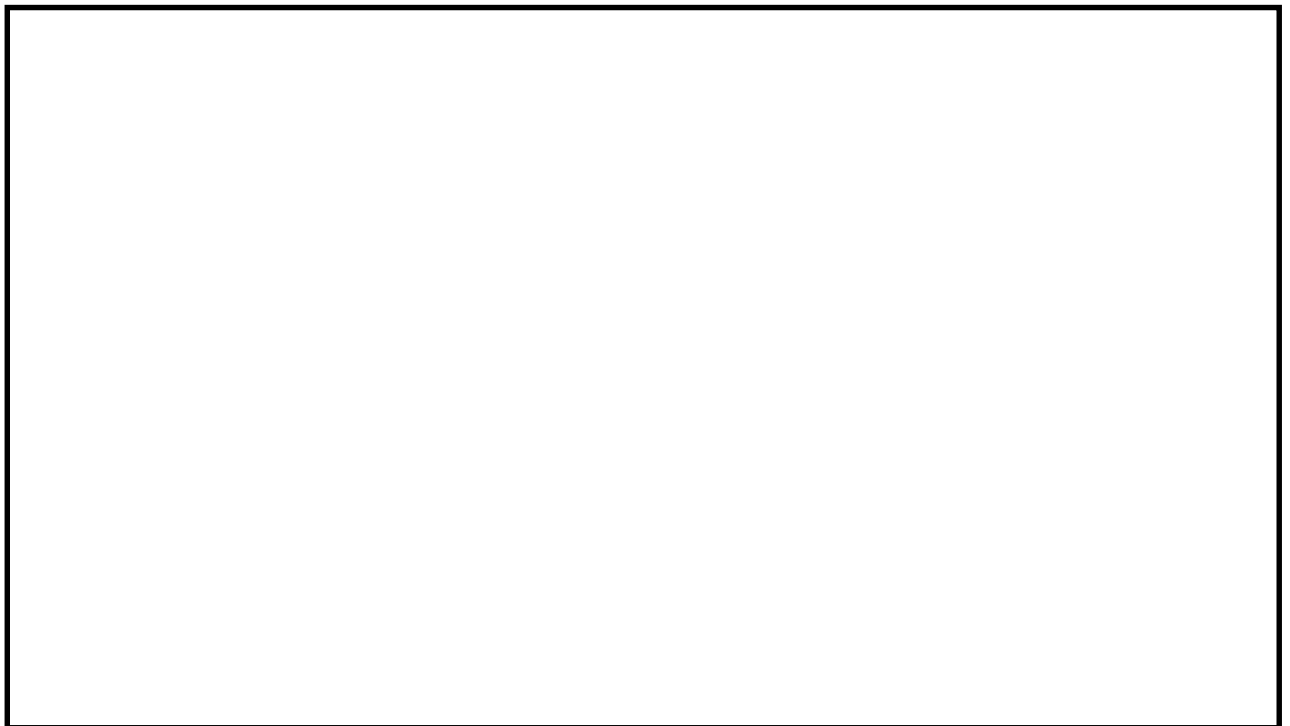
なお，放射性物質の拡散抑制の場合は，放射性物質を含む汚染水が雨水排水の流路等を通して海へ流れることを想定し放射性物質吸着材汚濁防止膜を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。

2. 放水砲の設置位置について

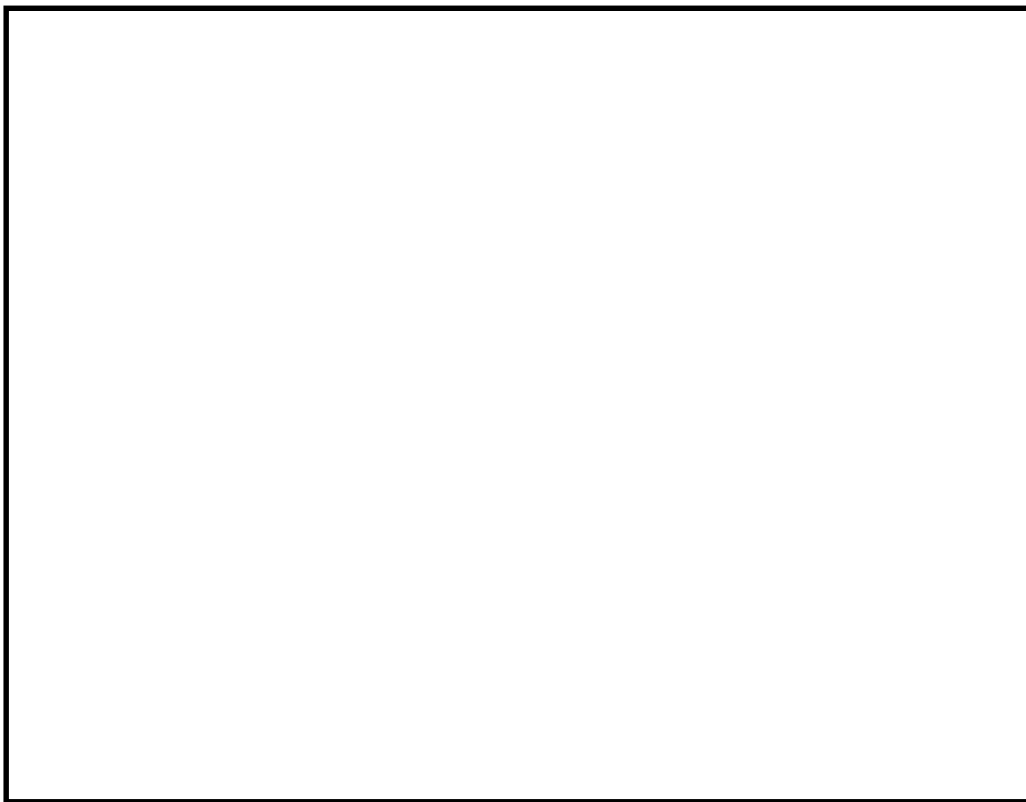
(1) 海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合



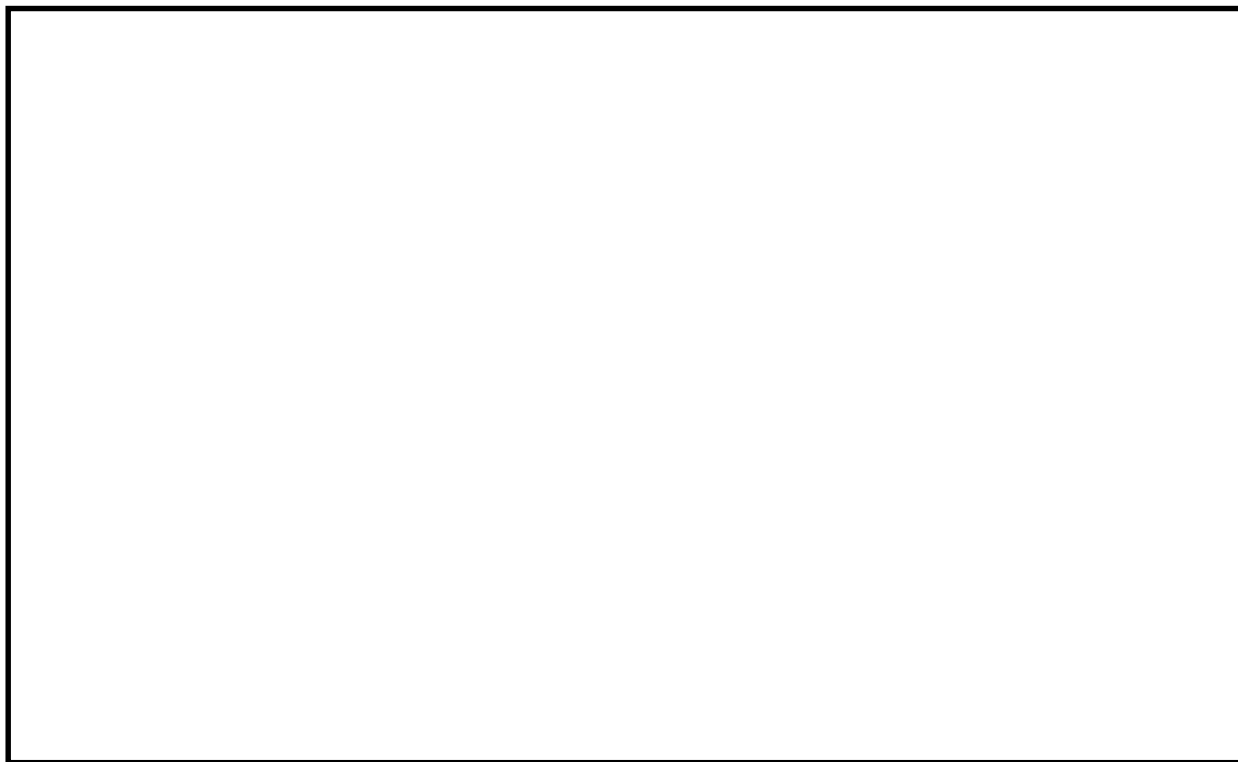
第1図 射程と射高の関係

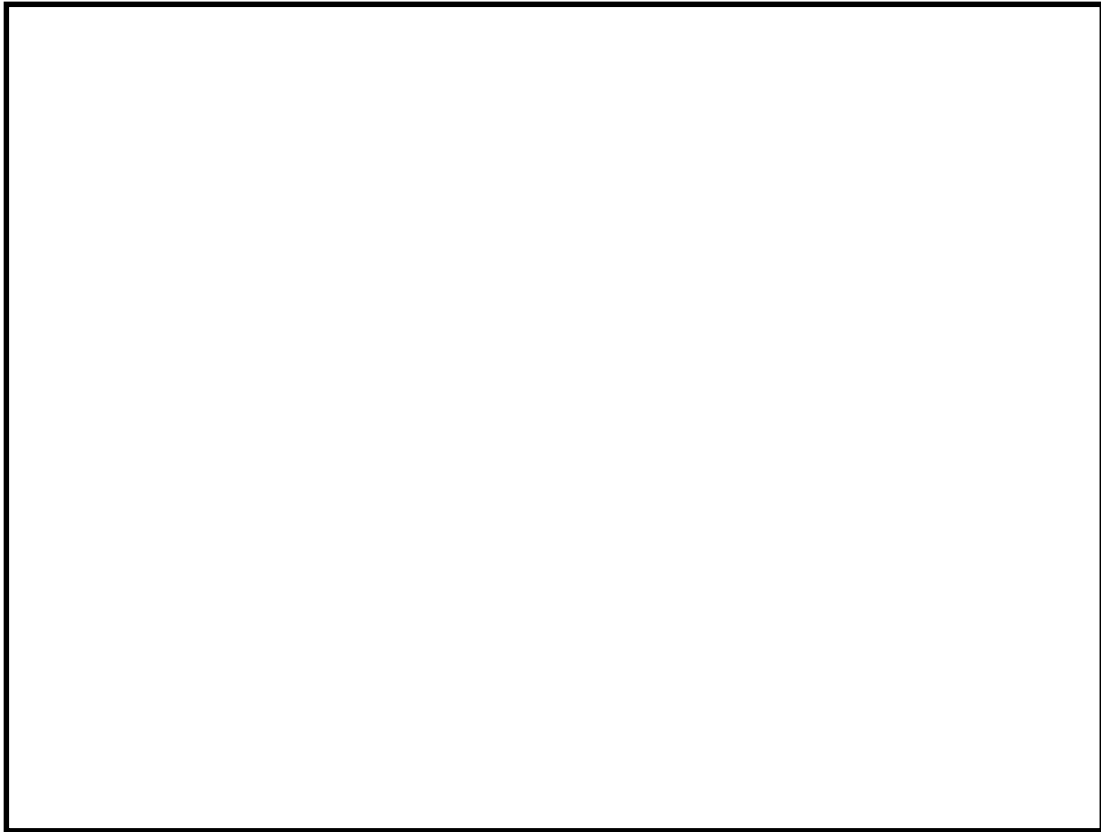


(2) 泡消火放水（大規模火災）の場合



第 2 図 射程と射高の関係（泡消火放水（大規模火災）の場合）





第3図 放水砲設置位置

3. 放水砲の放射方法について

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

放射性プルーム放出時には、放水砲により放水した水により、放射性プルームに含まれる微粒子状の放射性物質が除去されることが期待できるが、微粒子状の放射性物質の粒子径は、 $0.1\sim0.5\mu\text{m}$ と考えられ、この粒子径の微粒子の水滴による除去機構は、水滴と微粒子の慣性衝突作用（水滴径 0.3mm 前後で最も衝突作用が大きくなる。）によるものであり、噴霧放射を活用することで、その衝突作用に期待できる。また、水滴と微粒子の相対速度を大きくし、水の流量を大きくすることで、除去効果の増大が期待できる。

したがって、プルーム放出時の放水砲の放射方法としては、以下のとおりとする。

原子炉建屋（格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所が確認できる場合

- ・原子炉建屋損傷箇所に向けて放水し、噴射ノズルを調整することにより噴霧放射で損壊箇所を最大限覆うことができるように放射する。

原子炉建屋（格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所が不明な場合

- ・原子炉建屋の中央に向けて放水する。

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



全景



到達点での状態

第4図 直状放射による放水（放水訓練）

大規模損壊に特化した設備と手順の整備について

大規模損壊発生時に使用する設備と手順については、技術的能力1.2～1.14で設備している設備と手順を活用し、「炉心の著しい損傷を緩和するための対策」，「原子炉格納容器の破損を緩和するための対策」，「使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策」，「放射性物質の放出を低減させるための対策」の緩和措置を行う。更に柔軟な対応を行うため、技術的能力で設備した手順に加えて以下の手順を整備する。

(1) 現場での可搬型計測器によるパラメータ計測，監視手順

a. 大規模損壊に特化した手順としている理由

重大事故等時に必要な監視パラメータへの給電が困難な場合における可搬型計測器によるパラメータ計測，監視手順については，中央制御室において操作する手順を整備するが，大型航空機の衝突による大規模損壊発生時には，航空機の衝突により中央制御室での操作が困難な場合も想定される。このため，現場での可搬型計測器によるパラメータ監視手順について，大規模損壊に特化した手順として設備する。

航空機衝突により中央制御室が喪失した場合には，原子炉建屋内に設置されている現場計器又は中央制御室外原子炉停止装置に可搬型計測器を接続し，パラメータの計測，監視を実施する。

b. 操作の成立性

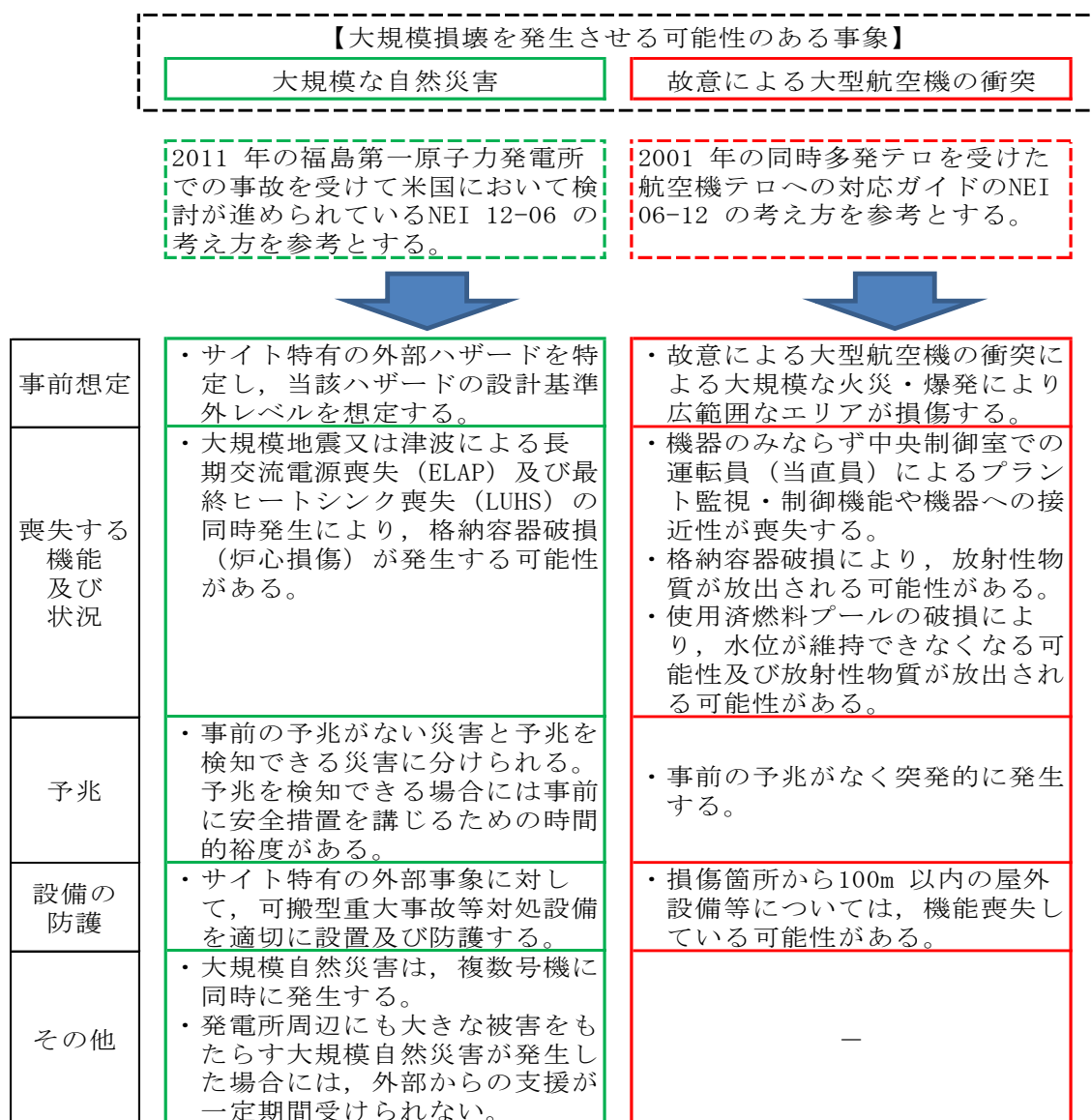
現場計器又は中央制御室外原子炉停止装置における可搬型計測器によるパラメータ計測，監視は，重大事故等対応要員2名により作業を実施する。

可搬型照明，通信設備，放射線防護具等を携帯し，安全を確保しながら作業を行う。

米国ガイド（NEI06-12及びNEI12-06）で参考とした事項について

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊についての前提条件を設定するに当たり、米国における大規模自然災害への対応ガイド（NEI12-06）及び航空機テロへの対応ガイド（NEI06-12）も参考にしている。

これらガイドラインは以下のような内容である。



大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の
配備及び防護の状況について

大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然災害(地震, 津波)及び故意による大型航空機の衝突が発生した場合に備えた重大事故等対処設備等の配備及び防護について, 対応状況を表1に示す。

なお, これらの対応については, 2. 1. 2. 3(1)に示す「大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方」に基づく。

第1表 大規模損壊発生時の可搬型重大事故等対処設備等の
配備及び防護の状況

○大規模地震

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・ 機能確保	機器の保管場所の考慮 (耐震性のある構造物内での保管, 機器の耐震性等)	<ul style="list-style-type: none"> 屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は, 基準地震動を一定程度超える地震動を考慮し, 地震により生ずる敷地下斜面のすべり, 液状化及び揺すり込みによる不等沈下, 地盤支持力の不足, 地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に分散して保管する。 保管場所周辺に, 損壊により影響を及ぼすおそれのある建屋, 鉄塔, 煙突, タンク等の構造物がないことを確認している。
機器の配備	機器の輸送手段の確保 (輸送経路の障害の考慮)	<ul style="list-style-type: none"> 想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては, 複数ルートが確保されている。また, 地震に伴い, アクセスルートに隣接する低耐震建屋等の倒壊によるがれき, 周辺斜面の崩壊による流入土砂等を考慮し, ホイールローダ等の重機も配備している。
	機器の接続箇所へのアクセス性の確保	<ul style="list-style-type: none"> 恒設ライン等への接続箇所を2箇所設置しており, これらの接続箇所は分散して配置する。 各々の接続箇所までのアクセスルートは, それぞれ別ルートで確保されている。

○大規模津波

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・機能確保	機器の保管場所の考慮 (津波よりも高い位置の保管, 津波から防護できる構造物内の保管)	・ 屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は, 基準津波を一定程度超える津波を考慮し, 津波の影響を受けない高台に分散して保管する。
	機器の輸送手段の確保 (輸送経路の障害の考慮)	・ 想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては, 複数ルートが確保されている。また, 津波によるがれき等を考慮し, ホイールローダ等の重機も配備している。
	機器の接続箇所へのアクセス性の確保	・ 恒設ライン等への接続箇所を2箇所設置しており, これらの接続箇所は分散して配置する。 ・ 各々の接続箇所までのアクセスルートは, それぞれ別ルートで確保されている。

○大規模竜巻

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・機能確保	機器の保管場所の考慮 (保管場所の分散)	・ 屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は, 設計竜巻を一定程度超える竜巻を考慮し, 関連する常設重大事故等対処設備, 設計基準事故対処設備と同時に影響を受けない場所に分散して保管する。
	機器の輸送手段の確保 (輸送経路の障害の考慮)	・ 想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては, 複数ルートが確保されている。また, 竜巻によるがれき等を考慮し, ホイールローダ等の重機も配備している。
	機器の接続箇所へのアクセス性の確保	・ 恒設ライン等への接続箇所を2箇所設置しており, これらの接続箇所は分散して配置する。 ・ 各々の接続箇所までのアクセスルートは, それぞれ別ルートで確保されている。 ・ 竜巻によるプラントへの被害は短時間と考えられることから, 強風中におけるアクセス性確保は不要と考えられる。

○故意による大型航空機の衝突

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・機能確保	機器の保管場所の考慮 (頑健性のある構造物内での保管, 原子炉建屋からの100m離隔)	<ul style="list-style-type: none"> ・屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は, 故意による大型航空機の衝突を考慮し, 原子炉建屋から100m以上の離隔距離を確保するとともに, 関連する屋外の常設重大事故等対処設備, 設計基準事故対処設備から100m以上の隔離距離を確保した上で分散して保管する。
	機器の輸送手段の確保 (輸送経路の障害の考慮)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては, 複数ルートが確保されている。また, 故意による大型航空機の衝突によるがれき等を考慮し, ホイールローダ等の重機も配備している。 ・ 大規模な燃料火災が発生した場合には, 原子炉建屋から100m以上離れた場所に配置している化学消防自動車等の泡消火設備により消火活動を行いアクセスルートを確保する。
	機器の接続箇所へのアクセス性の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 恒設ライン等への接続箇所を2箇所設置しており, これらの接続箇所は分散して配置する。 ・ 各々の接続箇所までのアクセスルートは, それぞれ別ルートで確保されている。

重大事故等と大規模損壊対応に係る体制整備等の考え方

重大事故等と大規模損壊との対応内容を整理し、その相違部分を踏まえた体制の整備等の考え方を以下に取りまとめた。

1. 重大事故等への対応

重大事故等の発生に対して、炉心の著しい損傷防止あるいは格納容器の破損防止、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷防止及び原子炉運転停止中における燃料体の著しい損傷防止を目的に発電所の体制及び発電所を支援するための体制を整備している。重大事故等発生時に組織として適切な対応を行うためには、事故対応に必要となる重大事故等対処設備の取り扱いと手順の策定が重要である。そこで重大事故等対処設備に係る事項について、切替えの容易性及びアクセスルートの確保を図り、復旧作業に係る事項について、予備品等の確保及び保管場所等の整備を行っている。また、支援に係る事項、教育及び訓練の実施並びに手順の整備に係る事項を、通常業務の組織体制における実務経験を活かした体制で対応できるよう整備している。

2. 大規模損壊への対応

大規模損壊に至る可能性のある事象は、基準地震動及び基準津波等の設計基準又は観測記録を超えるような規模の自然災害並びに故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定しており、計装・制御系の喪失、大規模なＬＯＣＡ、格納容器の損傷等のプラントが受ける影響並びに中央制御室の機能喪失（当直要員を含む）、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における参集要員の遅延、大規模な火災の発生等の被害の程度が、重大事故等と比べて広範囲で不確定なものとなる。

このことから、発電所施設の被害状況等の把握を迅速に行うとともに得られた情報及び残存する資源等の活用により、「炉心の著しい損傷の緩和」，「格納容器の破損緩和」，「使用済燃料プールの水位確保及び燃料体の著しい損傷の緩和」又は「発電所外への放射性物質の放出低減」を目的とした効果的な対応を速やかにかつ臨機応変に選択し実行することで事象進展の抑制及び緩和措置を図る。

3. 重大事故等と大規模損壊への対応の違い

2項に示すとおり、大規模損壊時は重大事故等比べてその被害範囲が広範囲で不確定なものであり、重大事故等のように損傷箇所がある程度限定された想定に基づく事故対応とは異なる。そのため、発電所施設の被害状況等の把握を迅速に行うとともに得られた情報及び残存する資源等の活用により、効果的な対応を速やかにかつ臨機応変に選択し実行する。

大規模損壊発生時は、共通要因で機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を活用した手順等で対応することにより、炉心損傷緩和、格納容器破損緩和等の措置を図る。

4. 対応の違いを踏まえた大規模損壊対応に係る体制の整備の考え方

3項で示した対応の違いはあるものの、被害状況等の把握を迅速に行うとともに得られた情報及び残存する資源等の活用に対応するには、通常業務の組織体制における実務経験を活かすことができる重大事故等に対応するための体制が最も有効に機能すると評価できる。運用面においても重大事故等に対応するための体制で引き続き対応することは、迅速な対応を求められる大規模損壊対応に適している。

このように、大規模損壊対応に係る体制の整備として重大事故等に対応す

るための体制で臨むことは有効である。

ただし、中央制御室（当直要員を含む）の機能喪失及び重大事故等の対応で期待する重大事故等対処設備の一部が使用できない等の大規模損壊時の特徴的な状況においても、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）も含めて流動性を持って柔軟に対応できるよう体制を整備する。

このため、大規模損壊発生時の体制は重大事故等対応のための体制を基本としつつ、大規模損壊対応のために必要な体制、要員、教育及び訓練、外部からの支援等に関して、以下のとおり差異内容を考慮すべき事項として評価し、付加分を整備、充実内容として整備する。

なお、下記事項における技術的能力1.0と2.1に関する考え方の相違点について項目ごとに別紙に整理する。

(1) 体制の整備

a. 大規模損壊として考慮すべき事項

- ・夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における参集要員の参集遅延
- ・中央制御室（当直要員を含む）の機能喪失

b. 整備，充実内容

- ・夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においては、統括待機当番者（副原子力防災管理者）が指揮を執る。統括待機当番者（副原子力防災管理者）がその職務を遂行できない場合には、現場統括当番者が代行する。
- ・夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、大規模な自然災害が発生した場合には、要員参集までに時間を要する可能性があるが、発電所構内に常時確保する災害対策要員により、参集要

員が参集するまでの当面の間は、事故対応が行えるよう体制を整備する。

- ・中央制御室（当直要員を含む）が機能しない場合においても、災害対策要員にて対応が可能な体制を整備する。

(2) 要員の配置

a. 大規模損壊として考慮すべき事項

- ・中央制御室（当直要員を含む）の機能喪失

b. 整備，充実内容

- ・夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における統括待機当番者（副原子力防災管理者）を含む災害対策要員は、分散して待機する。

(3) 教育及び訓練

a. 大規模損壊として考慮すべき事項

- ・通常の指揮命令系統が機能しない場合への対応
- ・初動で対応する要員を最大限に活用する観点から、臨機応変な配置変更に対応できる知識及び技能を習得するなど、流動性を持って柔軟に対応可能にすること

b. 整備，充実内容

- ・原子力防災管理者及び副原子力防災管理者に対し、通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限に活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。
- ・大規模損壊時に対応する手順及び資機材の取扱い等を習得するための教育を定期的に実施する。

- ・ 重大事故等対応要員については、役割に応じて付与される力量に加え、被災又は想定より多い要員が必要となった場合において、優先順位の高い緩和措置の実施に遅れが生じることがないように、臨機応変な配員変更に対応できる知識及び技能を習得するなど、流動性を持って柔軟に対応できるよう担当する役割以外の教育及び訓練の充実を図る。

- ・ 大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための総合的な訓練を定期的にかつ継続的に実施する。

(第1表参照)

(4) 手順

a. 大規模損壊として考慮すべき事項

- ・ 大規模な火災の発生
- ・ 重大事故等に比べて広範囲で不確定な被害
- ・ 重大事故等時では有効に機能しない設備等が大規模損壊のような状況下では有効に機能する場合も考えられるため、事象進展の抑制及び緩和に資するための設備等の活用

b. 整備，充実内容

- ・ 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順として、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、技術的能力1.12で整備する可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲を活用した手順等に加え、多様な消火手段として、可搬型代替注水中型ポンプを活用した手順を整備する。
- ・ 大規模損壊対応に特化した手順として、現場での可搬型計測器

によるパラメータ監視手順を整備する。

(5) 本店対策本部体制の確立

- ・大規模損壊発生時における本店対策本部の設置による発電所への支援体制は、技術的能力1.0で整備する支援体制と同様である。。

(6) 外部支援体制の確立

- ・大規模損壊発生時における外部支援体制は、技術的能力1.0で整備する外部支援体制と同様である。

(7) 可搬型重大事故等対処設備の保管場所とアクセスルート

- ・大規模損壊発生時において可搬型重大事故等対処設備は、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。

(8) 資機材の配備

- ・大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。

技術的能力 1.0 と技術的能力 2.1 の体制整備に関する考え方の相違点について

項目	技術的能力1.0	技術的能力2.1
体制の整備 (要員の配置)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者を定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備 ・ 実施組織について、必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備 ・ 災害対策本部における指揮命令系統の明確化 	<p>重大事故等に対応するための体制を基本とし、更に以下の事項を考慮することで体制の充実を図る</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、大規模な自然災害が発生した場合には、要員参集までに時間を要する可能性があるが、発電所構内に常時確保する災害対策要員により、参集要員が参集するまでの当面の間は、事故対応が行えるよう体制を整備 ・ 中央制御室（当直要員を含む）が機能しない場合においても、災害対策要員にて対応が可能な体制を整備
教育及び訓練	<ul style="list-style-type: none"> ・ 運転員、実施組織、支援組織に対して必要な教育及び訓練を計画的に実施 ・ 年1回の実施頻度では力量維持が困難と判断される教育及び訓練については、年2回以上に直す ・ 要員の各役割に応じて、重大事故等発生時のプラントの挙動に関する知識の向上を図るとともに、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育の実施 ・ 悪条件（高線量下、夜間、悪天候（降雨、降雪、強風等）及び照明機能低下等）を想定した要素訓練の実施 	<p>重大事故等対策にて実施する教育及び訓練に以下の事項を加えることで教育及び訓練の充実を図る</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大規模損壊時に対応する手順及び資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施 ・ 流動性を持って柔軟に対応できるよう重大事故等対応要員の多能化を図るための教育及び訓練を計画的に実施 ・ 原子力防災管理者及び副原子力防災管理者に対し、通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限に活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練の実施 ・ 大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施
手順	<ul style="list-style-type: none"> ・ 技術的能力1.1～1.19で整備した手順等により、炉心損傷防止、格納容器破損防止等に対応 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 技術的能力1.2～1.14で整備した手順に加え、大規模損壊への対応で整備した手順等により炉心損傷緩和、格納容器破損緩和等に対応
本店対策本部体制	<ul style="list-style-type: none"> ・ 発電所への本店の支援体制として本店総合災害対策本部の設置 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 大規模損壊発生時の本店の支援体制は、技術的能力1.0と同様

項目	技術的能力1.0	技術的能力2.1
外部支援	<ul style="list-style-type: none"> ・プラントメーカー及び協力会社から重大事故等発生後の現場操作対応等を実施する要員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や要員の派遣等について、必要な支援が受けられる体制を整備 ・原子力事業所災害対策支援拠点の整備 	<ul style="list-style-type: none"> ・技術的能力1.0での原子力災害発生時における外部支援体制と同様 ・技術的能力1.0と同様に、発電所において非常事態が宣言された場合に、原子力事業所災害対策支援拠点を整備
可搬型重大事故等対処設備の保管場所とアクセスルート	<ul style="list-style-type: none"> ・想定される14事象の自然現象及び7事象の人為事象のうち、保管場所とアクセスルートに大きな影響を及ぼす可能性があるものとして地震を考慮 	<ul style="list-style-type: none"> ・保管場所とアクセスルートに大きな影響を及ぼす可能性があるものとして、大規模地震、大規模津波、大規模竜巻、及び故意による大型航空機の衝突を考慮
資機材の配備	<ul style="list-style-type: none"> ・事故発生後7日間は、外部からの支援がなくても継続した事故対応が維持できるよう必要数を発電所内に確保 	<ul style="list-style-type: none"> ・配備する資機材については、大規模損壊発生時における活動を考慮しても対応要員数等から技術的能力1.0で整備する数量で対応可能 ・保管場所についても分散していることから技術的能力1.0での整備事項と同様

第1表 大規模損壊対応に関する教育及び訓練

教育訓練名	目的	内容	対象者	時間・頻度
大規模損壊対応教育 (指揮, 状況判断)	大規模損壊時に通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限に活用しなければならない事態を想定した対応の習得	<ul style="list-style-type: none"> 大型航空機の衝突により中央制御室（当直要員を含む）が喪失した場合の初動対応の指揮, 状況判断 残存する資源・設備が限定される場合の対応の優先順位 	防災管理者, 副防災管理者	1回/年以上
現場でのパラメータ計測訓練	大規模損壊時に, 中央制御室が喪失した場合に, 現場でパラメータを計測する技術の習得	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型計測器による現場でのパラメータ計測及び監視 	重大事故等対応要員 (保修班, 運転班)	1回/年以上
可搬型代替注水中型ポンプによる消火対応訓練	可搬型代替注水中型ポンプ及び放水銃による消火対応の習得	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替注水中型ポンプ及び放水銃による消火対応 	重大事故等対応要員 (庶務班, 保修班)	1回/年以上
大規模損壊対応訓練	大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認する。	<ul style="list-style-type: none"> 各作業班の活動 各作業班の連携 災害対策本部の意思決定 本店本部との連携 通常の指揮命令系統が機能しない場合の対応（要員の損耗を考慮） 【大規模損壊を想定し, 上記を実施】	災害対策要員	1回/年以上

※教育訓練に使用する教育及び訓練の名称並びに頻度等は, 今後の検討等により変更となる可能性があります。

大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について

大規模損壊発生時に想定される以下の a. ～ d. の環境下等において、災害対策要員等が事故対応を行うために必要な資機材を第 1 表に示すとおり配備する。

e. の資機材については、緊急時対策所及び中央制御室において必要数を配備することとしており、詳細を第 2 表に示す。

f. の資機材については、詳細を第 3 表に示す。

a. 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。

b. 地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災、又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び消火設備を配備する。

c. 炉心損傷及び格納容器破損による高線量の環境下において、事故対応のために着用する全面マスク、タイベック、個人線量計等の必要な資機材を配備する。

d. 化学薬品等が流出した場合に事故対応するために着用するマスク、長靴等の資機材を配備する。

e. 大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具、線量計、食料等の資機材を配備する。

f. 大規模損壊発生時において、災害対策本部と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡手段を確保するため、多様な複数の通信連絡設備を配備する。

また、通常の通信連絡手段が使用不能な場合を想定し、無線連絡設備、携行型有線通話装置、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備する。

第1表 重大事故等及び大規模損壊の発生に備えた資機材リスト (1/2)

品 名	保管場所	規程類※
a．全交流電源喪失発生時の環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材		
ヘッドライト	中央制御室 緊急時対策所	災害対策用常備資機材 整備基準
L E Dライト	中央制御室 廃棄物処理操作室 緊急時対策所	
ランタン	中央制御室	
b．大規模火災時に消火活動を実施するために着用する防護具及び消火剤等の資機材		
耐熱服	中央制御室 監視所	災害対策用常備資機材 整備基準
消防服	化学消防自動車に積載 水槽付消防ポンプ自動車に積載 監視所 事務本館 チェックポイント 中央制御室	
泡消火薬剤	可搬型設備保管場所 監視所付近	
c．高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク及び線量計等の資機材		
タイバック	緊急時対策所 中央制御室	災害対策用常備資機材 整備基準
靴下	緊急時対策所 中央制御室	
帽子	緊急時対策所 中央制御室	
綿手袋	緊急時対策所 中央制御室	
ゴム手袋	緊急時対策所 中央制御室	
全面マスク	緊急時対策所 中央制御室	
チャコールフィルタ	緊急時対策所 中央制御室	
アノラック	緊急時対策所 中央制御室	
長靴	緊急時対策所 中央制御室	
胴長靴	緊急時対策所 中央制御室	
遮蔽ベスト	緊急時対策所	
自給式呼吸用保護具	緊急時対策所 中央制御室	

※1：記載する社内規程については、今後運用を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第1表 重大事故等及び大規模損壊の発生に備えた資機材リスト (2/2)

品 名	保管場所	規程類※ 1
個人線量計	緊急時対策所 中央制御室	災害対策用常備資機材 整備基準
GM汚染サーベイメータ	緊急時対策所 中央制御室	
電離箱サーベイメータ	緊急時対策所 中央制御室	
緊急時対策所エリアモニタ	緊急時対策所	
可搬型モニタリングポスト※2	緊急時対策所	
ダストサンプラ	緊急時対策所 中央制御室	
d．化学薬品等が流出した場合に事故対応するために着用するマスク及び長靴等の資機材		
ガスマスク	緊急時対策所 中央制御室	災害対策用常備資機材 整備基準
ケミカルスーツ	緊急時対策所 中央制御室	
耐化学薬品用長靴	緊急時対策所 中央制御室	
超強力耐酸手袋	緊急時対策所 中央制御室	

※1：記載する社内規程については、今後運用を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

※2：緊急時対策所の可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）については「監視測定設備」の可搬型モニタリングポストと兼用する。

第2表 外部支援を受けるまでの期間を想定した事故対応を行うための
防護具，線量計，食料等の資機材

(1) 放射線防護資機材及びチェンジングエリア用資機材（緊急時対策所）

a. 放射線防護具類（緊急時対策所）

品 名	配備数※	根拠
タイベック	1,155 着	110 名（要員数）×7 日×1.5 倍
靴下	1,155 足	110 名（要員数）×7 日×1.5 倍
帽子	1,155 個	110 名（要員数）×7 日×1.5 倍
綿手袋	1,155 双	110 名（要員数）×7 日×1.5 倍
ゴム手袋	2,310 双	綿手袋×2 倍（二重にして着用）
全面マスク	330 個	110 名（要員数）×2 日（3 日目以降は除染にて対応） ×1.5 倍
チャコールフィルタ	2,310 個	110 名（要員数）×7 日×2 個×1.5 倍
アノラック	462 着	44 名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×7 日間×1.5 倍
長靴	132 足	44 名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×2 倍（現場での要員交代を考慮）×1.5 倍（基本再使用，必要により除染）
胴長靴	5 足	3 名（重大事故等対応要員（運転操作対応）3 名）×1.5 倍（基本再使用，必要により除染）=4.5→5
遮蔽ベスト	15 着	10 名（重大事故等対応要員（庶務班）6 名＋（保修班）4 名）×1.5 倍（基本再使用，必要により除染）
自給式呼吸用保護具	5 式	3 名（重大事故等対応要員（運転操作対応）3 名）×1.5 倍（基本再使用，必要により除染）=4.5→5

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

ｂ．放射線計測器（被ばく管理・汚染管理）（緊急時対策所）

名 称	数量※ ¹	根 拠
個人線量計	330 台	110 名（要員数）×2 台（交代時用）×1.5 倍
GM汚染サーベイメータ	5 台	身体汚染検査用に 2 台+3 台（予備）
電離箱サーベイメータ	5 台	現場作業等に 4 台+1 台（予備）
緊急時対策所エリアモニタ	2 台	加圧判断用に 1 台+1 台（予備）
可搬型モニタリングポスト※ ²	2 台	加圧判断用に 1 台+1 台（予備）
ダストサンプラ	2 台	室内のモニタリング用に 1 台+1 台（予備）

※¹：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う。）

※²：緊急時対策所の可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）については「監視測定設備」の可搬型モニタリングポストと兼用する。

ｃ．チェンジングエリア用資機材（緊急時対策所）

名 称	数量※	根 拠
養生シート	10 巻	チェンジングエリア 設営に必要な数量
バリア	4 個	
粘着マット	6 枚	
脱衣収納袋	8 個	
難燃袋	80 枚	
難燃テープ	20 巻	
クリーンウェス	10 缶	
はさみ、カッター	各 3 本	
筆記用具	3 式	
簡易シャワー	2 式	
簡易水槽	2 個	
バケツ	2 個	
排水タンク	2 式	
可搬型空気浄化装置	4 台	

※予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う。）

d. その他資機材（緊急時対策所）

名 称	保管数※	考え方
酸素濃度計	2 台	故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個を保有する
二酸化炭素濃度計	2 台	故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を保有する
一般テレビ (回線, 機器)	1 式	報道や気象情報等を入手するため
社内パソコン	1 式	社内情報共有に必要な資料・書類等を作成するため
飲食料	・ 2310 食 ・ 1540 本	・ 110名（災対要員数）×7日×3食 ・ 110名（災対要員数）×7日×2本 (1.5リットル／本) ※2
簡易トイレ	一式	プルーム通過中に対策本部から退出する必要がないよう連続使用可能な簡易トイレを配備する
よう素剤	1760 錠	交代要員を考慮し要員数の約2倍 ・ 110名（災対要員数）×（初日2錠+2日目以降1錠×6日）×2倍

※予備を含む（簡易トイレを除く。）今後、訓練等で見直しを行う。）

(2) 中央制御室等に保管する放射線管理用資機材及びチェンジングエリア
用資機材等

a. 放射線防護具類（中央制御室等）

名 称	数量※3	根 拠
タイベック*1	17 着	11 名(中央制御室要員数)×1.5 倍=16.5→17
靴下*1	17 足	11 名(中央制御室要員数)×1.5 倍=16.5→17
帽子*1	17 個	11 名(中央制御室要員数)×1.5 倍=16.5→17
綿手袋*1	17 双	11 名(中央制御室要員数)×1.5 倍=16.5→17
ゴム手袋*1	34 双	綿手袋×2 倍（二重にして着用）
全面マスク*1	17 個	11 名(中央制御室要員数)×1.5 倍=16.5→17
チャコールフィルタ*1	34 個	11 名(中央制御室要員数)×2 個×1.5 倍=33→34(2 個を 1 セットで使用するため)
アノラック*1	17 着	11 名(中央制御室要員数)×1.5 倍=16.5→17
長靴*2	9 足	3 名(運転員(現場))×2 倍(現場での要員交代を考慮) ×1.5 倍
胴長靴*2	9 足	3 名(運転員(現場))×2 倍(現場での要員交代を考慮) ×1.5 倍
自給式呼吸用保護具*1	9 式	3 名(運転員(現場))×2 倍(現場での要員交代を考慮) ×1.5 倍

※1：中央制御室内に配備

※2：原子炉建屋附属棟 4 階空調機械室（中央制御室上階）に配備

※3：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

b. 放射線計測器（被ばく管理・汚染管理）（中央制御室）

名 称	数量※	根 拠
個人線量計	33 台	11 名（中央制御室要員数）×2 台（交代時用） ×1.5 倍
GM汚染サーベイメータ	3 台	身体汚染検査用に 2 台+1 台（予備）
電離箱サーベイメータ	3 台	現場作業等用に 2 台+1 台（予備）
ダストサンプラ	2 台	室内のモニタリング用に 1 台+1 台（予備）

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

c. チェンジングエリア用資機材（中央制御室）

名 称	数量※	根 拠
テントハウス	1 式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	3 巻	
バリア	3 個	
粘着マット	3 枚	
脱衣収納袋	7 個	
難燃袋	70 枚	
難燃テープ	10 巻	
クリーンウエス	2 缶	
はさみ，カッター	各 3 本	
筆記用具	3 式	
簡易シャワー	2 式	
簡易水槽	2 個	
バケツ	2 個	
排水タンク	2 式	
可搬型空気浄化装置	3 台	

※予備を含む（テントハウスを除く。今後，訓練等で見直しを行う。）

d. 飲食料（中央制御室）

名 称	配備数※	考え方
飲食料等 ・食料 ・飲料水(1.5 リットル)	・231 食 ・154 本	・11 名（中央制御室運転員 7 名＋通報連絡要員 1 名＋運転対応要員 3 名）×7 日×3 食 ・11 名（中央制御室運転員 7 名＋通報連絡要員 1 名＋運転対応要員 3 名）×7 日×2 本
簡易トイレ	一式	—
よう素剤	176 錠	11 名（中央制御室運転員 7 名＋通報連絡要員 1 名＋運転対応要員 3 名）×（初日 2 錠＋二日目以降 1 錠×6）×2 交代

※予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）

e. その他資機材（中央制御室）

名 称	保管数※	考え方
可搬型照明（S A）	4 台（予備 1 台）	チェンジングエリア運用に必要な数量

※今後、訓練等で見直しを行う

第 3 表 通信連絡設備の確保

(1) 発電所内の通信連絡設備

通信種別	主要施設		
発電所内	携行型有線通話装置	携行型有線通話装置※	中央制御室
	送受話器 (警報装置含む)	ハンドセット スピーカー	中央制御室 緊急時対策所
	無線連絡設備	固定型	中央制御室 緊急時対策所
		携帯型※	緊急時対策所

※通常の通信連絡設備が使用不能な場合

(2) 発電所内外の通信連絡設備

通信種別	主要施設		
発電所内外	電力保安通信用電話設備	固定電話	中央制御室 緊急時対策所
		P H S 端末	中央制御室 緊急時対策所
		F A X	中央制御室 緊急時対策所
	衛星電話設備	固定型※	中央制御室 緊急時対策所
		携帯型※	緊急時対策所
	テレビ会議システム (社内)	テレビ会議システム (社内)	緊急時対策所

※通常の通信連絡設備が使用不能な場合

(3) 発電所外の通信連絡設備

通信種別	主要施設		
発電所外	統合原子力防災 ネットワークに接続 する通信連絡設備	テレビ会議システム※ (有線系, 衛星系)	緊急時対策所
		I P 電話※ (有線系, 衛星系)	緊急時対策所
		I P - F A X ※ (有線系, 衛星系)	緊急時対策所
	加入電話設備	加入電話	緊急時対策所
		加入 F A X	緊急時対策所
	専用電話設備	専用電話 (ホットライン) (自治体向)	緊急時対策所

※通常の通信連絡設備が使用不能な場合

設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊における対応状況

外部からの衝撃による損傷の防止	
<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p> <p>第六条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p> <p>第七条 設計基準対象施設が想定される自然現象（地震及び津波を除く。）によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置を講じなければならない。</p>
<p>「外部からの衝撃による損傷の防止」の大規模損壊における対応状況</p> <p>(1) 洪水</p> <ul style="list-style-type: none"> 敷地の地形及び表流水の状況から判断して、安全施設に洪水による被害が生じることはない。 <p>(2) 風（台風）</p> <ul style="list-style-type: none"> 敷地付近で観測された最大瞬間風速は44.2m/sである。風荷重の影響については、竜巻の影響に包絡される。 風荷重による変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。 事前の予測が可能であることから、プラントの安全性に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して安全対策（飛散防止措置の確認等）を講じることが可能である。 <p>(3) 竜巻</p> <ul style="list-style-type: none"> 竜巻防護設備及び竜巻防護設備に波及的影響を及ぼし得る設備は、風速100m/sの竜巻から設定した荷重に対して、飛来物防護対策設備等によって防護されている。 風荷重及び飛来物の衝突による変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。飛来物の衝突による海水ポンプの損傷により最終ヒートシンク喪失が発生し非常用ディーゼル発電機の機能喪失により、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。また、最終ヒートシンク喪失及び全交流動力電源喪失により、使用済燃料プールの冷却機能が喪失する可能性がある。全交流動力電源喪失に加えて代替電源設備が機能喪失した場合は、大規模損壊に至る可能性がある。その他、飛来物等によりアクセスルートの通行に支障を来し、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 	

- ・可搬型重大事故等対処設備は、互いに可能な限り離隔をとって分散配置していることから、**全**てが同時に影響を受ける可能性は小さい。
- (4) 凍結
 - ・敷地付近で観測された最低気温は-12.7℃である。屋外機器で凍結のおそれがあるものは保温等の凍結防止対策を講じている。
 - ・送電線や碍子への着氷による相間短絡の発生に伴う外部電源喪失の可能性がある。
 - ・事前の予測が可能であることから、プラントの安全**性**に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して安全対策（加温等の凍結防止対策）を講じることが可能である。
- (5) 降水
 - ・敷地付近で観測された日最大1時間降水量は81.7mmである。発電所構内は、基準降水量（127.5mm/h）に対して、構内排水路で集水し海域へ排出を行う設計とする。
 - ・事前の予測が可能であることから、プラントの安全**性**に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して安全対策（一般排水路の点検・清掃等）を講じることが可能である。また、降水による影響としては、津波の影響に包絡される。
- (6) 積雪
 - ・敷地付近で観測された月最深積雪は32cmである。安全施設は、建築基準法で定められた敷地付近の垂直積雪量30cmに対して設計している。
 - ・送電線や碍子への着雪による相間短絡の発生に伴う外部電源喪失の可能性がある。その他、積雪によりアクセスルートの通行に支障を来し、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。
 - ・事前の予測が可能であることから、プラントの安全**性**に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して安全対策（除雪）を講じることが可能である。
- (7) 落雷
 - ・設計基準雷撃電流は220kAである。
 - ・雷害防止対策として、建築基準法に基づき高さ20mを超える排気筒等へ避雷設備を設置し、避雷導体により接地網と接続する。接地網は、雷撃に伴う構内接地系の接地電位分布を平坦化することから、安全保護系等の設備に影響を与えることはなく、安全に大地に導くことができる。
 - ・雷サージの影響による外部電源喪失、海水ポンプの損傷により最終ヒートシンク喪失が発生し、これに伴い非常用ディーゼル発電機の機能喪失により、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。
- (8) 地滑り

- ・原子炉施設の設置位置及びその付近の地盤は、地形、地質・地質構造等から、安全施設の安全機能に影響を及ぼすような地滑り等が生ずることはないと考えられる。

(9) 火山の影響

- ・敷地において想定される降下火砕物の堆積厚さは40cmである。
- ・送電線や碍子への降下火砕物の付着による相間短絡の発生に伴う外部電源喪失の可能性がある。その他、降下火砕物の堆積により、アクセスルートの通行に支障を来し、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。
- ・事前の予測が可能であることから、プラントの安全性に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して安全対策（降下火砕物の除去）を講じることが可能である。

(10) 生物学的事象

- ・安全施設は、海生生物に対して、取水口に除塵機能を設けている。また、ネズミ等の小動物に対しては、ケーブル貫通部等の開口部には小動物が侵入しない対策を施していることから影響はない。
- ・大量のクラゲ等の海生生物の来襲により、海水ポンプに影響を与える可能性がある場合は、運転手順により発電所を安全に停止できる運用としている。

(11) 森林火災

- ・影響評価に基づいた防火帯幅を確保した設計とする。
- ・送電鉄塔、送電線の損傷に伴う外部電源喪失の可能性がある。その他、森林火災の延焼により、アクセスルートの通行に支障を来し、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。
- ・森林火災が拡大するまでの時間的余裕は十分あることから、予防散水する等の必要な安全対策を講じることができる。

(12) 高潮

- ・安全施設は高潮の影響を受けないように設置することから、影響はない。

外部からの衝撃による損傷の防止	
<p>3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。</p>	<p>2 周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合には、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p> <p>3 航空機の墜落により発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>
<p>「外部からの衝撃による損傷の防止」の大規模損壊における対応状況</p> <p>(1) 航空機落下</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 発電用原子炉施設への航空機落下確率は「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価について」（平成21・06・25 原院第1号）等に基づき評価した結果、防護設計の要否判断基準である10^{-7}回／炉・年を超えないため、航空機落下による防護については設計上考慮する必要はない。なお、当事象が万が一発生した場合でも、故意による大型航空機の衝突と同様の対応を行う。 <p>(2) ダムの崩壊</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ダムの崩壊により安全施設の安全機能を損なうような河川はないことから、影響はない。 <p>(3) 爆発</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 石油コンビナート等、爆発により安全施設の安全機能を損なうような爆発物の製造及び貯蔵設備はない。 <p>(4) 近隣工場等の火災</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 石油コンビナート等、火災により安全施設の安全機能を損なうような施設はない。 ・ 敷地内に存在する危険物貯蔵施設の火災については、火災による輻射熱を受けた場合でも外部火災防護施設の建屋等の表面温度が許容温度以下となる設計とする。 ・ 航空機墜落による火災については、火災による輻射熱を受けた場合でも外部火災防護施設の建屋等の表面温度が許容温度以下となる設計とする。 	

- ・二次的影響（ばい煙等）については、発電所敷地内に存在する危険物貯蔵施設の火災及び航空機墜落による火災に伴う火災に伴うばい煙等発生時の二次的影響に対して、外気を取り込む換気空調設備、外気を設備内に取り込む機器及び室内の空気取り込む機器に分類し、影響評価を行い、必要な場合は対策を行う設計とする。

（５）有毒ガス

- ・石油コンビナート等の有毒物質を貯蔵する固定施設はなく、陸上輸送等の可動施設についても幹線道路や航路から安全施設は離れているため、有毒ガスを考慮する必要はない。

（６）船舶の衝突

- ・一般航路は発電所から離隔距離が確保されている。海水取水口は防波堤内に設けられており、取水口と防波堤の位置関係を考慮すると、船舶の衝突を考慮する必要はない。
- ・船舶の座礁により重油等の流出が発生した場合は、取水路への重油の流入を防止し取水機能に影響を与えないようオイルフェンスを設置する措置を講じる。

（７）電磁的障害

- ・サージノイズや電磁波の侵入があり、これらは計測制御回路に対して影響を及ぼすおそれがあるが、安全保護回路は、日本工業規格（JIS）等に基づき、ラインフィルタや絶縁回路の設置により、サージノイズの侵入を防止する設計とする。

火災による損傷の防止	
<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>
<p>第八条 設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。</p>	<p>第十一条 設計基準対象施設が火災によりその安全性が損なわれないよう、次に掲げる措置を講じなければならない。</p> <p>一 火災の発生を防止するため、次の措置を講ずること。</p> <p>イ 発火性又は引火性の物質を内包する系統の漏えい防止その他の措置を講ずること。</p> <p>ロ 安全施設（設置許可基準規則第二条第二項第八号に規定する安全施設をいう。以下同じ。）には、不燃性材料又は難燃性材料を使用すること。ただし、次に掲げる場合は、この限りでない。</p> <p>（１）安全施設に使用する材料が、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの（以下「代替材料」という。）である場合</p> <p>（２）安全施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であって、安全施設における火災に起因して他の安全施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合</p> <p>ハ 避雷設備その他の自然現象による火災発生を防止するための設備を施設すること。</p> <p>ニ 水素の供給設備その他の水素が内部に存在する可能性がある設備にあつては、水素の燃焼が起きた場合においても発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう施設すること。</p> <p>ホ 放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する措置を講ずること。</p>

火災による損傷の防止	
	<p>二 火災の感知及び消火のため、次に掲げるところにより、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び早期に消火を行う設備（以下「消火設備」という。）を施設すること。</p> <p>イ 火災と同時に発生すると想定される自然現象により、その機能が損なわれることがないこと。</p> <p>ロ 消火設備にあつては、その損壊、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉施設の安全性が損なわれることがないこと。</p> <p>三 火災の影響を軽減するため、耐火性能を有する壁の設置その他の延焼を防止するための措置その他の発電用原子炉施設の火災により発電用原子炉を停止する機能が損なわれることがないようにするための措置を講ずること。</p>
<p>第四十一条 重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。</p>	<p>第五十二条 重大事故等対処施設が火災によりその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないう、次に掲げる措置を講じなければならない。</p> <p>一 火災の発生を防止するため、次の措置を講ずること。</p> <p>イ 発火性又は引火性の物質を内包する系統の漏えい防止その他の措置を講ずること。</p> <p>ロ 重大事故等対処施設には、不燃性材料又は難燃性材料を使用すること。ただし、次に掲げる場合は、この限りでない。</p> <p>（１） 重大事故等対処施設に使用する材料が、代替材料である場合</p> <p>（２） 重大事故等対処施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であつて、重大事故等対処施設における火災に起因して他の重大事故等対処</p>

火災による損傷の防止	
	<p>施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合</p> <p>ハ 避雷設備その他の自然現象による火災発生を防止するための設備を施設すること。</p> <p>ニ 水素の供給設備その他の水素が内部に存在する可能性がある設備にあつては，水素の燃焼が起きた場合においても重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう施設すること。</p> <p>ホ 放射線分解により発生し，蓄積した水素の急速な燃焼によって，重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがある場合には，水素の蓄積を防止する措置を講ずること。</p> <p>二 火災の感知及び消火のため，火災と同時に発生すると想定される自然現象により，火災感知設備及び消火設備の機能が損なわれることがないように施設すること。</p>
<p>火災による損傷防止のうち「影響の低減」の大規模損壊における対応状況</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 基準地震動を一定程度超える地震により，耐震性の低い機器については損傷し，潤滑油等を火災減として火災が発生する可能性が考えられる。 ・ 常設重大事故等対処設備は当該機器が有する基準地震動に対する裕度まで損傷することではなく，火災は発生しないと考えられることから，当該設備自体については防護できると考えられる。なお，操作対象弁等へのアクセスルート確保のため，火災発生時には消火器等により消火活動を行い接近する。 ・ 消火が不可能となるような大規模火災が発生した場合，建屋内の常設重大事故等対処設備は損傷することが考えられるが，この場合においても屋外に配備している可搬型重大事故等対処設備は使用可能であると考えられるため，建屋内の火災が鎮火した後に操作対象弁等へアクセスすることで対応が可能である。 	

<p>溢水による損傷の防止等</p>	
<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>
<p>第九条 安全施設は，発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p>	<p>第十二条 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は，防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>
<p>「溢水による損傷の防止等」（内部溢水）の大規模損壊における対応状況</p> <p>・ 基準地震度を一定程度超える地震により，建屋内の耐震B，Cクラス機器等が損傷し大規模な溢水が発生することによって原子炉建屋各階が浸水する可能性がある。この場合，最下階に設置している設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の機能が一部喪失する可能性があるが，それより上層階に設置する設備については防護されることが期待できる。また，屋外に配備している可搬型重大事故等対処設備による注水・給電が可能であり，常設及び可搬型重大事故等対処設備が同時に機能喪失することはない。</p>	
<p>2 設計基準対象施設は，発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において，当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。</p>	<p>2 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合は，当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置を講じなければならない。</p>
<p>設計基準対象施設の要求であり，大規模損壊では対象外である。</p>	

安全施設	設計基準対象施設
<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>
<p>第十二条</p> <p>5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。</p>	<p>第十五条</p> <p>4 設計基準対象施設に属する設備であって、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるものには、防護施設の設置その他の損傷防止措置を講じなければならない。</p>
<p>「安全施設及び設計基準対象施設の機能」（内部飛来物）の大規模損壊における対応状況</p> <ul style="list-style-type: none"> ・タービンミサイルについては、蒸気タービン及び発電機破損防止対策を行うことにより、蒸気タービン及び発電機の破損事故の発生確率を低くするとともに、ミサイルの発生を仮に想定しても安全施設の損傷確率を低くすることによって、発電用原子炉の安全を損なう可能性を極めて低くする設計とする。 ・再循環ポンプは、原子炉再循環配管破断を想定しても、ポンプミサイルが生じないように、破壊限界に対し十分な強度を持つ設計とする。 ・安全施設のうち、独立性を要求されているものは、各系統相互の離隔距離又は障壁によって分離し、ある区分で発生した飛散物が他の区分の構築物、系統及び機器に影響を与えず、かつ、ある区分の内部発生飛散物による配管の破損、機器の故障等の二次的影響が他の区分に波及しないこと、及び1区分の損傷により安全機能が喪失されない設計とする。 ・仮に建屋内でミサイルが発生し重大事故等対処設備の損傷に至った場合においても屋外に配備している可搬型重大事故等対処設備にて対応が可能である。 	

大規模損壊発生時における放射線防護に係る対応について

大規模損壊発生時，現場作業等を行う要員は，個人線量計を装着し，緊急作業従事者は緊急作業に係る線量限度（100mSv 又は 250mSv）※，緊急作業従事者でない者は通常の線量限度（50mSv／年，100mSv／5 年）を超えないように確認を行う。また，放射性物質の放出後，放射性物質濃度の高い場所で作業を行う場合は，全面マスク等の放射線防護具を装着する。

※ 大規模損壊発生時，原子力災害対策特別措置法第 10 条通報の一部及び第 15 条宣言を行う前は 100mSv，行った後は 250mSv が，緊急作業従事者全員に適用される。

なお，プラントの状況把握が困難な大規模損壊初動対応においては，発電長又は放射線管理班長が，プラント状況（炉心損傷の可能性，原子炉格納容器の破損，使用済燃料貯蔵プールからの漏えいの有無等）を考慮し，大気に放出された放射性物質が大規模損壊対応に影響を与える可能性がある場合，放射線防護具類の着用を指示する。

以下に，大規模損壊対応及び消火活動対応に必要な装備品について整理する。

1. 大規模損壊対応時に着用する装備品について

大規模損壊対応時に着用する装備品として，第 1 表にプラント対応時の装備品，第 2 表に火災対応時の装備品を示す。また，第 3 表に緊急作業に係る線量限度を示す。

第 1 表 プラント対応時の装備品

名称	着用基準	
	炉心損傷の徴候 あり	炉心損傷の徴候 なし
個人線量計	必ず着用	同左
綿手袋・ゴム手袋	必ず着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある場合に着用
タイベック	緊急を要する作業を除き着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある場合に着用
アノラック・長靴又は胴長靴	湿潤状況下で作業を行う場合に着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある湿潤作業を行う場合に着用
遮蔽ベスト	移動を伴わない高線量下での作業を行う場合に着用	同左
全面マスク	原則着用（自給式呼吸用保護具等を着用する場合を除く）	管理区域内で身体汚染のおそれがある場合に着用
自給式呼吸用保護具	高湿度環境下で作業を行う場合に着用	同左

第 2 表 火災対応時の装備品

名称	着用基準	
	炉心損傷の徴候 あり	炉心損傷の徴候 なし
個人線量計	必ず着用	同左
全面マスク	原則着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある場合に着用
空気呼吸器	内部被ばく、酸欠等のおそれがある場合に着用	同左
消防服	火災近くで作業を行う場合に着用	同左

第 3 表 緊急作業に係る線量限度

	緊急作業に係る線量限度
実効線量	100mSv 又は 250mSv（緊急作業従事者に選定された者）

（女子については、妊娠不能と診断された者に限る。）

2. 放射線防護具等の携行について

大規模損壊対応において、現場作業等を行う要員は、各箇所に配備されている装備品一式を携行し、発電長又は放射線管理班長の指示により必要な放射線防護具類の着用を行う。

なお、個人線量計については、被ばく管理のため必ず着用し、各対応を行う。

(1) 配備箇所

- ・ 中央制御室
- ・ 緊急時対策所

(2) 携行品一式

- ・ 放射線防護具：綿手袋，ゴム手袋，タイベック，全面マスク

3. 火災対応時の装備品について

大規模損壊時の消火活動の装備品については、中央制御室又は緊急時対策所等に配備してある消防服及び自給式呼吸用保護具等の必要な装備品を着用し消火対応を行う。

(1) 装備品

- ・ 個人線量計
- ・ 空気呼吸器又は全面マスク
- ・ 消防服

4. 大規模損壊対応時の留意事項

現場作業等を行う要員は、個人線量計を着用するとともに、適示、線量を確認し、自身の被ばく状況を把握する。

現場作業等を行う要員は、被ばく管理のため、消火活動時の滞在箇所、滞

在時間及び被ばく線量等の情報を確認・記録する。

予期せぬ放射線量の上昇が確認された場合は、その場を一時的に離れ、発電所災害対策本部（発電所災害対策本部設置前であれば、副原子力防災管理者又は発電長）の指示により対応する。

災害対策本部体制と指揮命令及び情報の流れについて

当社は、福島第一原子力発電所事故以降、事故の教訓を踏まえた緊急安全対策を整備し、全交流動力電源喪失時における初動活動に備え各種訓練を継続的に実施してきている。

こうした取組みを経て、現在、東海第二発電所において組織している災害対策本部体制について、以下に説明する。

1. 災害対策本部の構成

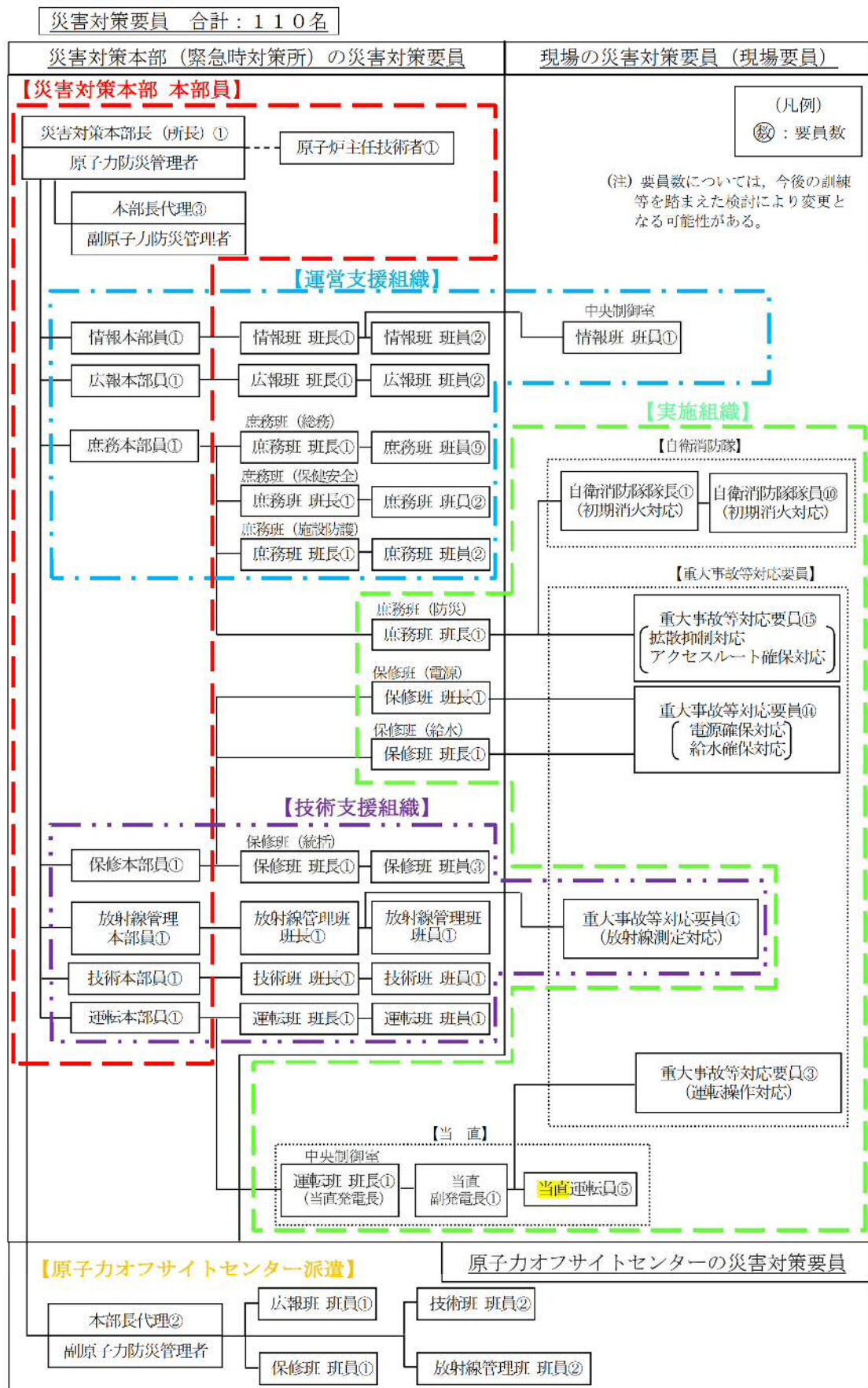
災害対策本部体制を第1図～第6図に示す。

災害対策本部体制は緊急時対策所に構築され、下記の要員で構成する。

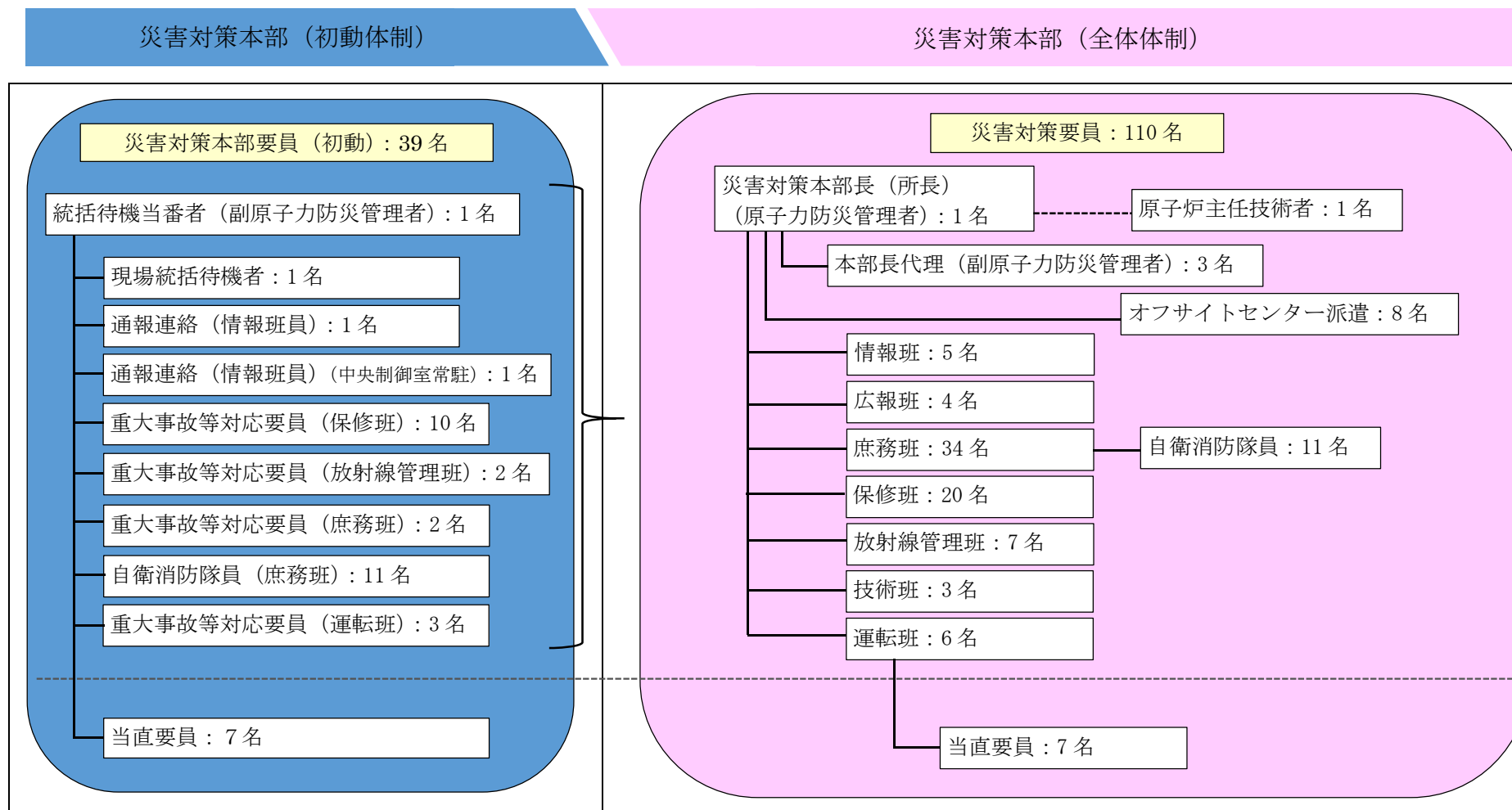
- ・ 災害対策本部長：原子力防災管理者（所長）
- ・ 災害対策本部長代理：副原子力防災管理者
- ・ 発電用原子炉主任技術者
- ・ 本部員：担当班の統括

各班は基本的な役割、機能ごとに以下の班を構成し、それぞれの本部員の指揮の下、活動を実施する。

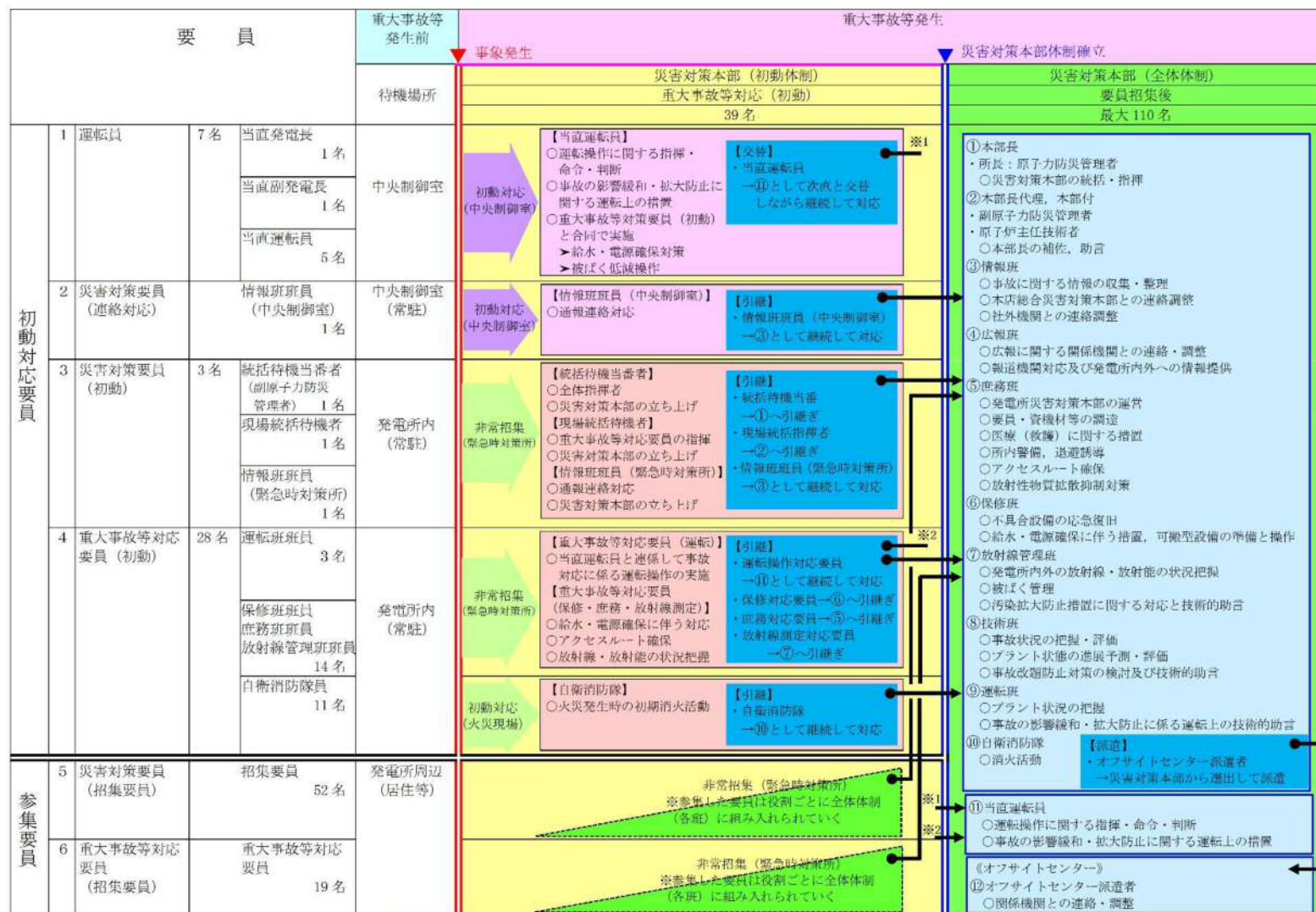
- ①情報班
- ②広報班
- ③庶務班
- ④技術班
- ⑤放射線管理班
- ⑥保修班
- ⑦運転班



第1図 災害対策本部体制

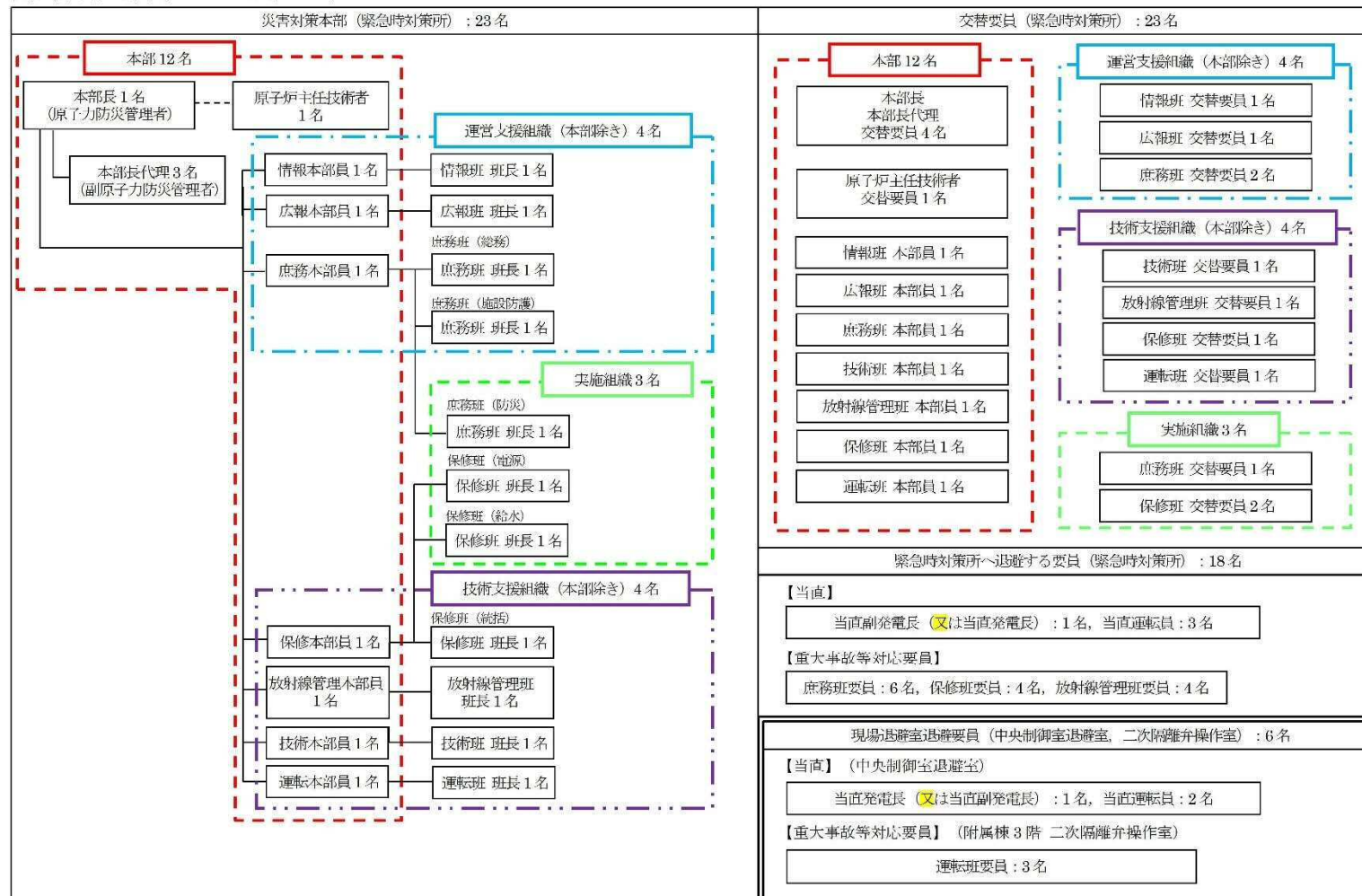


第 2 図 災害対策本部の初動体制及び全体体制の構成



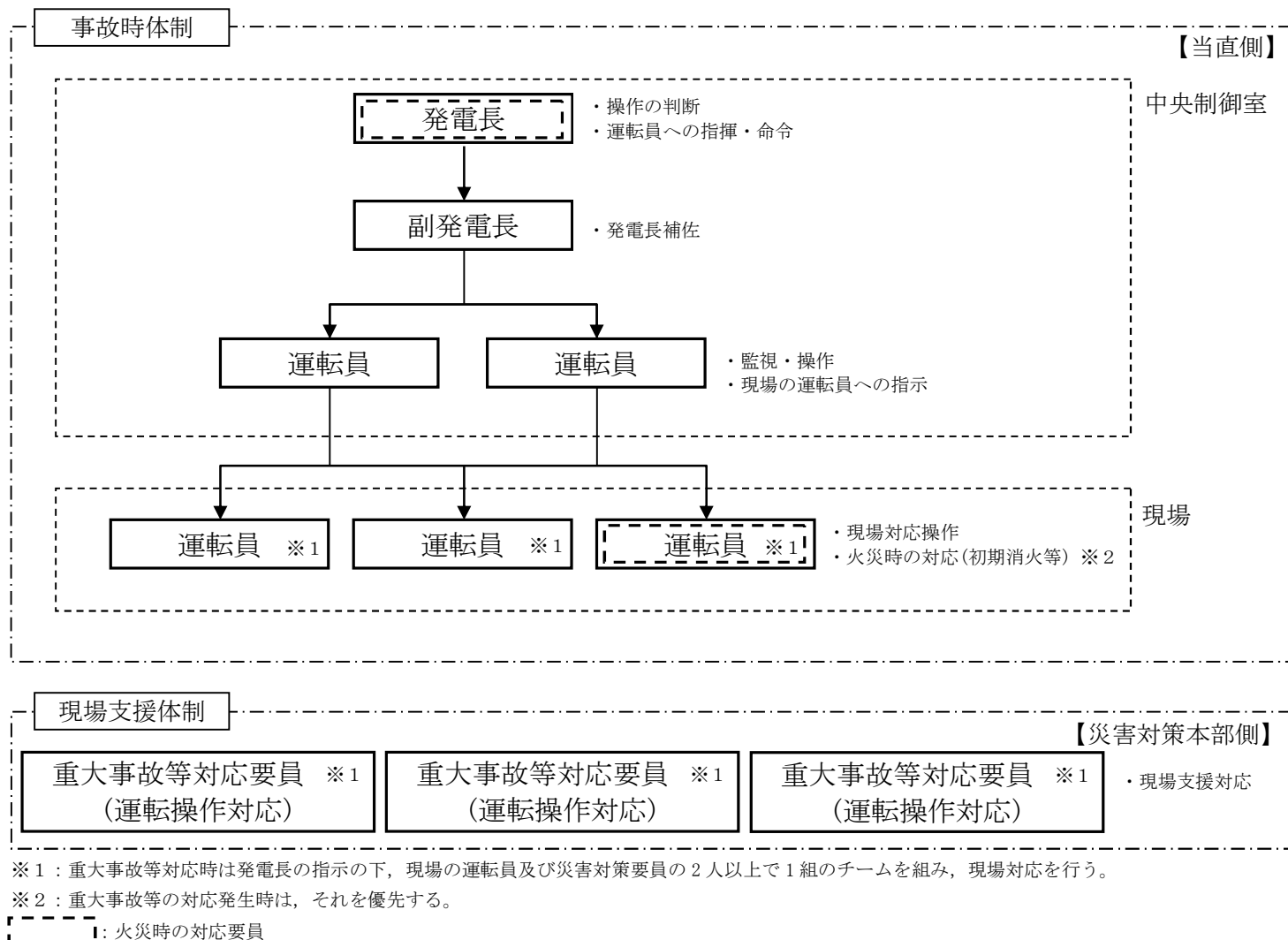
第3図 災害対策本部の初動体制から全体体制への移行

災害対策本部の要員（ブルーム通過時）：70名

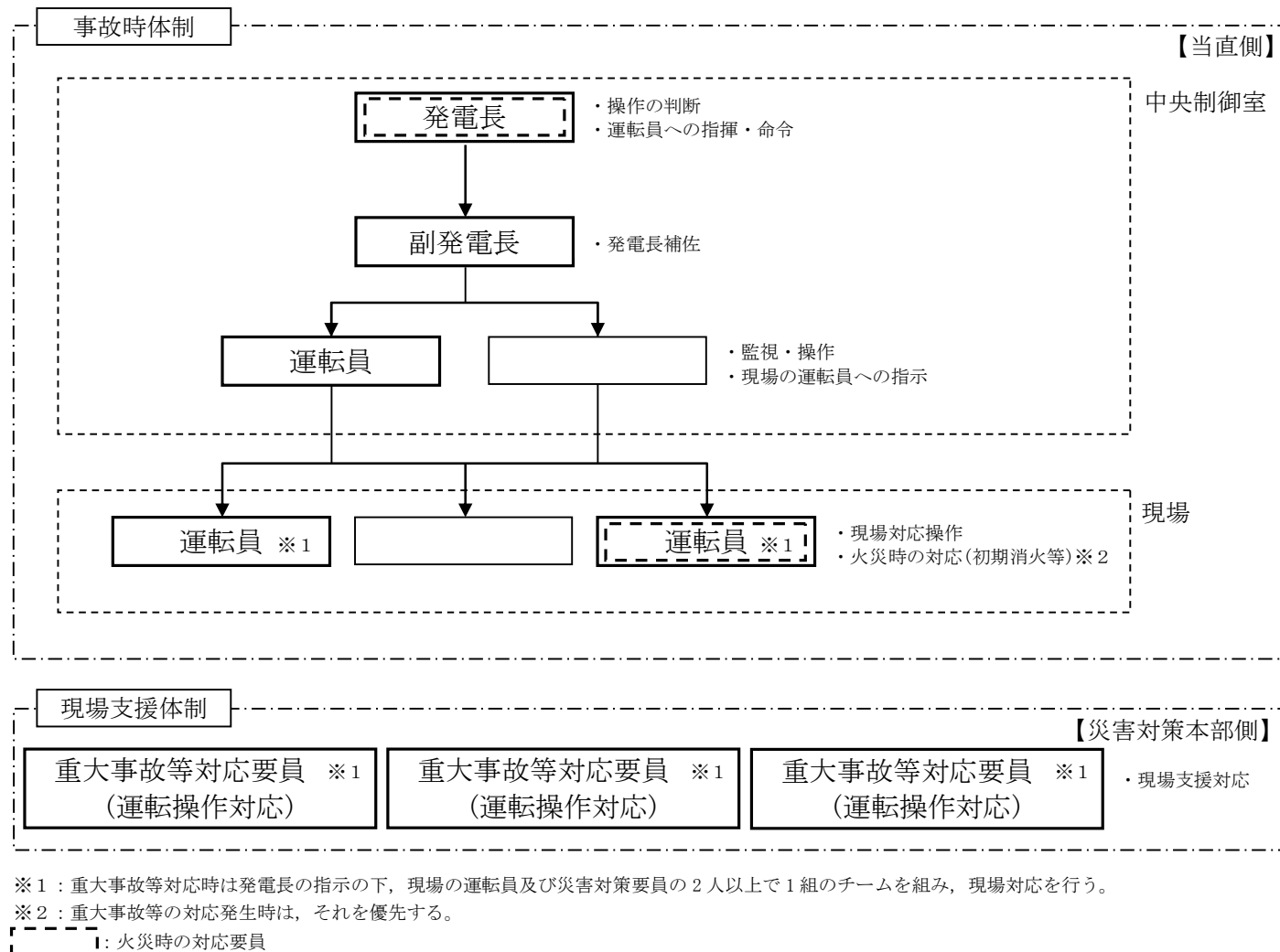


※ 上記の要員数については，今後訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第4図 災害対策本部の要員（ブルーム通過時）



第5図 中央制御室運転員等の体制（運転中）



第6図 中央制御室運転員等の体制（停止中）

2. 災害対策本部要員の権限等

災害対策本部及び各作業班の役割・機能を第1表に示す。

3. 指揮命令及び情報の流れについて

災害対策本部内において、指揮命令は基本的に災害対策本部長を最上位に置き、階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方、下位から上位へは、実施事項等が報告される。また、プラント状況や各班の対応状況についても各本部員より適宜報告されるため、常に綿密な情報の共有がなされる。

あらかじめ定めた手順に従って運転班（当直）が行う運転操作や復旧操作については、当直発電長の判断により自律的に実施し、運転本部員に実施の報告が上がってくることになる。

4. その他

(1) 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の体制

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）については、速やかに対策を行えるよう、発電所内に必要な要員を常時確保する。

その後、非常招集により招集した要員の中から状況に応じて必要要員を確保し、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の体制から災害対策本部の体制に移行する。なお、残りの要員については交代要員として待機させる。

(2) 要員が負傷した際の代行の考え方

特に夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において万一何らかの理由で要員が負傷するなどにより役割が実行できなくなった場合には、平日昼間のように十分なバックアップ要員がいなかったことが考えられる。こ

うした場合には、要員の補充を行う。

第1表 各職位の役割・機能

職 位	役割・機能
災害対策本部長	原子力防災組織を統括管理するとともに、災害対策要員を招集し、状況の把握に努めるとともに原子力災害の発生又は拡大の防止のために必要な応急措置を行わせる。
災害対策本部長代理	原子力防災組織の統括について原子力防災管理者（所長）を補佐し、原子力防災管理者（所長）が不在の時は、その職務を代行する。
発電用原子炉主任技術者	発電用原子炉施設の保安上必要な場合、原子力防災管理者（所長）及び副原子力防災管理者等へ、助言及び指示を行う。
本部員	各本部員の担当について原子力防災管理者（所長）を補佐し、担当業務を遂行する。また、原子力防災管理者（所長）及び副原子力防災管理者が不在の時は、あらかじめ定めた代行順位でその職務を代行する。
班長	各班の業務が円滑に行えるよう、各班の業務内容を整理し、各班の要員に指示する。また、各班の要員から作業状況等の情報を入手し、情報を整理した上で本部員へ連携する。
情報班	事故に関する情報収集・整理及び連絡調整、本店対策本部及び社外機関との連絡調整等。
広報班	発生した事象に関する広報、関係地方公共団体の対応の実施、報道機関等の社外対応の実施、発電所内外へ広く情報提供等。
庶務班	災害対策本部の運営、防災資機材の調達及び輸送、所内警備、避難誘導、医療（救護）に関する措置、二次災害防止に関する措置の実施、消火活動、アクセスルート確保、消火活動、放射性物質拡散抑制対策等。
技術班	事故状況の把握・評価、プラント状態の進展予測・評価、事故拡大防止対策の検討及び技術的助言等。
放射線管理班	発電所内外の放射線・放射能の状況把握、影響範囲の評価、被ばく管理、汚染拡大防止措置等に関する技術的助言、二次災害防止に関する措置等。
保修班	事故の影響緩和・拡大防止に関する対応及び指示、不具合設備の応急復旧及び技術的助言、放射性物質の汚染除去、給水確保及び電源確保に伴う措置等。
運転班	プラント状態の把握及び災害対策本部へのインプット、事故の影響緩和・拡大防止に関する運転上の措置及び技術的助言、消火活動等。
自衛消防隊	初期消火活動の実施。

災害対策要員の確保に関する基本的な考え方について

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合でも速やかに対策を行えるよう、発電所内に必要な要員を常時確保する。また、火災発生時の初期消火活動に対応するため、初期消火要員についても発電所に常時確保する。

重大事故等の対応で、高線量下における対応が必要な場合においても、社員で対応できるよう要員を確保する。病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の要員に欠員が生じた場合は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた体制に係る管理を行う。必要な要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な要員を非常招集できるよう、定期的に通報連絡訓練を実施する。

特に夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において万一何らかの理由で要員が負傷するなどにより役割が実行できなくなった場合には、平日昼間のように十分なバックアップ要員がいなかったことが考えられる。こうした場合には、代行者を追加招集して対処できるようにする。

1. 東海第二発電所対策本部の要員招集

平日の勤務時間帯に警戒事態又は非常事態が発生した場合、送受話器（ページング）、所内放送等にて発電所構内の災害対策本部体制を構成する災害対策要員に対して非常招集を行い、災害対策本部を設置した上で活動を実施する。東海第二発電所では、中長期的な対応も交替できるよう運転員以外の発

電所職員についてもほぼ全員が災害対策要員であることから、平日の勤務時間中での要員確保は可能である。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に警戒事態又は非常事態が発生した場合、一斉通報システムにて災害対策本部体制を構成する災害対策要員に対し非常招集を行うとともに、災害対策本部体制が構築されるまでの間については、運転員及び発電所等に常駐している災害対策要員を主体とした初動体制を確立し、迅速な対応を図る。

以下、発電所構内の要員数が少なくなる夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における非常事態発生時の体制について記載する。

(1) 当直要員

中央制御室の運転員は、発電長、副発電長、運転員の計 7 名／直を配置している。

原子炉運転停止中※については、運転員を 5 名／直とする。

※ 原子炉の状態が冷温停止（原子炉冷却材温度が 100℃未満）及び燃料交換の期間

重大事故等発生時には、発電長が重大事故等対策に係る運転操作に関する指揮・命令・判断を行い、副発電長は発電長を補佐する。中央制御室で運転操作を行う運転員及び現場で対応する運転員は、発電長の指示のもと重大事故等対策の対応を行うために整備された手順書に従い事故対応を行う。発電長は適宜、災害対策本部と連携しプラント対応操作の状況を報告する。

なお、運転員の勤務形態は、通常サイクル 5 班 2 交替で運用しており、重大事故等発生時においても、中長期での運転操作等の対応に支障が出ることがないように、通常時と同様の勤務形態を継続することとしていること、及び重大事故等の対応に当たっては中央制御室運転員 2 名及び現場運転員

6 名（当直現場運転員 3 名と重大事故等対応要員のうち運転操作対応 3 名（2 人 1 組 3 チーム））の体制を整えている。また、特定の作業に当たり被ばく線量が集中しないようよう配慮する運用としていることから、特定の運転員に作業負荷や被ばく線量が集中することはない。

(2) 発電所に常駐している重大事故等対応要員（当直要員を除く）

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）には、発電所内に常駐している緊急時対策所にて対応を行う要員 4 名（意思決定・指揮を行う要員 1 名、現場を指揮する要員 1 名、外部通報・連絡及び情報収集を行う要員 2 名^{※1}）、現場対応を行う庶務班、運転班、保修班の要員 26 名（アクセスルート確保要員 2 名、初期消火要員 11 名、運転操作要員 3 名、電源・給水確保要員 10 名）及び放射線測定などを行う放射線測定対応 2 名の合計 32 名）を非常招集し、災害対策本部の初動体制を確立するとともに、各要員は任務に応じた対応を行う。

なお、災害対策要員は発電所構内又は発電所から 1km 以内にある待機所に常駐する。

重大事故等時においても、中長期での緊急時対策所や現場での対応に支障が出ることがないように、災害対策要員は交替で対応可能な人員を確保すること、及び重大事故等の対応に当たっては作業毎に対応可能な要員を確保し、対応する手順において役割と分担を明確化することから、特定の現場要員に作業負荷や被ばく線量が集中することはない。

初期消火要員（自衛消防隊）11 名については、監視所他にて 24 時間常駐しており、火災発生時に速やかに火災現場へ出動する。

災害対策要員の常駐場所と参集方法については別紙 1 に示す。

※ 1：情報班員のうち 1 名が中央制御室に常駐し初動対応を行う。

(3) 発電所外から発電所に召集する災害対策要員

夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)に重大事故等が発生した場合に、発電所及び待機所以外にいる災害対策要員を速やかに非常召集するため、「一斉通報システム」、「通信連絡手段」等を活用し災害対策要員の非常召集を行う。

東海村周辺地域で震度 6 弱以上の地震が発生した場合には、非常召集の連絡がなくても支障がない限り発電所緊急時対策所又は発電所外集合場所(第三滝坂寮)に参集する。なお、地震等により家族、自宅などが被災した場合や自治体からの避難指示等が出された場合は、家族の身の安全を確保した上で参集する。

召集する災害対策要員のうち、あらかじめ指名されている発電所参集要員(拘束当番)である災害対策要員は、直接発電所緊急時対策所に参集する。あらかじめ指名された発電所参集要員以外の要員は発電所外集合場所に参集し、災害対策本部の指示に従い対応する。

発電所外集合場所に参集した要員は、災害対策本部と非常召集に係る以下の確認、調整を行い、発電所に集団で移動する。

- ①発電所の状況(設備及び所員の被災等)
- ②参集した要員の確認(人数、体調等)
- ③重大事故等対応に必要な装備(汚染防護具、マスク、線量計等)
- ④発電所への持参品(通信連絡設備、照明機器等)
- ⑤気象及び災害情報等

(4) 非常召集となる要員

災害対策本部の要員については、発電所員約 260 名のうち、約 130 名(平

成 28 年 7 月現在) が発電所から 5km 圏内に居住しており、数時間で相当数の要員の非常招集が可能である。

なお、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合の災害対策要員の所在や招集ルート等を踏まえ評価した結果、要員の招集手段が徒歩移動のみを想定した場合であっても、発電所から 5km 圏内に約 130 名の要員が居住していることから、重大事故等の対応を行う必要な要員（110 名）は 2 時間以内に確保可能であることを確認している。

非常招集により招集した要員の中から状況に応じて必要要員を確保し、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の体制から災害対策本部の体制に移行する。なお、残りの要員については交代要員として待機させる。

以上のように、様々な事態を想定して重大事故等対策に係る災害対策要員を確保する方針としていることから、必要な要員は確保できるものと考えているが、大規模損壊においては、不測の事態が発生すること考えられ、限られた人的資源により対応が必要となる場合も想定される。

この場合、原子力防災管理者は、プラント情報を基に放射性物質の放出低減の観点で最も優先すべき対応を決定し、その対応に必要な要員を重点的に割り当てる。そのため、要員の多様化を図る。また、事故進展は時々刻々と変化することを認識し、プラント状況を常に確認しつつ、必要な対応を適切に行うよう努める。

災害対策要員の常駐場所と参集方法

大規模損壊発生時における災害対策要員の動きについては以下のとおり。

- ・ 平日の勤務時間中においては，災害対策要員のほとんどは事務本館で執務しており，招集連絡を受けた場合は，速やかに緊急時対策所に集合する。
- ・ 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）は，初動対応要員（本部要員，現場要員）が事務本館等にて執務又は免震機能を持つ建物等に宿泊しており，招集連絡を受けた場合は，速やかに緊急時対策所に集合する。
- ・ 自衛消防隊（当直守衛員消防隊）については，構内の監視所等に 24 時間常駐しており，火災発生時に速やかに火災現場へ出動する。

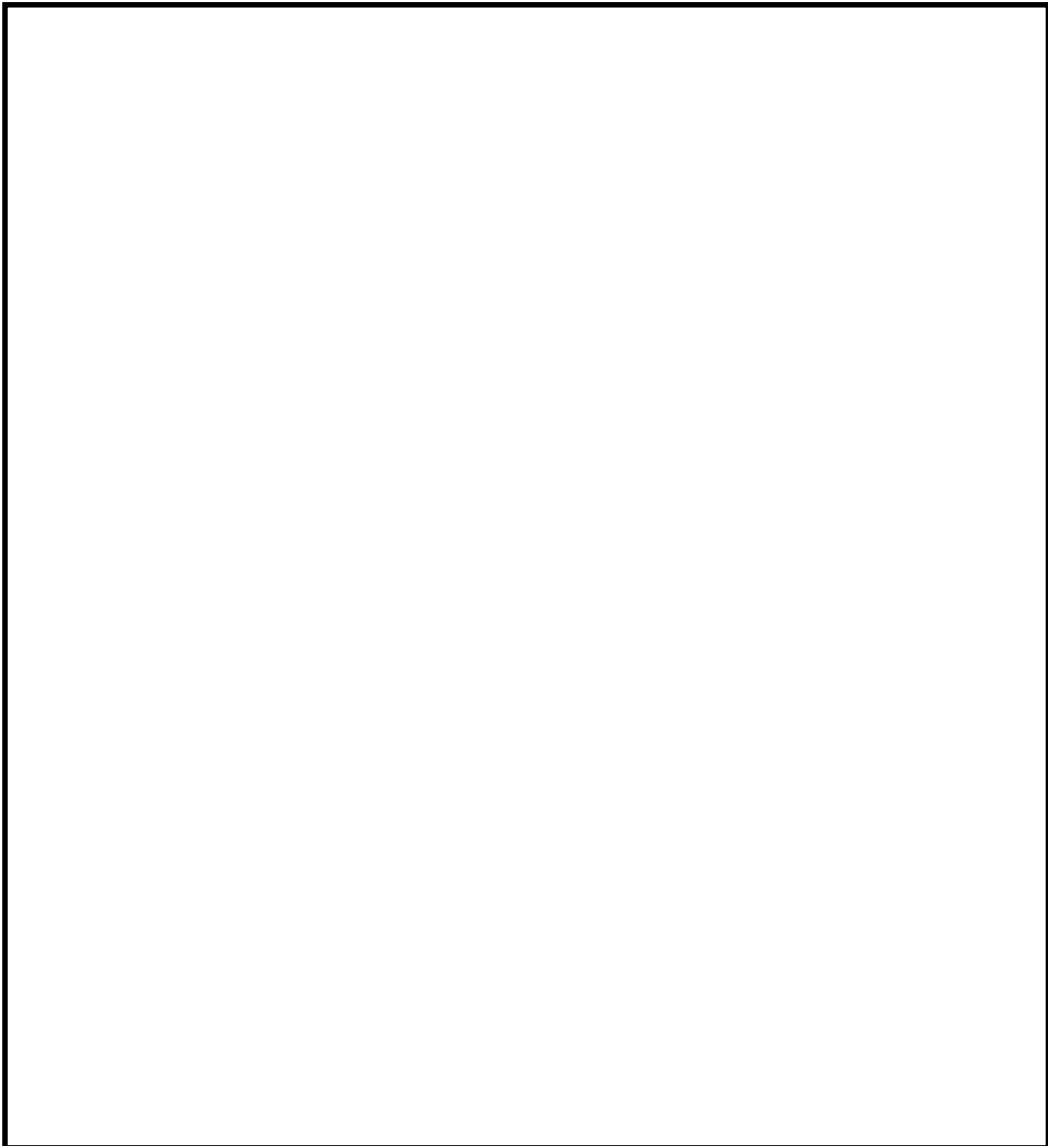


図 1 事務本館，緊急時対策所等の位置関係

運転員及び災害対策要員に対する教育及び訓練内容について

運転員及び災害対策要員は、常日頃から重大事故等発生時の対応のための教育及び訓練を実施することにより、事故対応に必要な力量の習得を行い、当該事故等発生時においても的確な判断のもと、平常心をもって適切な対応操作が行えるように準備している。

1. 運転員の教育及び訓練（第1, 4, 5, 6, 7表参照）

運転員に対する教育及び訓練については、机上教育にて重大事故の現象に対する幅広い知識を付与するため、重大事故時の物理挙動やプラント挙動等の教育を実施する。また、知識の向上と実効性を確認するため、自社のシミュレータ又はBWR運転訓練センターにてシミュレーション可能な範囲において、対応操作訓練を実施する。

また、運転員は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の巡視点検、定期試験及び運転に必要な操作を行うことにより、普段から、設備についての習熟を図る。

2. 実施組織（運転員を除く）に対する教育及び訓練（第2, 4, 5, 6, 7表参照）

実施組織に対する教育及び訓練については、机上教育にて重大事故の現象に対する幅広い知識を付与するため、アクシデントマネジメントの概要について教育するとともに、役割に応じて重大事故時の物理挙動やプラント挙動等の教育を実施する。

また、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した給水確保等の対応操作を習得することを目的に、手順や資機材の取扱方法等の要素訓練を、年1回以上実施する。

実施組織のうち保守班員は、研修施設にてポンプ、弁設備の分解点検、調整、部品交換の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。さらに、設備の点検においては、保守実施方法をまとめた社内規定に基づき、現場に立ち、巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、工事要領書の内容確認及び作業工程検討等の保守点検活動を行うことにより、普段から、設備についての習熟を図る。

3. 支援組織に対する教育及び訓練（第3, 4, 6表参照）

災害対策要員のうち支援組織の要員に対する教育及び訓練については、机上教育にて支援組織の位置付け、実施組織との連携及び資機材等に関する教育に加え、役割に応じた要素訓練を実施する。また、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための総合訓練を年1回以上実施する。

これらの重大事故等対策訓練については、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した給水確保等の対応操作を習得することを目的に、手順の内容理解（作業の目的、事故シーケンスとの関係等）や資機材の取扱方法等の習得を図るため要素訓練等を年1回以上実施する。

さらに、訓練においては、悪条件（高線量下、夜間、悪天候（降雨、降雪、強風等）及び照明機能低下等）を想定し、必要な防護具等を着用した訓練も実施する。

なお、重大事故等対策に使用する資機材及び手順書については、担当箇所にて適切に管理しており、訓練の実施に当たっては、これらの資機材及び手順書を用いて実施し、訓練より得られた改善点を適宜反映する。

第1表 重大事故等対策に関する教育（運転員の主な教育内容）（1/2）

教育名	目的	内容	対象者	時間・頻度
異常時対応訓練 （指揮、状況判断）	異常時に指揮者として適切な指揮、状況判断ができるよう、異常時操作の対応(判断・指揮命令)及び、警報発生時の監視項目について理解する。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 異常時操作の対応(判断、指揮命令含む。) ・ 警報発生時の監視項目 	発電長、副発電長	3年間で30時間以上 (他の項目も含む。)
異常時対応訓練 （中央操作室内対応）	異常時に中央制御室において適切な処置がとれるように、警報発生時の対応及び異常時操作の対応について理解する。 役割に応じた活動に要する資機材等に関する知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉の起動停止に関する操作と監視項目 ・ 各設備の運転操作と監視項目 ・ 警報発生時の対応操作(中央制御室) ・ 異常時操作の対応(中央制御室) 	発電長、副発電長、運転員Ⅰ	
異常時対応訓練 （現場機器対応）	異常時に現場において適切な処置がとれるように、警報発生時の対応及び異常時操作の対応について理解する。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉の起動停止の概要 ・ 各設備の運転操作の概要(現場操作) ・ 警報発生時の対応操作(現場操作) ・ 異常時操作の対応(現場操作) 	発電長、副発電長、運転員Ⅰ、運転員Ⅱ	
シミュレータ訓練Ⅰ （ファミリー訓練）	異常事象対応時(設計基準外事象含む)の連携措置の万全を図る。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 運転操作の連携訓練 【重大事故等の対応を含む】※	発電長、副発電長、運転員Ⅰ、運転員Ⅱ	3年間で15時間以上
シミュレータ訓練Ⅱ	警報発生時及び異常事象時(設計基準外事象含む) 対応の万全を図る。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 起動停止・異常時・警報発生時対応訓練 【重大事故等の対応を含む】※	運転員Ⅰ	3年間で9時間以上
シミュレータ訓練Ⅲ	警報発生時及び異常事象時(設計基準外事象含む) 対応の万全を図る。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 起動停止、異常時・警報発生時の対応・判断・指揮命令訓練 【重大事故等の対応を含む】※	発電長、副発電長	3年間で9時間以上

※：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、充実強化した内容

第1表 重大事故等対策に関する教育（運転員の主な教育内容）（2/2）

教育名	目的	内容	対象者	時間・頻度
アクシデントマネジメント教育（基礎的知識）	アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・アクシデントマネジメントの概要 ・津波アクシデントマネジメントの概要※ 	発電長，副発電長，運転員Ⅰ，運転員Ⅱ	1回／年
アクシデントマネジメント教育（応用的知識）	事故時のプラント挙動，プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動 ・機能別の設備のプラント状況にあった優先順位 	発電長，副発電長	1回／年
防災教育	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所員として必要な基礎知識の理解 ・原子力災害に関する知識を習得し，原子力防災活動の円滑な実施に資する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原災法及び関係法令の概要 ・原子力事業者防災業務計画の概要 ・防災体制，防災組織及び活動 ・防災関係設備 ・緊急時活動レベル（EAL）※ 	実施組織 （役割に応じた項目）	1回／年

※：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，充実強化した内容

第2表 重大事故等対策に関する教育（実施組織（運転員を除く）の主な教育内容）

教育名	目的	内容	対象者	頻度
アクシデントマネジメント教育 （基礎的知識）	アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・アクシデントマネジメントの概要 ・津波アクシデントマネジメントの概要※ 	実施組織	1回／年
アクシデントマネジメント教育 （応用的知識）	事故時のプラント挙動、プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動 ・機能別の設備のプラント状況にあった優先順位 	実施組織 （班長）	1回／年
防災教育	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所員として必要な基礎知識の理解 ・原子力災害に関する知識を習得し、原子力防災活動の円滑な実施に資する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原災法及び関係法令の概要 ・原子力事業者防災業務計画の概要 ・防災体制、防災組織及び活動 ・防災関係設備 ・緊急時活動レベル（EAL）※ 	実施組織 （役割に応じた項目）	1回／年
総合訓練	想定した原子力災害への対応、各機能や組織間の連携等、組織があらかじめ定められた機能を発揮できることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・各作業班の活動 ・各作業班の連携 ・本部の意思決定 ・本店本部との連携 【重大事故等を想定し、上記を実施】※	災害対策要員	1回／年

※：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、充実強化した内容

第3表 重大事故等対策に関する教育（支援組織の主な教育内容）

教育名	目的	内容	対象者	頻度
アクシデントマネジメント教育 （基礎的知識）	アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・アクシデントマネジメントの概要 ・津波アクシデントマネジメントの概要※¹ 	技術支援組織※ ² ，運営支援組織	1回／年
アクシデントマネジメント教育 （応用的知識）	事故時のプラント挙動，プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動 ・機能別の設備のプラント状況にあった優先順位 	技術支援組織※ ² （本部員，班長，要員）	1回／年
防災教育	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所員として必要な基礎知識の理解 ・原子力災害に関する知識を習得し，原子力防災活動の円滑な実施に資する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原災法及び関係法令の概要 ・原子力事業者防災業務計画の概要 ・防災体制，防災組織及び活動 ・防災関係設備 ・緊急時活動レベル（EAL）※¹ 	技術支援組織※ ² ，運営支援組織 （役割に応じた項目）	1回／年
総合訓練	想定した原子力災害への対応，各機能や組織間の連携等，組織があらかじめ定められた機能を発揮できることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・各作業班の活動 ・各作業班の連携 ・本部の意思決定 ・本店本部との連携 【重大事故等を想定し，上記を実施】 ※ ¹	災害対策要員	1回／年
その他訓練	あらかじめ定められた機能を発揮できるようにするために資機材操作を含めて行い，機能毎の対応能力向上を図る。	<ul style="list-style-type: none"> ・通報訓練 ・モニタリング訓練 ・避難誘導訓練 ・緊急時被ばく医療訓練 	該当者	1回／年

※1：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，充実強化した内容

※2：本部長及び本部長代理を含む

第4表 重大事故等対策に関する訓練 (1/5)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	要素訓練名称及び頻度
電源確保	常設代替高圧電源装置による給電	○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ①常設代替高圧電源装置による緊急用M/C受電 ②常設代替高圧電源装置による緊急用M/C，P/C，MCC受電 ③常設代替高圧電源装置による直流125V主母線盤2A及び2B受電	運転員	①常設代替高圧電源装置による非常用所内電気設備への給電：1回/年 ②常設代替高圧電源装置による代替所内電気設備への給電：1回/年 ③常設代替高圧電源装置による直流125V主母線盤2A及び2Bへの給電：1回/年
		○重大事故等対策要領 ・常設代替高圧電源装置（現場起動）による非常用所内電気設備への給電	重大事故等対応要員（保修班員）	・常設代替高圧電源装置（現場起動）による給電：1回/年
	可搬型代替低圧電源車による給電	○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ①可搬型代替低圧電源車によるP/C 2C及び2D受電 ②可搬型代替低圧電源車による代替所内電気設備への給電 ③可搬型代替低圧電源車による直流125V主母線盤2A及び2Bへの給電	運転員	①可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備への給電：1回/年 ②可搬型代替低圧電源車による代替所内電気設備への給電：1回/年 ③可搬型代替低圧電源車による直流125V主母線盤2A及び2Bへの給電：1回/年
		○重大事故等対策要領 ・可搬型代替低圧電源車によるの給電	重大事故等対応要員（保修班員）	・可搬型代替低圧電源車起動操作：1回/年
	非常用高圧母線電源融通	○非常時運転手順書（事象ベース） ・全交流動力電源喪失時対応手順	運転員	・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による電源融通：1回/年
	常設代替高圧電源装置，可搬型代替低圧電源車への燃料補給	○重大事故等対策要領 ①可搬型設備用軽油タンクからタンクローリーへの給油 ②タンクローリーから各機器への給油 ③燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油	重大事故等対応要員（庶務班員）	①軽油貯蔵タンクからタンクローリーへの給油：1回/年 ②③タンクローリーから各機器への給油：1回/年

※教育訓練に使用する手順書，要素訓練名称及び頻度等は，今後の検討等により変更となる可能性があります。

第4表 重大事故等対策に関する訓練 (2/5)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	要素訓練名称及び頻度
電源確保	非常用ディーゼル発電機等冷却水確保	○重大事故等対策要領 ・非常用ディーゼル発電機等冷却系海水系への代替送水	重大事故等対応要員 (保修班員)	・非常用ディーゼル発電機等冷却系海水系ホース接続：1回/年 ・可搬型代替注水大型ポンプ設置：1回/年
	蓄電池による給電	○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ① 125V A系及びB系蓄電池による直流125V主母線盤2A及び2B受電 ②常設代替直流電源設備による直流125V主母線盤2A及び2B受電	運転員	①所内常設直流電源設備による非常用直流母線への給電：1回/年 ②常設代替直流電源設備による緊急用直流母線への給電：1回/年
	可搬型代替直流電源設備による給電	○重大事故等対策要領 ・可搬型代替直流電源設備による給電	重大事故等対応要員 (保修班員)	・可搬型代替直流電源設備による給電：1回/年
炉心損傷緩和	高圧の原子炉への注入操作	○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ①高圧代替注水系（現場起動）による原子炉注水 ②SLC系による原子炉注水	運転員	①高圧代替注水系（現場起動）による原子炉注水：1回/年 ②SLCによる原子炉注水：1回/年
	原子炉の減圧	○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ①SRVによる原子炉減圧（電源確保） ②SRVによる原子炉減圧（駆動源確保）	運転員	①SRV駆動源確保（可搬型蓄電池）：1回/年 ②SRV駆動源確保（駆動装置装置，ポンベ切替，窒素供給装置）：1回/年
		○重大事故等対策要領 ・可搬型窒素供給装置（小型）による送気	重大事故等対応要員 (保修班員)	・可搬型窒素供給装置の起動操作：1回/年
	低圧の原子炉への注入操作	○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ①低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水 ②消火系による原子炉注水 ③CST系による原子炉注水	運転員	①低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水：1回/年 ②消火系による原子炉注水：1回/年 ③補給水系による原子炉注水：1回/年

※教育訓練に使用する手順書，要素訓練名称及び頻度等は，今後の検討等により変更となる可能性があります。

第4表 重大事故等対策に関する訓練 (3/5)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	要素訓練名称及び頻度
炉心損傷緩和	低圧の原子炉への注入操作	○重大事故等対策要領 ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等 対応要員	・可搬型代替注水大型ポンプ設置：1回/年
	最終ヒート シンクへの 熱輸送	○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ・格納容器圧力逃がし装置の現場操作による 格納容器減圧	運転員	・格納容器圧力逃がし装置の現場操作による 格納容器減圧：1回/年
		○重大事故等対策要領 ①耐圧強化ベント系による格納容器内減圧 ②格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント ③可搬型代替注水大型ポンプによる送水 ④可搬式窒素供給装置による送気	重大事故等 対応要員	①耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧 及び除熱：1回/年 ②格納容器圧力逃がし装置による格納容器 ベント：1回/年 ③可搬型代替注水大型ポンプ設置：1回/年 ④可搬式窒素供給装置の起動操作：1回/年
格納容器破損 防止	格納容器内の 冷却・減圧	○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ①代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による 格納容器スプレー ②消火系による格納容器スプレー ③C S T系による格納容器スプレー ④消火系によるペDESTAL注水 ⑤C S T系によるペDESTAL注水 ⑥格納容器圧力逃がし装置の現場操作による 格納容器減圧	運転員	①代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による 格納容器スプレー：1回/年 ②④消火系による格納容器内の冷却：1回/年 ③⑤補給水系による格納容器内の冷却：1回/年 ⑥格納容器圧力逃がし装置の現場操作による 格納容器減圧：1回/年
		○重大事故等対策要領 ①可搬型代替注水大型ポンプによる送水 ②格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント ③二次隔離弁操作室 空気ポンプユニットによる 二次隔離弁操作室の正圧化	重大事故等 対応要員 （保修班員）	①可搬型代替注水大型ポンプ設置送水：1回/年 ②格納容器圧力逃がし装置による格納容器 ベント：1回/年 ③二次隔離弁操作室の準備及び運用：1回/年
	水素爆発による 原子炉建屋等の 損傷防止	○重大事故等対策要領 ①原子炉建屋ベント ②可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等 対応要員 （保修班員）	①原子炉建屋ベント：1回/年 ②可搬型代替注水大型ポンプ設置：1回/年

※教育訓練に使用する手順書、要素訓練名称及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 4 表 重大事故等対策に関する訓練 (4/5)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	要素訓練名称及び頻度
使用済燃料プール水位維持及び燃料損傷緩和	使用済燃料プールへの注水及びスプレイ	○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ①消火系による使用済燃料プール注水 ②C S T系による使用済燃料プール注水 ③代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール除熱	運転員	①消火系による使用済燃料プール注水：1回／年 ②補給水系による使用済燃料プール注水：1回／年 ③代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール除熱：1回／年
		○重大事故等対策要領 ①代替燃料プール注水系（可搬型）による可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プール注水 ②可搬型代替注水大型ポンプによる送水 ③使用済燃料プール漏えい緩和	重大事故等対応要員（保修班員）	①代替燃料プール注水系（可搬型）設置：1回／年 ②可搬型代替注水大型ポンプ設置：1回／年 ③使用済燃料プール漏えい緩和：1回／年
放射性物質放出緩和	発電所外への放射性物質の拡散抑制	○重大事故等対策要領 ①放水砲による拡散抑制 ②汚濁防止膜による拡散抑制	重大事故等対応要員（庶務班員）	①放水砲による拡散抑制：1回／年 ②汚濁防止膜による拡散抑制：1回／年
水源確保	代替淡水貯槽への補給	○重大事故等対策要領 ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等対応要員（保修班員）	・可搬型代替注水大型ポンプ設置：1回／年
	淡水貯水池への補給	○重大事故等対策要領 ①可搬型代替注水大型ポンプによる送水 ②淡水貯水池B（A）から淡水貯水池A（B）への補給	重大事故等対応要員（保修班員）	①可搬型代替注水大型ポンプ設置：1回／年 ②淡水貯水池B（A）から淡水貯水池A（B）への補給：1回／年
	送水	○重大事故等対策要領 ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等対応要員（保修班員）	・可搬型代替注水大型ポンプ設置：1回／年

※教育訓練に使用する手順書、要素訓練名称及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 4 表 重大事故等対策に関する訓練 (5/5)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	要素訓練名称及び頻度
その他対策	アクセスルートの確保	○重大事故等対策要領 ・瓦礫撤去	重大事故等 対応要員 (庶務班員)	・瓦礫撤去 (ブルドーザ) : 1 回/年 ・瓦礫撤去 (ホイールローダ) : 1 回/年
	事故時の計装	○重大事故等対策要領 ・可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視	重大事故等 対応要員 (保修班員)	・可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視 : 1 回/年
	緊急時対策所等 の居住性の確保	○非常時運転手順書Ⅲ ・放出 (PCV 破損防止)	運転員	・中央制御室退避室の準備及び運用 : 1 回/年
		○重大事故等対策要領 ・チェンジングエリアの設置及び運用	放射線 管理班	・緊急時対策所及び中央制御室の チェンジングエリアの設置及び運用 : 1 回/年
		○重大事故等対策要領 ①緊急時対策所非常用換気空調設備の起動 及び運用 ②緊急時対策所加圧設備の起動及び運用 ③緊急時対策所用発電機起動操作及び運用	庶務班	①緊急時対策所非常用換気空調設備運転操作 : 1 回/年 ②緊急時対策所加圧設備運転操作 : 1 回/年 ③緊急時対策所用発電機起動操作 : 1 回/年
	環境モニタリ ング	○重大事故等対策要領 ①放射能観測車による放射性物質の濃度の測定 ②可搬型放射能測定装置による放射性物質の 濃度測定 ③海上モニタリング ④可搬型モニタリングポストによる放射線量の 測定及び代替測定 ⑤バックグラウンド低減対策	放射線 管理班	①放射能観測車による放射能濃度測定 : 1 回/年 ②可搬型放射能測定装置による放射性物質の 濃度測定 : 1 回/年 ③海上モニタリング : 1 回/年 ④可搬型モニタリングポストによる放射線量の 測定及び代替測定 : 1 回/年 ⑤バックグラウンド低減対策 : 1 回/年
	気象条件の測定	○重大事故等対策要領 ・可搬型気象観測設備による気象観測項目の 代替測定	放射線 管理班	・可搬型気象観測設備による気象観測項目の 代替測定 : 1 回/年
	消火活動	○災害対策要領 ・消火活動のための要員に対する訓練	自衛消防隊	・消防操法 : 1 回/年

※教育訓練に使用する手順書、要素訓練名称及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性があります。

第 5 表 教育及び訓練計画の頻度の考え方について

項目	頻度	教育・訓練の方針	教育・訓練の内容
教育・訓練の計画	1 回／年	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉施設保安規定に基づく手順書で計画の策定方針を規定する。 	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対策に関する知識向上のための教育・訓練等
要素訓練	1 回／年以上	<ul style="list-style-type: none"> 各要員に対し必要な教育及び訓練項目を年 1 回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。 各要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員の役割に応じた教育及び訓練を受ける必要がある。各要員の役割に応じた教育及び訓練を年 1 回以上、毎年繰り返すことにより、各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。 各要員の力量評価の結果に基づき教育及び訓練の有効性評価を行い、年 1 回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育又は訓練については、年 2 回以上の実施頻度に見直す。 	<ul style="list-style-type: none"> 給水活動及び電源復旧活動等の各項目の教育・訓練
総合訓練	1 回／年以上	<ul style="list-style-type: none"> 想定した原子力災害への対応、各機能や組織間の連携等、組織があらかじめ定められた機能を発揮できることを総合的に確認する訓練を年 1 回以上実施し、評価することにより、災害対策要員の実効性等を確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> 災害対策要員の実効性等を総合的に確認。

第6表 重大事故等に係る発電所要員の力量管理について

要員	必要な作業	必要な力量	主要な教育・訓練	主要な効果（力量）の確認方法
災害対策要員 ・本部長，本部長代理，本部員	○発電所における災害対策活動の実施	○事故状況の把握 ○対応判断 ○適確な指揮 ○各班との連携	○アクシデントマネジメント教育 ○防災教育 ○総合訓練	○防災教育の実施状況，総合訓練の結果から効果（力量）の確認を行う。
災害対策要員 ・上記以外の要員	○発電所における災害対策活動の実施 （統括／班長指示による） ○関係箇所への情報提供 ○各班要員の活動状況把握	○所掌内容の理解 ○対策本部との情報共有 ○各班との連携		
運転員	○事故状況の把握 ○事故拡大防止に必要な運転上の措置 ○除熱機能等確保に伴う措置	○確実なプラント状況把握 ○運転操作 ○事故対応手順の理解	○アクシデントマネジメント教育 ○防災教育 ○総合訓練 ○シミュレータ訓練	○事故を収束できること，適切に操作を実施できることをシミュレータ訓練の結果，防災教育等の実施状況から効果（力量）の確認を行う。
実施組織	○復旧対策の実施 ・資機材の移動，電源車による給電，原子炉への注水，使用済燃料プールへの注水等 ○消火活動	○個別手順の理解 ○資機材の取扱い ○配置場所の把握	○アクシデントマネジメント教育 ○防災教育 ○総合訓練 ○各班機能に応じた要素訓練	○必要な活動ができることを各班機能に応じた要素訓練の結果，総合訓練の結果，防災教育の実施状況から効果（力量）の確認を行う。
支援組織	○事故拡大防止対策の検討 ○資材の調達及び輸送 ○放射線・放射能の状況把握 ○社外関係機関への通報・連絡	○事故状況の把握 ○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取扱い	○アクシデントマネジメント教育 ○防災教育 ○総合訓練 ○各班機能に応じた要素訓練	○防災教育の実施状況，要素訓練の結果から効果（力量）の確認を行う。

第7表 プラント設備への習熟のための保守点検活動

対象者	主な活動	保守点検活動の内容（例）	社内規程
入社1年目 原子力技術系社員（全員）	現場実習	<ul style="list-style-type: none"> 入社後、原子力発電所の仕組みや放射線の基礎等の知識を学んだ後、発電所の運転業務（直業務）の研修を受け、系統設備の概略や現場パトロール（機器配置）を習熟する。 	力量設定管理要項
運転員	巡視点検	<ul style="list-style-type: none"> 巡視点検を1回以上／直で実施。 必要により簡易な保守を実施。 	運転管理業務要項
	運転操作	<ul style="list-style-type: none"> プラント起動又は停止時の運転操作及び機器の状態確認 非常用炉心冷却設備等の定期的な起動試験に係る運転操作及び機器の状態確認。 	運転管理業務要項
保守室員	保守管理	<ul style="list-style-type: none"> 設備ごとに担当者を定め、プラント運転中の定期的な巡視、及びプラント起動停止時や試運転時に立会い、異常有無等の状態を確認。 設備不具合時等に設備の状況を把握し、原因の特定及び復旧方針を策定。 	保守管理業務要項
	工事管理 （調達管理）	<ul style="list-style-type: none"> 各設備の定期的な保守点検工事あるいは修繕工事等において、当社立会のホールドポイントを定めて、設備毎の担当者が分解点検等の現場に立会い、設備の健全性確認を行うとともに、作業の安全管理等を実施。 	保守管理業務要項 力量設定管理要項
	教育訓練	<ul style="list-style-type: none"> 保守部門配属後、研修施設において、基本的な設備（制御弁、ポンプ、モータ、手動弁、遮断器、検出器、伝送器、制御器等）の分解点検や組立て及び点検調整等の実習トレーニングを行い、現場技能を習得している。 OJTを主体に専門知識の習得を図ることで、技術に堪能な人材を早期に育成している。 	力量設定管理要項

大規模な自然災害による使用済燃料乾式貯蔵設備への影響について

大規模な自然災害により使用済燃料乾式貯蔵設備^{*1}（以下「貯蔵設備」という。）が被災した場合、貯蔵設備への影響として使用済燃料乾式貯蔵容器（以下「貯蔵容器」という。）の安全機能（除熱機能，密封機能，遮蔽機能及び臨界防止機能）の喪失が考えられる。ここでは，大規模な自然災害による貯蔵容器の安全機能への影響評価を実施した。

- ＊1 貯蔵設備は，使用済燃料乾式貯蔵建屋（以下「貯蔵建屋」という。），貯蔵建屋に付随する設備（天井クレーン等），貯蔵容器，貯蔵容器支持構造物及び監視装置で構成される。

1. 大規模な自然災害による影響の検討

大規模な自然災害で，貯蔵容器の安全機能に影響を与えると考えられる事象として，原子炉及び使用済み燃料プールの大規模損壊を発生させる可能性のある，基準地震動を一定程度超える地震（以下「地震」という。），基準津波を一定程度超える津波（以下「津波」という。）及び設計竜巻を一定程度超える竜巻（以下「竜巻」という。）が考えられる。これらによる想定事象と貯蔵容器の安全機能に与える影響を第1表のとおり検討した。

地震，津波及び竜巻による貯蔵容器の安全機能のうち除熱機能への影響として，貯蔵容器の周囲にがれきが隙間なく堆積し貯蔵容器ががれきに埋没した状態を代表的な想定事象とし評価を実施する。

遮蔽機能への影響は，除熱機能の喪失により遮蔽体が制限温度を超え消失す

ることによって生じることから、除熱機能への影響評価に包絡される。

密封機能への影響として、地震及び津波による貯蔵建屋損壊発生時に、天井スラブ等の重量物が落下し、直立した貯蔵容器及び横転した貯蔵容器の密封シール部に衝撃を与える状態を、代表的な想定事象として評価を実施する。なお、設計竜巻飛来物の密封機能への影響評価では十分余裕があることから、竜巻による飛来物の影響は小さく、前述の重量物の貯蔵容器への落下による影響評価に十分包絡される。

臨界防止機能への影響は、燃料集合体を収納するバスケットが変形し燃料棒ピッチが変化することにより生じる。貯蔵容器内部が乾燥状態であれば実効増倍率は0.3程度と十分に深い未臨界度であり、燃料棒ピッチと燃料集合体間のピッチが外縁部で部分的に縮小することによる実効増倍率への影響を考慮しても十分に未臨界は維持される。実効増倍率が最も高くなる冠水状態の燃料集合体の実効増倍率は0.93程度であり、燃料棒ピッチが縮小する場合、実効増倍率は小さくなるため、臨界防止機能は維持される。

以上から、貯蔵容器の安全機能への影響評価は、密封機能に与える影響に対して重量物落下による貯蔵容器への衝撃を、除熱機能への影響に対して貯蔵容器のがれき埋没を、それぞれ代表的な想定事象として評価する。

2. 貯蔵容器への重量物落下による影響評価

(1) 評価内容

貯蔵建屋損壊時には、天井スラブ及び天井クレーンが貯蔵容器に落下することが想定される。貯蔵建屋天井が落下する場合、実際には天井スラブのがれき化、細粒化又はたわみにより、貯蔵容器1基に天井全面が衝突荷重としてかかることはないと考えられるため、貯蔵容器に落下する重量物として貯蔵建屋天井の1区画分を想定する。更に厳しい条件として天井スラブ及び天井ク

レーンの貯蔵容器への同時落下を想定する。

(2) 評価条件

天井スラブと天井クレーンが直立した貯蔵容器及び横転した貯蔵容器上に自由落下する。第2表に天井スラブ及び天井クレーンについて、重量及び落下時の衝撃加速度を示す。

① 落下の評価式

【貯蔵容器直立時】

落下物は蓋部に衝突することとし、円板のたわみと曲げ応力の式より蓋部応力を求め、許容応力と比較する。蓋部の発生応力（蓋端部で発生する最大応力とする）は、以下の式で求める（機械工学便覧基礎編 α 3材料力学 表5-1より）。

$$\sigma = 0.75 \cdot \frac{p \cdot \alpha^2}{h^2}$$

p : 荷重分布 (=F/S)

F : 衝突荷重 = M × a (MN)

M : 落下物重量 (kg)

a : 落下物の衝撃加速度 (m/s²)

S : 衝撃を受ける面積（一次蓋断面積） (m²) (m²)

α : 一次蓋ボルト中心半径 (mm) (mm)

h : 板厚（一次蓋厚さ） (mm) (mm)

【貯蔵容器横転時】

貯蔵容器胴部は落下物の衝突荷重Fをそのまま受けるため、衝突荷重Fを求

め、横転時衝突荷重と比較する。

② 評価基準

蓋部の許容応力及び胴部衝突荷重は以下のとおり。

貯蔵容器蓋部：一次膜＋一次曲げ応力強さ (MPa)

貯蔵容器胴部：横転時衝突荷重 (MN)

(3) 評価結果

貯蔵建屋の倒壊により、天井スラブ及び天井クレーンが貯蔵容器の上に落下した場合の評価結果は第3表のとおりである。

天井スラブ及び天井クレーンが貯蔵容器上に同時に落下したとしても貯蔵容器は形状を維持し、密封機能、遮蔽機能及び臨界防止機能への影響はない。

3. 貯蔵容器のがれき埋没の影響評価

(1) 評価内容

地震や津波で貯蔵建屋が損壊して発生したがれき又は津波で運ばれてくる土砂、漂流物等が貯蔵容器の周囲に堆積し、貯蔵容器ががれきに埋没する場合の影響評価を行った。

貯蔵建屋倒壊に伴うがれき埋没を模擬した伝熱試験の結果^{*2}では、貯蔵容器周辺に外気が少しでも流入する通気孔が存在すれば、貯蔵容器表面から除熱され、貯蔵容器温度の上昇は事故時の基準温度を下回る温度で止まり、熱的健全性が担保できる新たな定常状態に収束することが確認されている。

本評価では、前述の条件よりも保守的に、空隙の生じないがれきを仮定し、横転した貯蔵容器表面の50%まで堆積する場合の除熱機能を評価した。

さらに、現実には非常に起こり難いが、前述の50%埋没の場合と同様に、

横転した貯蔵容器の周囲に保守的に空隙の生じないがれきを仮定し、貯蔵容器が完全埋没した場合の除熱機能を評価した。

＊ 2 「使用済燃料キャスク貯蔵技術の確立ーキャスクの伝熱特性評価ーU92038」 （（一財）電力中央研究所, 平成 5 年 1 月）

使用済燃料の模擬物を収納した実寸大の確証試験用貯蔵容器を用いて、がれき等への埋没状況を模擬した伝熱試験を実施している。確証試験用貯蔵容器は実容器同様の複雑な本体多層構造で模擬しており、各部材の伝熱性能は東海第二発電所における貯蔵容器と同等であること、本試験の熱容量（発生熱エネルギー）は、東海第二発電所における貯蔵容器よりも高いことから、本評価結果を参照することは可能と考えられる。

(2) 評価条件

貯蔵容器表面の50%までがれきに埋没した場合及び完全に埋没した場合の評価条件を第4表に、貯蔵容器各部材の制限温度を第5表に示す。貯蔵容器は床面に水平に横転しているものとし、がれき埋没状況は第3図のとおりとする。

評価コードは既許可の伝熱解析で使用している A B A Q U S *³コードである。

＊ 3 米国 Hibbitt, Karlsson and Sorensen, Inc. (HKS 社) で開発された有限要素法に基づく伝熱解析等の汎用解析コードであり、輸送キャスクの伝熱解析等に広く利用されている。

(3) 評価結果

貯蔵容器表面の50%までがれきに埋没している場合の評価結果を第6表及び第4図に示す。貯蔵容器各部の温度は上昇した後、制限温度に達することなく一定値となった。制限温度に対する余裕が最も少ない側部レジン温度の最高温度は制限温度□℃に対し定常状態で□℃であり、その他の部材も第6表の制限温度を下回り、除熱機能は維持される。

このことから、貯蔵容器の各部位とも温度上昇によって変形や破損に至ることはなく密封機能及び臨界防止機能は維持される。また、中性子遮蔽体及びγ線遮蔽体も健全であることから、遮蔽機能も維持される。

次に、仮に貯蔵容器ががれきに完全埋没した場合の評価結果を第7表に示す。各部位の温度上昇は緩やかであり、側部レジンの制限温度に到達するまでには、埋没から10日程度の十分な余裕がある。

4. まとめ

大規模な自然災害により、貯蔵容器の安全機能（除熱機能、密封機能、遮蔽機能及び臨界防止機能）に影響を与えるような事象の選定と、貯蔵容器への影響評価を実施した。

影響が考えられる事象としては、地震、津波及び竜巻による貯蔵容器への重量物の落下と、貯蔵容器のがれき埋没が選定されたため、それぞれの影響評価を行った。

貯蔵容器への重量物落下については、貯蔵容器の安全機能は維持され影響はない。

貯蔵容器のがれき埋没については、貯蔵容器高さの50%が保守的に空隙なく埋没した場合でも、貯蔵容器各部の最高温度は制限温度以下であり、貯蔵容器の安全機能は維持される。

また、実際には完全に埋没することはないと考えられるが、仮に完全埋没し

た場合でも、安全機能に影響するまで10日程度の十分な余裕がある。

以上から、大規模な自然災害により貯蔵設備が被災した場合、原子炉及び使用済燃料プールでの放射性物質の放出低減のための対応を優先した後に、貯蔵容器の安全機能の状態を確認する対応が可能である。

なお、貯蔵容器の安全機能の状態については、可搬型計測機器を用いて線量影響のないこと、また、貯蔵容器の表面温度を測定することにより確認を行い、必要に応じて放水又はがれき撤去等の除熱対策を実施する。

第1表 自然災害による想定事象と貯蔵容器の安全機能に与える影響

自然災害	想定事象	貯蔵容器の安全機能に与える影響
基準地震動を一定 程度超える地震（地 震）	<ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵建屋の損壊 ・重量物（貯蔵建屋部材，津波に よる漂流物，又は竜巻飛来物） の貯蔵容器への落下又は衝突 による衝撃 ・貯蔵容器のがれき埋没 	<ul style="list-style-type: none"> ・重量物の落下又は衝突の衝撃による 貯蔵容器の密封機能の喪失 ・貯蔵容器ががれきに埋没すること による貯蔵容器の除熱機能の喪失
基準津波を一定程 度超える津波（津 波）		
設計竜巻を一定程 度超える竜巻（竜 巻）		

第2表 (1) 重量及び落下時の衝撃加速度【天井スラブ】

項 目	入力値の考え方
重量=40t	<ul style="list-style-type: none"> 天井1区画 ($V=\text{[] m}^3$) が1枚板として落下し、貯蔵容器1基に衝突すると仮定。第1図に貯蔵建屋概念図を示す。 重量 $W = \rho \times V = 2,592 \times 15.28 = 39,606\text{kg} = \text{約}40\text{t}$ ρ : コンクリート密度 ($=2,592\text{kg/m}^3$) V : 天井体積 ($=15.28 \text{ m}^3$)
落下時の衝撃加速度	<ul style="list-style-type: none"> 「評価の前提とする衝突荷重」 (17.1m落下時の衝撃加速度が20G) より、衝撃加速度が自由落下速度 ($v = \sqrt{2 g h}$) に比例すると仮定して算定 (別添)。
容器直立時 ; 20G	<ul style="list-style-type: none"> h (貯蔵建屋天井ー貯蔵容器蓋部距離) = 15m
容器横転時 ; 23G	<ul style="list-style-type: none"> h (貯蔵建屋天井ー貯蔵容器胴部距離) = 18.7m

第2表 (2) 重量及び落下時の衝撃加速度【天井クレーン】

項 目	入力値の考え方
重量=100t	トロリ (30t) 及びガーダ (67t) の総重量
落下時の衝撃加速度	<ul style="list-style-type: none"> 天井スラブ同様に算定 (別添)。
容器直立時 ; 14G (9G) *	<ul style="list-style-type: none"> h (クレーンー貯蔵容器蓋部距離) = 3m
容器横転時 ; 14G	<ul style="list-style-type: none"> h (クレーンー貯蔵容器胴部距離) = 7m

* 天井クレーンの容器直立時の衝撃加速度は保守的に14Gを用いる。

第3表 評価結果

落下物（重量）	貯蔵容器直立時 蓋部の応力（MPa）	貯蔵容器横転時 胴部の衝突荷重（MN）
① 天井スラブ（40t）	14	10
② 天井クレーン（100t）	24	14
③ ①＋②（140t）	38	24
評価基準	<input type="text"/>	<input type="text"/>

第4表 評価条件

項 目	評価条件
キャスク仕様 (第2図)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 外径（外筒部） 約2.4m ・ 全長 約5.7m ・ 総重量（燃料含む） 118t（燃料除き101t） ・ 使用済燃料収納体数 61体 ・ 全発熱量（61体分） 17.1kW／基 （高燃焼度燃料（初期濃縮度3.44wt%）, 収納物平均／最高燃焼度；39,500／50,000 MWd／t, 冷却期間；7年）
周辺環境	<ul style="list-style-type: none"> ・ 周辺初期温度（がれき，床） 45℃ ・ 大気温度 39℃ *1 ・ 太陽入熱（表面） 800W／m² *2
がれき埋没状況 及び断熱条件	<ul style="list-style-type: none"> ・ 床面に横置き ・ 貯蔵容器単体を扱う ・ がれき埋没量 ＜貯蔵容器側面（幅方向）＞ がれきに埋没する領域は，貯蔵容器直立時の容器間距離の半分（約55cm）とする ＜貯蔵容器上面（高さ方向）＞ 【50%埋没】貯蔵容器半径（約120cm）までがれき埋没とする 【完全埋没】貯蔵容器上部は直立時の容器間距離の半分までのがれき埋没（約55cm）とする ・ 貯蔵容器とがれき又は空気との熱伝達について ＜貯蔵容器上面＞ 【50%埋没】容器の上半分及びがれき表面から空気への放熱有り開口部分は貯蔵容器と空気間の熱伝達率*3を，埋没部分は貯蔵容器とがれき（コンクリート）間の熱伝達率*3を使用 【完全埋没】がれき表面から空気への放熱有り。がれきの熱伝達率*4を使用 ＜貯蔵容器側面（がれき埋没部）＞ 隣接する貯蔵容器も同発熱量であるため境界面にて断熱状態 ＜床面＞ 貯蔵容器の床面は約2.2mの土台（コンクリート）があり，この下端を断熱境界とする （がれき材質はコンクリートとする）

*1 過去（119年間）の茨城県水戸市での最高温度38.4℃（気象庁，1997年7月5日）を基に，39℃に設定した。

*2 IAEA安全基準（放射性物質安全輸送規則 2012年版）に基づく。（太陽放射入熱条件は，表面の形状及び位置が「水平に輸送される平面－上向きの表面」のケースに対し，1日12時間当たりの放射入熱は800W／m²）
ただし，貯蔵容器とがれき表面への太陽入熱は24時間連続として非定常／定常解析を行う。

*3 貯蔵容器表面及びがれき表面における自然対流熱伝達率を以下に示す。なお，貯蔵時（工認解析）と同式を用いている。

・ 垂直面（側面）における自然対流熱伝達率は，垂直平面における乱流自然対流熱伝達を表す次のMcAdams の式を用いる。

- ・上向き水平面における自然対流熱伝達率は，加熱水平面（上向き）の乱流自然対流熱伝達を表す次のMcAdams の式を用いる。

$$h = 0.14 \cdot \lambda \cdot \left(\frac{g \cdot \beta \cdot \Delta T}{\nu^2} \cdot \text{Pr} \right)^{1/3}$$

h : 熱伝達率 ($\text{W} / (\text{m}^2 \cdot \text{K})$)

λ : 熱伝導率 ($\text{W} / (\text{m} \cdot \text{K})$)

g : 重力加速度 (m / s^2) ($9.80665 \text{m} / \text{s}^2$)

β : 体積膨張係数 ($1 / \text{K}$)

ν : 動粘性係数 (m^2 / s)

Pr : プラントル数

ΔT : 設定する表面と雰囲気温度の温度差 (K)

* 4 珪岩質骨材コンクリート ($\text{FC24N} / \text{mm}^2$ 相当) (伝熱工学資料第5版)

第5表 貯蔵容器の各部材の制限温度

部 材	材 料	制限温度（安全機能維持基準）	制限温度の根拠
燃料被覆管	ジルカロイ-2	$\leq \square^{\circ}\text{C}$ *1	・累積クリープ歪1%以下となる制限温度
中性子遮蔽体（側部, 蓋部, 底部）	エポキシ系レジン	$\leq \square^{\circ}\text{C}$ *2	・レジン熱分解が急速に進み始める温度（水素原子保持の上限）
γ 線遮蔽体（側部）	鉛	$\leq \square^{\circ}\text{C}$ *1	・鉛融点（鉛原子保持の上限）
金属ガスケット（一次蓋, 二次蓋）	アルミニウム合金等	$\leq \square^{\circ}\text{C}$ *3	・クリープラプチャを考慮した使用開始初期の密封機能保持の制限温度
バスケット	アルミニウム合金等	$\leq \square^{\circ}\text{C}$	・構造強度保証制限温度（安全審査資料）
内筒, 中間胴, 外筒	ステンレス鋼	$\leq \square^{\circ}\text{C}$	同上
一次蓋	ステンレス鋼	$\leq \square^{\circ}\text{C}$	同上
二次蓋	ステンレス鋼	$\leq \square^{\circ}\text{C}$	同上
上部フランジ	ステンレス鋼	$\leq \square^{\circ}\text{C}$	同上
底板, 底部プラグ	ステンレス鋼	$\leq \square^{\circ}\text{C}$	同上

*1 工認記載値

*2 レジン連続加熱試験より水素が $\square^{\circ}\text{C}$ の範囲で熱分解により急減する結果から、熱分解開始が急速に進む以前の $\square^{\circ}\text{C}$ を遮蔽機能維持の基準温度とした。

*3 金属ガスケットのメーカカタログ使用可能範囲は $\square^{\circ}\text{C} \sim \square^{\circ}\text{C}$ で、メーカでの10,000時間（約417日）の加熱試験により、 $\square^{\circ}\text{C}$ で十分気密性が維持できることを確認している。 $\square^{\circ}\text{C}$ においても最低2.5カ月気密性は維持できることから、本機能維持の観点からの金属ガスケットの制限温度を $\square^{\circ}\text{C}$ とする。

第6表 定常状態での各部材の最高温度【50%埋没時】

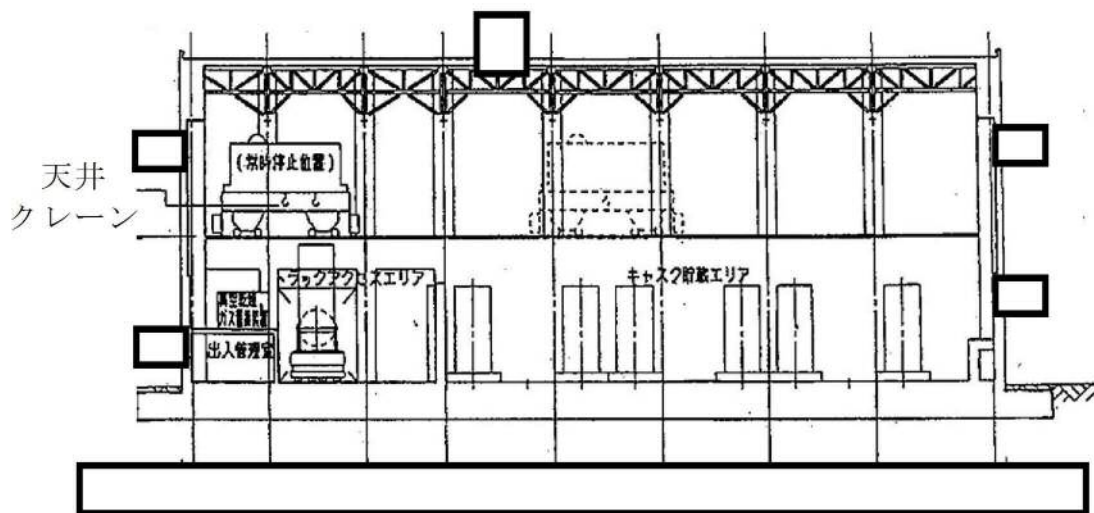
部 材	最高温度 (定常状態) °C	制限温度 (°C)
燃料被覆管		
中性子遮蔽体 (側部レジン)		
中性子遮蔽体 (蓋部レジン)		
中性子遮蔽体 (底部レジン)		
γ線遮蔽体 (側部)		
一次蓋金属ガスケット		
二次蓋金属ガスケット		
バスケット		
一次蓋		
二次蓋		
上部フランジ		
内胴 (表面)		
中間胴		
外筒 (表面)		
底板		
底板プラグ		
がれき表面		—

第7表 一定期間後の各部材の最高温度【完全埋没時】

部 材	最高温度 (°C)		制限温度 (°C)
	約9.6日後* (側部中性子遮蔽体制 限温度到達時)	7日後 (参考)	
燃料被覆管			
中性子遮蔽体 (側部レジン)			
中性子遮蔽体 (蓋部レジン)			
中性子遮蔽体 (底部レジン)			
γ線遮蔽体 (側部)			
一次蓋金属ガスケット			
二次蓋金属ガスケット			
バスケット			
一次蓋			
二次蓋			
上部フランジ			
内胴 (表面)			
中間胴			
外筒 (表面)			
底板			
底板プラグ			
がれき表面			—

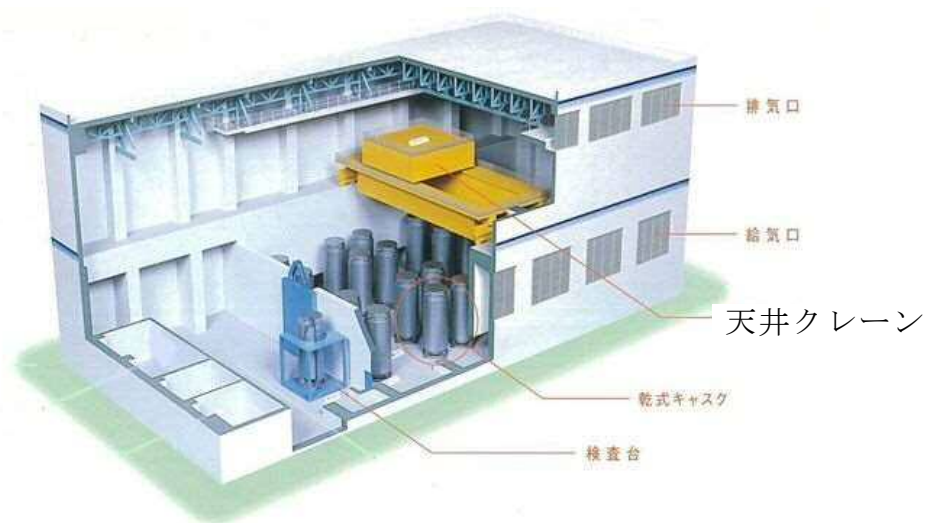
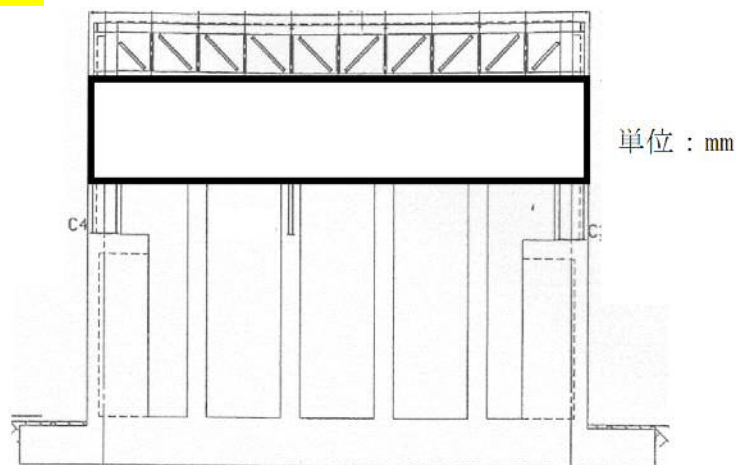
* がれき埋没時点からの経過時間を示す。

断面図（長辺方向）

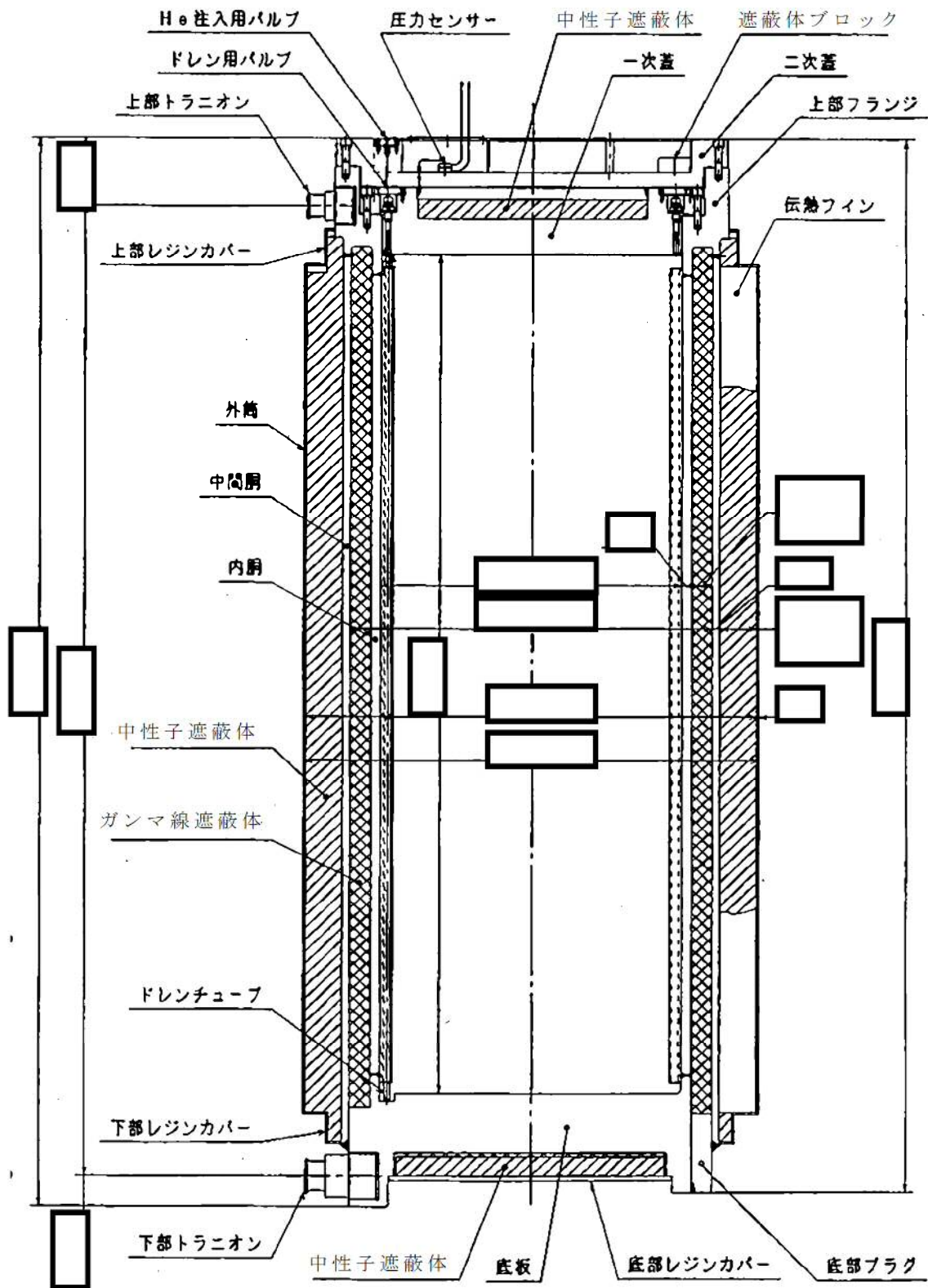


単位：mm

断面図（短辺方向）

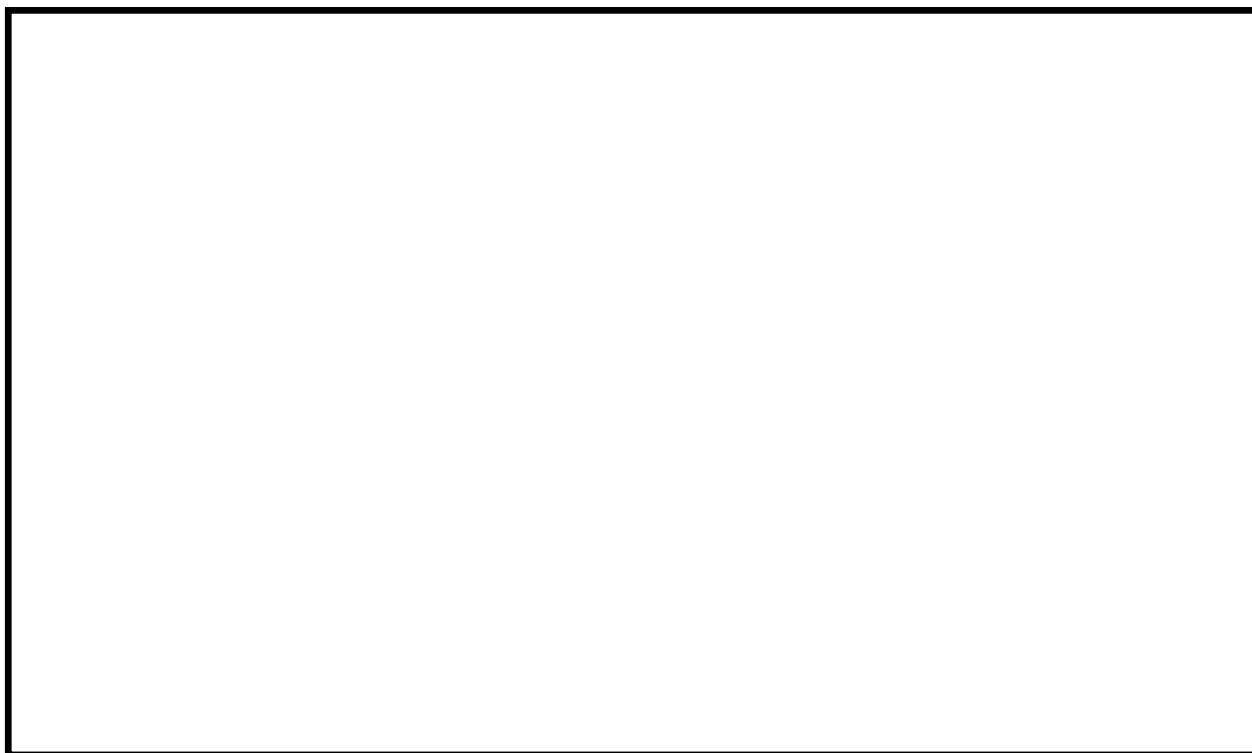


第1図 貯蔵建屋概念図

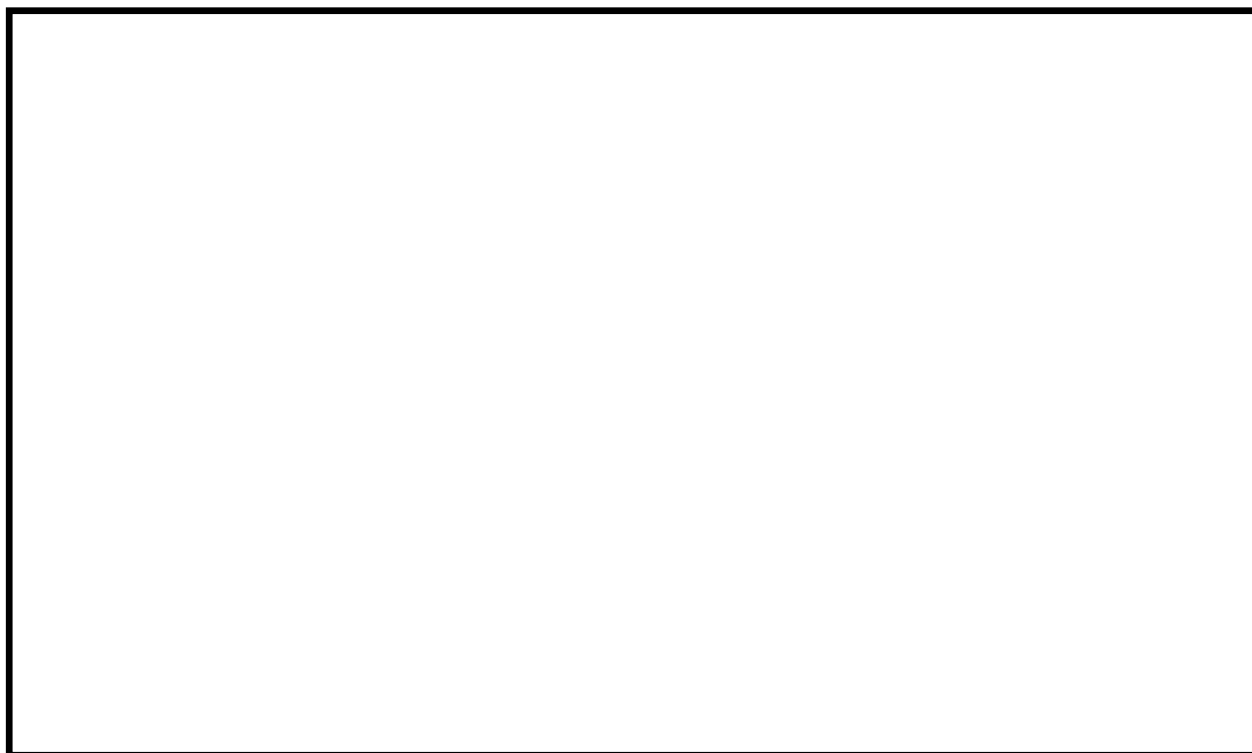


単位：mm

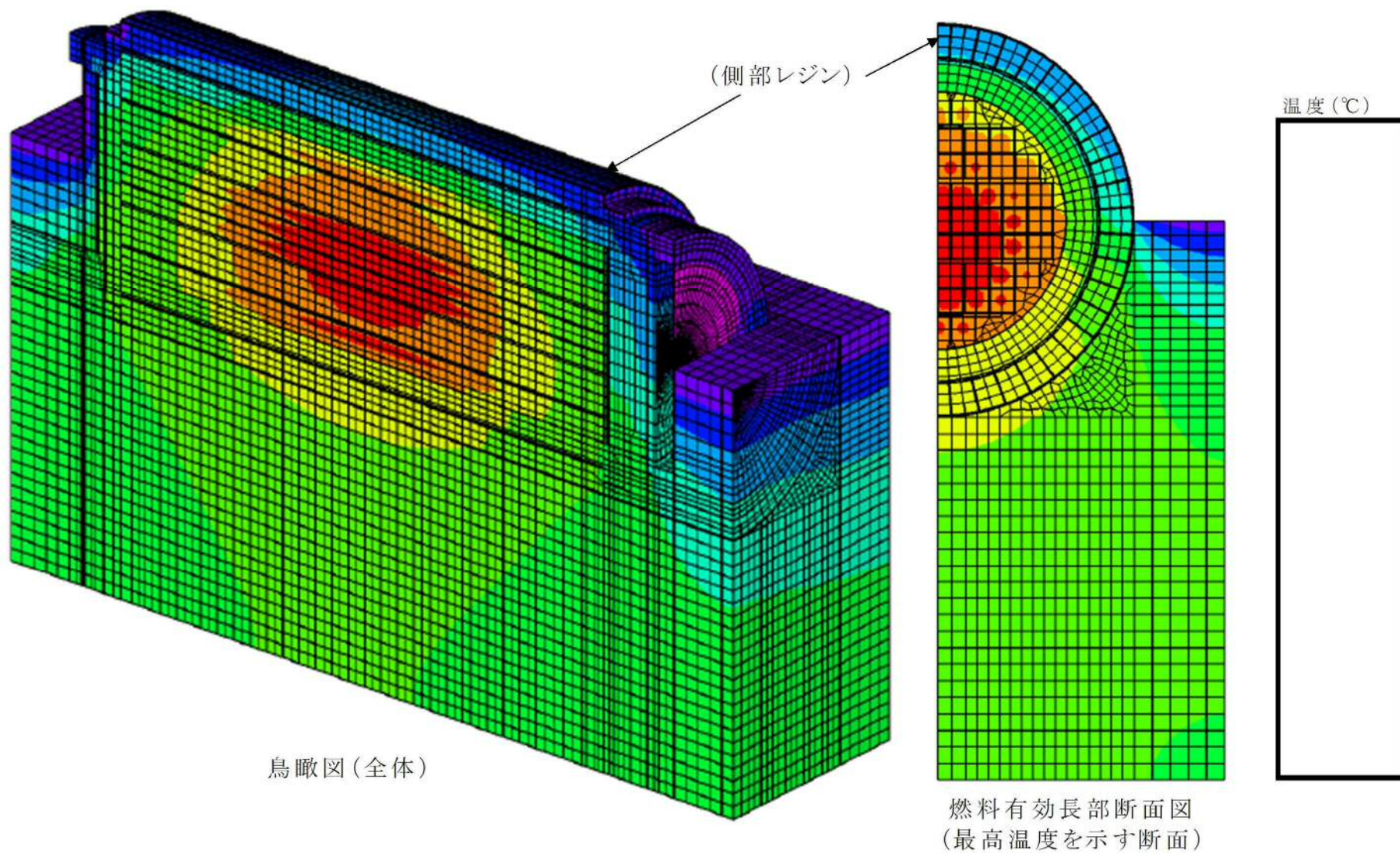
第2図 貯蔵容器本体断面図



第3図(1) がれき埋没状況【50%埋没時】



第3図(2) がれき埋没状況【完全埋没時】



第4図 定常解析による温度分布図【50%埋没時】

天井スラブが貯蔵容器に落下する際の衝突加速度について

電中研での実規模貯蔵容器への天井スラブ落下試験*の結果を基に、衝突加速度を求めた。

落下試験条件は以下のとおりである。

貯蔵建屋の天井全面が落下する場合、実際にはがれき化、細粒化又はたわみにより、貯蔵容器1基への天井全面の落下はないと考えられ、6m四方位程度が1枚板状で貯蔵容器に衝突した場合を想定した評価としている。

【落下物】鉄筋コンクリート製天井スラブ（6m×6m，厚さ0.162m）

【落下高度（h）】17.1m

落下実験の試験結果である一次蓋の歪量 ε と、ヤング率から一次蓋の受けた応力 σ は以下のとおり求められる。

$$\sigma = \varepsilon E = 50 \times 10^{-6} \times 158,000 = 7.9 \text{MPa}$$

ε ：一次蓋の弾性歪 最大 50×10^{-6} （落下試験結果より）

E：ヤング率（MPa）（黒鉛鋳鉄では158,000MPa）

貯蔵容器胴部が受ける衝突荷重Pは、

$$P = \sigma \times A = 15.8 \text{MN}$$

A：胴部断面積（ m^2 ） 2m^2 （落下試験条件より）

よって、17.1m高さからの天井スラブが貯蔵容器胴部に衝突する際に発生した衝撃加速度aは以下のとおり算定できる。

$$a = P / (W \cdot g) = 20G$$

W：試験容器重量（kg）（約93,000kg）

g : 重力加速度 (m/s^2) (9.80665m/s^2)

一方エネルギー保存則から，衝撃加速度が自由落下速度 ($v = \sqrt{2gh}$) に比例すると仮定し，重量落下物の貯蔵容器までの落下距離における衝撃加速度を，第1表のとおり算定した。

なお，落下距離 (h) 17.1mの落下試験結果では加速度は20Gであったが，保守的に15mで20Gであるとしている。

第1表 重量落下物の貯蔵容器までの落下距離における衝撃加速度

落下距離 (m)	倍率 (対15m)	衝撃加速度 (G)
(落下試験) 17.1	—	20G
(天井スラブ - 容器直立時) 15	1.00	20G
(天井スラブ - 容器横転時) 18.7	1.12	22.4G
(天井クレーン - 容器直立時) 3	0.45	8.95G
(天井クレーン - 容器横転時) 7	0.69	13.7G

＊「使用済燃料キャスク貯蔵技術の確立—建屋倒壊に対するキャスク健全性評価—U92036」 (電中研, 平成3年)