

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 技-C-1 改 54
提出年月日	平成 29 年 8 月 30 日

東海第二発電所

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について

平成 29 年 8 月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

1. 重大事故等対策

1.0 重大事故等対策における共通事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

1.14 電源の確保に関する手順等

1.15 事故時の計装に関する手順等

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

1.17 監視測定等に関する手順等

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

1.19 通信連絡に関する手順等

2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの
対応における事項

2.1 可搬型設備等による対応

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

< 目 次 >

1.1.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 原子炉緊急停止

(b) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制

(c) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

(d) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止

(e) ほう酸水注入

(f) 原子炉水位低下による原子炉出力抑制

(g) 制御棒挿入

(h) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 手順等

1.1.2 重大事故等時の手順

1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）

(2) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.1.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.1.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.1.3 原子炉スクラム信号一覧表

- 添付資料1.1.4 原子炉出力-サブプレッション・プール水温度相関曲線
- 添付資料1.1.5 代替制御棒挿入機能 説明図
- 添付資料1.1.6 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 概要図
- 添付資料1.1.7 重大事故対策の成立性
1. 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」
 - (1) スクラム・パイロット弁計器用空気系排気
 - (2) スクラム個別スイッチによる制御棒挿入
 - (3) 制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁による排水
- 添付資料1.1.8 中性子束振動が発生した場合の対応について
- 添付資料1.1.9 サプレッション・プール水温度における設定根拠の考え方について

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。
- 2 「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - (1) 沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)共通
 - a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。
 - (2) BWR
 - a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。
 - b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備(SLCS)を起動する

判断基準を明確に定めること。

- c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備（SLCS）を作動させること。

(3) PWR

- a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。
- b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施すること。

運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉（以下「原子炉」という。）を停止させるための設計基準事故対処設備は、原子炉緊急停止系である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するための対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.1.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

運転時の異常な過渡変化により原子炉の緊急停止が必要な状況における設計基準事故対処設備として、原子炉緊急停止系を設置している。

この設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するため

に、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。（第1.1-1図）

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

※1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

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

※2 自主対策設備

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十四条及び技術基準規則第五十九条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、運転時の異常な過渡変化時のフロントライン系故障として、原子炉緊急停止系の故障による機能喪失を想定する。サポート系故障（駆動源喪失）は、原子炉緊急停止系の電源又は計器用空気が喪失することにより制御棒が挿入されることから想定しない。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対

応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.1-1表に整理する。

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 原子炉緊急停止

運転時の異常な過渡変化時において、原子炉緊急停止（原子炉スクラム）ができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合に、原子炉手動スクラム又は代替制御棒挿入機能による制御棒挿入により、原子炉を緊急停止する手段がある。

i) 原子炉手動スクラム

中央制御室から手動により原子炉を緊急停止する。

原子炉手動スクラムに使用する設備は以下のとおり。

- ・手動スクラム・スイッチ
- ・原子炉モード・スイッチ「停止」
- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構
- ・制御棒駆動系水圧制御ユニット

ii) 代替制御棒挿入機能による制御棒挿入

原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル2）設定点の信号により、全制御棒を挿入することで原子炉を緊急停止する。また、上記「1.1.1(2) a. (a) i) 原子炉手動スクラム」を実施しても全制御棒全挿入又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）※³を確認できない場合は、中央制御室からの手動操作により代替制御

棒挿入機能を作動し、全制御棒を挿入することで原子炉を緊急停止する。

代替制御棒挿入機能による制御棒挿入で使用する設備は以下のとおり。

- ・ A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）
- ・ 制御棒
- ・ 制御棒駆動機構
- ・ 制御棒駆動系水圧制御ユニット

※3：冷温停止を達成するために全制御棒を挿入しなければならない制御棒位置。

(b) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制

A T W S が発生した場合に、選択制御棒挿入機構により制御棒を挿入し原子炉の出力を抑制する手段がある。

i) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制

低炉心流量高出力領域に入った場合に原子炉の出力を制御し、安定性の余裕を確保するため、あらかじめ選択された制御棒を自動的に挿入する。また、上記「1.1.1(2) a. (a) i) 原子炉手動スクラム」及び「1.1.1(2) a. (a) ii) 代替制御棒挿入機能による制御棒挿入」を実施しても全制御棒全挿入又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）を確認できない場合は、中央制御室からの手動操作により選択制御棒挿入機構を作動させ、あらかじめ選択された制御棒を挿入する。

選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 選択制御棒挿入機構

- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構
- ・制御棒駆動系水圧制御ユニット

(c) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

A T W S が発生した場合に、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能又は原子炉再循環ポンプ手動停止により、原子炉の出力を抑制する手段がある。

i) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル 2）設定点の信号により代替原子炉再循環ポンプトリップ機能が作動し、自動で原子炉再循環ポンプをトリップさせることにより原子炉の出力を抑制する。自動で停止しない場合は、中央制御室からの手動操作により原子炉再循環ポンプを停止し、原子炉の出力を抑制する。

原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

(d) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止

A T W S が発生した場合に、自動減圧系の起動阻止スイッチにより、原子炉の自動による減圧を防止する手段がある。

i) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止

上記「1.1.1(2) a . (c) i) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」により原子炉出力を抑制した後、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動を阻止し、自動減圧による原子炉への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する。

自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・自動減圧系の起動阻止スイッチ

(e) ほう酸水注入

A T W S が発生した場合に、ほう酸水を注入することにより原子炉を未臨界にする手段がある。

i) ほう酸水注入

上記「1.1.1(2) a. (d) i) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止」を実施した後、サプレッション・プール水の温度が原子炉出力ーサプレッション・プール水温度相関曲線の「ほう酸水注入系起動領域」に近接した場合に、中央制御室からの手動操作により十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系により原子炉を未臨界にする。

また、A T W S 発生時に不安定な出力振動（以下「中性子束振動」という。）を確認^{※4}した場合は、ほう酸水注入系によりほう酸水を注入することとしている。

ほう酸水注入で使用する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水注入ポンプ
- ・ほう酸水貯蔵タンク

※4：複数の平均出力領域計装指示値が2～3秒周期で振動し、最大振幅が20%を超えた場合又は複数の局所出力領域計装指示値が2～3秒周期で振動し、最大振幅が10%を超えた場合に中性子束振動と判断する。

(添付資料1.1.4, 添付資料1.1.8)

(f) 原子炉水位低下による原子炉出力抑制

A T W S が発生した場合に，原子炉圧力容器内の水位を低下させることにより原子炉の出力を抑制する手段がある。

i) 原子炉水位低下による原子炉出力抑制

上記「1.1.1(2) a. (c) i) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」を実施しても，原子炉の出力が高い場合又は原子炉が隔離状態である場合は，中央制御室からの手動操作により原子炉圧力容器内の水位を低下させることで，原子炉内の冷却材の自然循環に必要な水頭圧が低下し自然循環流量が減少する。この結果，原子炉内のボイド率が上昇することにより原子炉の出力を抑制する。なお，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動起動した場合は，これらの系統による原子炉水位制御を優先し実施する。

原子炉水位低下による原子炉出力抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・タービン駆動給水ポンプ
- ・電動駆動給水ポンプ
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・高圧炉心スプレイ系ポンプ

(g) 制御棒挿入

A T W S が発生した場合に，上記「1.1.1(2) a. (a) 原子炉緊急停止」を実施しても全制御棒全挿入又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）を確認できない場合は，手動操作による制御棒挿入により制御棒を挿入する手段がある。

i) 制御棒手動挿入

中央制御室でのスクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引き抜き操作，現場でのスクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操

作，現場でのスクラム個別スイッチの操作，中央制御室からの手動操作による制御棒挿入又は現場での制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁からの排水により制御棒を挿入する。

制御棒手動挿入で使用する設備は以下のとおり。

- ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ
- ・スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁
- ・スクラム個別スイッチ
- ・制御棒駆動系
- ・制御棒手動操作系
- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構
- ・制御棒駆動系水圧制御ユニット

(h) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.1.1(2) a. (a) 原子炉緊急停止」で使用する設備のうち，A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能），制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.1.1(2) a. (b) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制」で使用する設備のうち，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.1.1(2) a. (c) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」で使用する設備のうち，A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.1.1(2) a. (d) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止」で使用する設備のうち，自動減圧系の起動阻止ス

ッチは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.1.1(2) a. (e) ほう酸水注入」で使用する設備のうち、ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.1.1(2) a. (f) 原子炉水位低下による原子炉出力抑制」で使用する設備のうち、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

「1.1.1(2) a. (g) 制御棒挿入」で使用する設備のうち、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは重大事故等対処設備として位置づける。

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

(添付資料1.1.1)

以上の重大事故等対処設備により、原子炉を緊急に停止できない場合においても、原子炉の出力を抑制し原子炉を未臨界に移行することができる。

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

・手動スクラム・スイッチ及び原子炉モード・スイッチ「停止」

運転時の異常な過渡変化時において、原子炉が自動スクラムしなかった場合に、手動スクラム・スイッチの操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒のスクラム動作を可能とするための設計基準事故対処設備であり、原子炉緊急停止系の回路を共有しているため、重大事故等対処設備とは位置づけない。

- ・ 選択制御棒挿入機構

あらかじめ選択された制御棒を自動的に挿入する機能であるため未臨界の維持は困難であるが、原子炉出力を抑制する手段として有効である。

- ・ タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、原子炉への注水量の調整が可能であれば、原子炉水位を低下させることができ、原子炉出力を抑制する手段として有効である。なお、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプが自動起動した場合は、これらの系統による原子炉水位制御を優先する。

- ・ スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ

全制御棒全挿入完了までに時間を要し、想定する事故シナリオグループに対して有効性を確認できないが、スクラム・パイロット弁電磁コイルの電源を遮断することで、制御棒をスクラム動作させられるため、制御棒を挿入する手段として有効である。

- ・ スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁

全制御棒全挿入完了までに時間を要し、想定する事故シナリオグループに対して有効性を確認できないが、現場に設置してある計器用空気系配管内の計器用空気を排出し、スクラム弁ダイヤフラムの空気圧を喪失させることでスクラム弁を開とすることが可能であることから、制御棒を挿入する手段として有効である。

- ・ スクラム個別スイッチ

全制御棒全挿入完了までに時間を要し、想定する事故シーケンスグループに対して有効性を確認できないが、現場に設置してある当該スイッチを操作することで制御棒のスクラム動作が可能であることから、制御棒を挿入する手段として有効である。

・制御棒駆動系及び制御棒手動操作系

全制御棒全挿入完了までに時間を要し、想定する事故シーケンスグループに対して有効性を確認できないが、制御棒を手動にて挿入する手段として有効である。

b. 手順等

上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

この手順は、A T W S 時における運転員等^{※5}による一連の対応操作として、「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」に定める。（第1.1-1表）

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する。（第1.1-2表，第1.1-3表）

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

（添付資料1.1.2）

1.1.2 重大事故等時の手順

1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

- (1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）

運転時の異常な過渡変化時において、原子炉自動スクラム信号が発信し

た場合又は原子炉を手動スクラムした場合は、スクラムの成否を確認するとともに、原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えることにより原子炉スクラムを確実にする。

a. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

①原子炉自動スクラム信号が発信した場合。

②原子炉を手動スクラムした場合。

b. 操作手順

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）における手順の概要は以下のとおり。手順の成功は、制御棒位置表示が挿入されていること、又は原子炉出力が低下していることにより確認する。

タイムチャートを第1.1-2図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉スクラム状況の確認を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、スクラム警報の発生の有無、制御棒の挿入状態及び原子炉出力の低下の状況を状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に原子炉スクラムが成功していない場合は、手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラムを指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、原子炉スクラムが成功していない場合は、手動スクラム・スイッチにより原子炉手動スクラムを実施し、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えるように指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えを実施し、発電長に報告する。

⑦発電長は、運転員等に上記④及び⑥の操作を実施しても全制御棒が全挿入位置とならず、最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）まで挿入されない場合は、ATWSと判断し、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」への移行を指示する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」への移行まで2分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(2) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

ATWS発生時に、原子炉を安全に停止させる。

a. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

①非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）の操作を実施しても、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）まで挿入されない場合。

②非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）において、制御棒位置指示が確認できない場合。

b. 操作手順

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」における手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.1-3図及び第1.1-4図に、タイムチャートを第1.1-5図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に平均出力領域計装の確認を指示し、平均出力領域計装指示値が3%以上の場合に、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による原子炉再循環ポンプの自動トリップ状況の確認を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による原子炉再循環ポンプの自動トリップ状況を状態表示等により確認し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に代替原子炉再循環ポンプトリップ機能が作動していない場合は、原子炉再循環ポンプを手動で停止するよう指示する。

④運転員等は中央制御室にて、手動操作により原子炉再循環ポンプの停止を実施し、発電長に報告する。

⑤発電長は、運転員等に自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止操作を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、自動減圧系の起動阻止スイッチにより、自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動阻止操作を実施し、発電長に報告する。

⑦発電長は、運転員等に自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止操作後、ほう酸水注入系の起動操作、原子炉水位低下操作、制御棒の挿入操作を同時に行うことを指示する。なお、同時に同時に実施することが不可能な場合は、ほう酸水注入系の起動操作、原子炉水位低下操作、制御棒の挿入操作の順で優先させる。

【ほう酸水注入系の起動操作】

⑧発電長は、運転員等にサブプレッション・プール水の温度が原子炉出力ーサブプレッション・プール水温度相関曲線の「ほう酸水注入系起

動領域」に近接した場合又は中性子束振動が確認された場合に、ほう酸水注入系の起動操作を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて、ほう酸水注入ポンプA（又はB）の起動操作（ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「SYS A」位置（B系を起動する場合は「SYS B」位置）にすることにより、ほう酸水貯蔵タンク出口弁及びほう酸水注入系爆破弁を開とし、ほう酸水注入ポンプが起動することで、原子炉へほう酸水を注入する。）を実施し、原子炉へのほう酸水注入が開始されたことをほう酸水貯蔵タンク液位の低下、平均出力領域計装指示値及び起動領域計装指示値の低下により確認した後、発電長に報告する。

⑩発電長は、運転員等に逃がし安全弁からの蒸気流入によるサブプレッション・プール水の温度上昇を抑制するため、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプの起動を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプを起動し、発電長に報告する。

⑫発電長は、サブプレッション・プール水温度指示値が106℃に近接した場合は、運転員等にサブプレッション・プールを水源で運転している原子炉隔離時冷却系の停止操作を指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて、手動操作により原子炉隔離時冷却系の停止操作を実施し、発電長に報告する。

【原子炉水位低下操作】

⑭発電長は、平均出力領域計装指示値が55%以上の場合又は原子炉が隔離状態において平均出力領域計装指示値が3%以上の場合に、運転員等に原子炉水位低下操作を指示する。

⑮運転員等は中央制御室にて、平均出力領域計装指示値が55%以上の

場合又は原子炉が隔離状態において平均出力領域計装指示値が3%以上の場合は、給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の注水量を減少させ、原子炉水位異常低下（レベル2）設定点を下限とし、原子炉圧力容器内の水位を低下させることで原子炉出力を平均出力領域計装指示値で3%未満に維持した後、発電長に報告する。なお、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動起動した場合は、これらの系統による原子炉水位制御を優先し実施する。

- ⑩ 運転員等は中央制御室にて、原子炉出力を平均出力領域計装指示値で3%未満に維持できない場合は、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位異常低下（レベル1）設定点より+500mm～+1,500mmに維持するように原子炉水位低下操作を実施し、発電長に報告する。

【制御棒の挿入操作】

- ⑪ 発電長は、運転員等に制御棒の挿入操作を指示する。

- ⑫ 運転員等は中央制御室又は原子炉建屋原子炉棟にて、以下の操作により制御棒の挿入を実施し、発電長に報告する。なお、以下の操作は全制御棒全挿入位置又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）まで挿入された時点で、操作を完了する。

・スクラム弁が閉の場合には、以下の操作を実施する。

- i) 中央制御室にて、代替制御棒挿入機能を手動で作動させる。
- ii) 中央制御室にて、選択制御棒挿入機構を手動で作動させる。
- iii) 中央制御室にて、スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引き抜き操作を実施する。
- iv) 原子炉建屋原子炉棟にて、スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作を実施する。

- ・スクラム弁が開の場合には、以下の操作を実施する。
 - i) 中央制御室にて、原子炉スクラムをリセットした後、手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラムを実施する。
 - ii) 中央制御室にて、原子炉スクラムをリセットした後、原子炉建屋原子炉棟にて、スクラム個別スイッチによるスクラム操作を実施する。
 - iii) 中央制御室にて、原子炉圧力容器内の圧力と制御棒駆動水圧系駆動水圧力の差圧を確保し、手動操作による制御棒挿入を実施する。原子炉圧力容器内の圧力と制御棒駆動水圧系駆動水圧力の差圧が確保できない場合は、制御棒駆動水ポンプの予備機起動又は原子炉建屋原子炉棟にて、アキュムレータ充填水ヘッド元弁を閉にする。
 - iv) 原子炉建屋原子炉棟にて、制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁からの排水を実施し、制御棒を手動挿入する。

⑱ 発電長は、運転員等に上記⑱の操作により全制御棒全挿入位置又は全制御棒が最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）までの挿入に成功した場合は、ほう酸水注入ポンプの停止を指示する。

制御棒が挿入できない場合は、ほう酸水の全量注入完了を確認し、ほう酸水注入ポンプの停止を指示する。

⑳ 運転員等は、全制御棒全挿入位置又は全制御棒の最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）までの挿入に成功した場合に、ほう酸水注入ポンプA（又はB）を停止し、発電長に報告する。

制御棒が挿入できない場合は、ほう酸水の全量注入完了を確認した後、ほう酸水注入ポンプA（又はB）を停止し、発電長に報告する。

①発電長は、運転員等に原子炉未臨界の確認を指示する。

②運転員等は、中央制御室にて平均出力領域計装及び起動領域計装により原子炉未臨界を確認し、発電長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから制御棒の挿入操作が完了するまでの所要時間は以下のとおり。

- ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の作動確認完了：1分以内
- ・自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止操作完了：2分以内
- ・ほう酸水注入系の起動操作完了：4分以内
- ・残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）操作完了：18分以内
- ・原子炉水位低下操作開始：4分以内
- ・代替制御棒挿入機能による制御棒挿入操作完了：14分以内
- ・選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制操作完了：15分以内
- ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ引き抜き操作完了：28分以内
- ・原子炉スクラム・リセット後の手動スクラム操作完了：23分以内
- ・原子炉圧力容器内の圧力と制御棒駆動水圧系駆動水圧力の差圧確保後の、制御棒手動挿入操作完了：329分以内

現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから制御棒の挿入操作が完了するまでの所要時間は以下のとおり。

- ・スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作完了：73分以内
- ・スクラム個別スイッチによる制御棒挿入操作完了：128分以内

- ・制御棒駆動水圧系の引抜配管ベント弁からの排水操作完了：982分以内

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

(添付資料1.1.4, 添付資料1.1.5, 添付資料1.1.6, 添付資料1.1.7, 添付資料1.1.8, 添付資料1.1.9)

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.1-6図に示す。

運転時の異常な過渡変化の発生時に、原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず、全制御棒が原子炉へ全挿入されない場合、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）対応に従い、中央制御室から速やかに操作が可能である手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラム及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えを実施し、原子炉を緊急停止する。

手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラム及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えを実施しても全制御棒が全挿入又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）まで挿入されない場合は、原子炉停止機能喪失と判断する。非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」対応に従い、原子炉出力が3%以上の場合は、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制操作を行うとともに、自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動を阻止し、ほう酸水注入系の起動操作、原子炉水位低下操作、制御棒の挿入操作を同時並行で実施する。同時に実行不可の場合は、ほう酸水注入系の起動操作、原子炉水位低下操作、制御棒の挿入操作の順で優先させる。

ほう酸水注入系により原子炉を未臨界へ移行させるため、サプレッション・プール水の温度が原子炉出力ーサプレッション・プール水温度相関曲線の「ほう酸水注入系起動領域」に近接した場合、又は中性子束振動が確認された場合には、ほう酸水注入ポンプを速やかに起動する。

原子炉水位低下による原子炉出力抑制を実施するため、給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）、原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系により原子炉圧力容器への注水量を減少させ、原子炉水位異常低下（レベル2）設定点を下限とし、原子炉水位を原子炉出力3%未満に維持できるように原子炉圧力容器内の水位を低下させる。原子炉出力を3%未満に維持できない場合は、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位異常低下（レベル1）設定点より+500mm～+1,500mmに維持するように原子炉水位低下操作を実施する。なお、原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系が自動起動した場合は、これらの系統による原子炉水位制御を優先し実施する。

制御棒挿入により原子炉を未臨界へ移行させるため、スクラム弁が閉の場合は、手動操作により代替制御棒挿入機能を作動し、制御棒を挿入する。

手動操作による代替制御棒挿入機能により制御棒が挿入できない場合は、選択制御棒挿入機構によりあらかじめ選択されている制御棒を挿入することにより原子炉の出力を抑制し、スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引き抜き操作又はスクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作による制御棒の挿入を実施する。

制御棒挿入により原子炉を未臨界へ移行させるため、スクラム弁が開の場合は、原子炉スクラムをリセットした後、手動スクラム・スイッチにより原子炉手動スクラムを実施する。

手動スクラム・スイッチにより原子炉手動スクラムを実施しても原子炉

を緊急停止できない場合は、原子炉スクラムをリセットした後、スクラム個別スイッチにより制御棒を挿入する。

スクラム個別スイッチによる制御棒が挿入できない場合は、原子炉圧力容器内の圧力と制御棒駆動水圧系駆動水圧力の差圧を確保し、**手動操作による制御棒挿入を実施する。**

制御棒の手動挿入による制御棒挿入ができない場合は、制御棒駆動水圧系の引抜配管ベント弁から排水し、制御棒を挿入する。

1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

ほう酸水注入ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

非常用交流電源設備への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

第1.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/8)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	原子炉手動スクラム	主要設備	制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系水圧制御ユニット	重大事故等対応設備
				手動スクラム・スイッチ 原子炉モード・スイッチ「停止」	自主対策設備

※1: 整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2: 代替制御棒挿入機能は、運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

※3: 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

※4: 手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／8）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※ ¹
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	代替制御棒挿入機能による制御棒挿入	主要設備	ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）※ ² 、※ ³ 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系水圧制御ユニット	重大事故等対処設備
			関連設備	非常用交流電源設備※ ⁴ 燃料補給設備※ ⁴	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）

※¹：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※²：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

※³：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

※⁴：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3／8）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	主要設備	制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系水圧制御ユニット	重大事故等対処設備
				選択制御棒挿入機構	自主対策設備

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

※3：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

※4：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4／8）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	主要設備	ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」
			関連設備	非常用交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

※3：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

※4：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5／8）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	主要設備	自動減圧系の起動阻止スイッチ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース）原子炉制御「反応度制御」
			関連設備	非常用交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

※3：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

※4：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6／8）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※ ¹
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	ほう酸水注入	主要設備	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース）原子炉制御「反応度制御」
			関連設備	ほう酸水注入系配管・弁 原子炉压力容器	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※ ⁴ 燃料補給設備※ ⁴	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

※3：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

※4：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（7/8）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	原子炉水位低下による原子炉出力抑制	主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース）原子炉制御「反応度制御」
				タービン駆動給水ポンプ 電動駆動給水ポンプ	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

※3：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

※4：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8／8）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	制御棒手動挿入	主要設備	制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動水圧系制御ユニット	重大事故等対処設備
				スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁 スクラム個別スイッチ 制御棒駆動系 制御棒手動操作系	自主対策設備
		関連設備	非常用交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

※3：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

※4：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

第 1.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/3)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御「スクラム」 (原子炉出力)		
原子炉スクラム確認	判断基準	原子炉スクラム確認 スクラム警報 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系 ^{※2} 平均出力領域計装 ^{※1, ※4} 起動領域計装 ^{※1, ※4}
原子炉手動スクラム	操作	プラント停止状態 スクラム警報 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系 ^{※2}
	未臨界の監視	平均出力領域計装 ^{※1} 起動領域計装 ^{※1}

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
- ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
- ※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。
- ※4: 原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1.3 参照。

監視計器一覧 (2/3)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御「反応度制御」		
原子炉スクラム成功確認	判断基準 原子炉スクラム成功確認	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系 ^{※2} 平均出力領域計装 ^{※1} 起動領域計装 ^{※1}
原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	操作 原子炉出力	平均出力領域計装 ^{※1} 起動領域計装 ^{※1}
	原子炉再循環ポンプ運転状態	原子炉再循環ポンプ表示灯
自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	操作 自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止状態	自動減圧系及び過渡時自動減圧機能起動阻止状態表示灯
ほう酸水注入	操作 プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系 ^{※2}
	未臨界の監視	平均出力領域計装 ^{※1} 起動領域計装 ^{※1}
	原子炉圧力容器への注水量	ほう酸水貯蔵タンク液位
	最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	サブプレッション・プール水温度 ^{※1} 残留熱除去系系統流量 ^{※1} 残留熱除去系熱交換器入口温度 ^{※1} 残留熱除去系熱交換器出口温度 ^{※1} 残留熱除去系海水系系統流量 ^{※1}
	補機監視機能	局所出力領域計装 ほう酸水注入ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
原子炉水位低下による原子炉出力抑制	操作 原子炉出力	平均出力領域計装 ^{※1} 起動領域計装 ^{※1}
	原子炉隔離状態の有無	主蒸気隔離弁開閉表示灯
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (SA広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA燃料域) ^{※1}
	原子炉圧力容器への注水量	給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 ^{※1} 高圧炉心スプレイ系系統流量 ^{※1}
	補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

※4: 原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1.3 参照。

監視計器一覧 (3/3)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御「反応度制御」		
代替制御棒挿入機能による制御棒挿入	操作	プラント停止状態 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系 ^{※2}
	操作	未臨界の監視 平均出力領域計装 ^{※1} 起動領域計装 ^{※1}
選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	操作	プラント停止状態 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系 ^{※2}
	操作	原子炉出力 平均出力領域計装 ^{※1} 起動領域計装 ^{※1}
制御棒手動挿入	操作	プラント停止状態 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系 ^{※2}
	操作	未臨界の監視 平均出力領域計装 ^{※1} 起動領域計装 ^{※1}
	操作	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (S A) ^{※1}
	操作	補機監視機能 制御棒駆動水圧系駆動水ヘッド差圧

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

※4: 原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1.3 参照。

第1.1-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

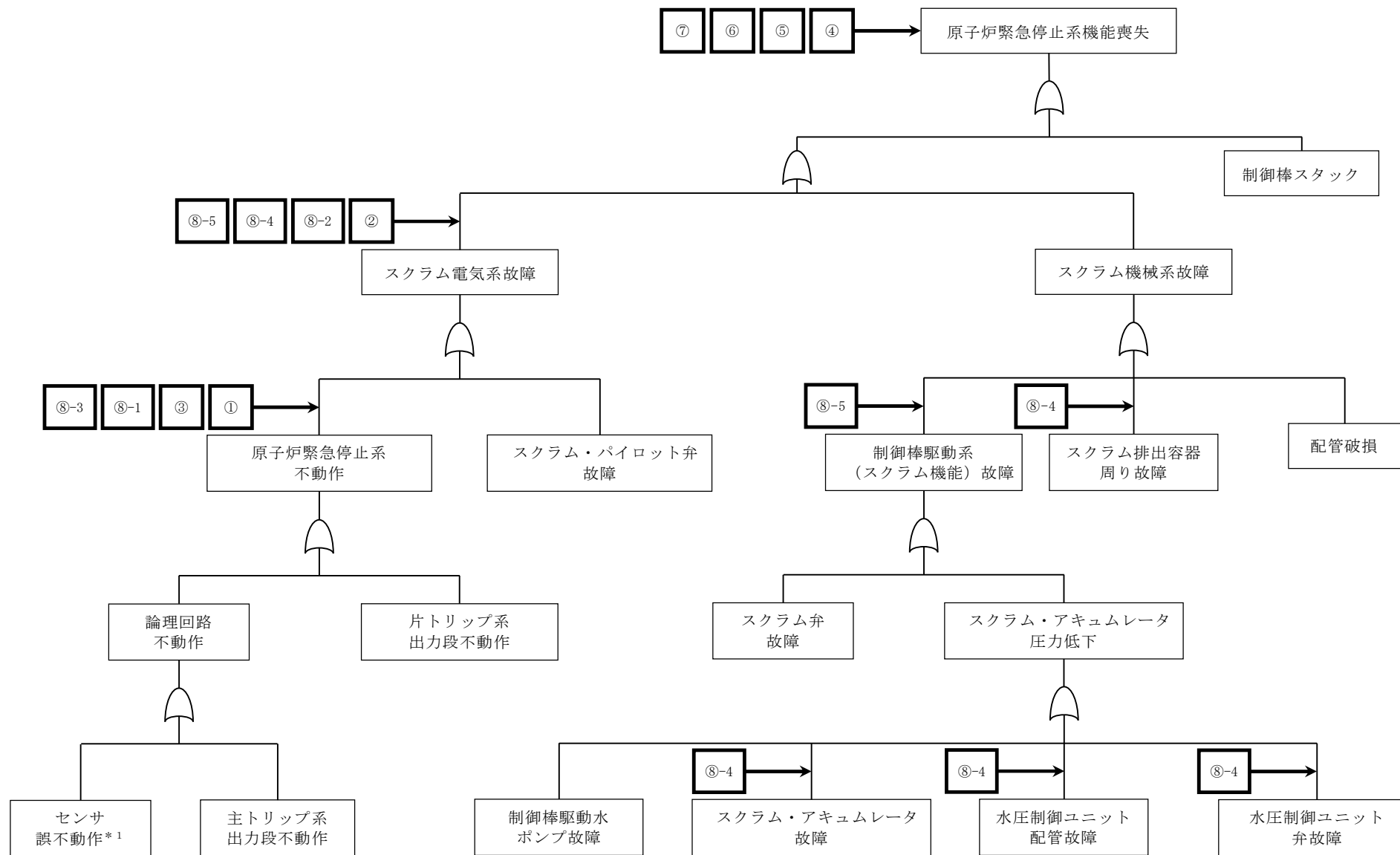
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.1】 緊急停止失敗時に発電用原子炉を 未臨界にするための手順等</p>	ほう酸水注入ポンプ	非常用交流電源設備 M C C 2 C系 M C C 2 D系
	ほう酸水注入系 弁	非常用交流電源設備 M C C 2 C系 M C C 2 D系

(凡例)

∩ : OR条件

— : フロントライン系の代替設備・手段による対応

□ : フロントライン系



- ① 原子炉手動スクラム
 - ・手動スクラム・スイッチ
 - ・原子炉モード・スイッチ「停止」
 - ・制御棒
 - ・制御棒駆動機構
 - ・制御棒駆動系水圧制御ユニット
- ② 代替制御棒挿入機能による制御棒挿入
 - ・A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)
 - ・制御棒
 - ・制御棒駆動機構
 - ・制御棒駆動系水圧制御ユニット
- ③ 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制
 - ・選択制御棒挿入機構
 - ・制御棒
 - ・制御棒駆動機構
 - ・制御棒駆動系水圧制御ユニット
- ④ 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制
 - ・A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)
- ⑤ 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止
 - ・自動減圧系の起動阻止スイッチ
- ⑥ ほう酸水注入
 - ・ほう酸水注入ポンプ
 - ・ほう酸水貯蔵タンク
- ⑦ 原子炉水位低下による原子炉出力抑制
 - ・タービン駆動給水ポンプ
 - ・電動駆動給水ポンプ
 - ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
 - ・高圧炉心スプレイスポンプ
- ⑧-1 制御棒手動挿入 (スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引き抜き操作)
 - ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ
 - ・制御棒
 - ・制御棒駆動機構
 - ・制御棒駆動系水圧制御ユニット
- ⑧-2 制御棒手動挿入 (スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作)
 - ・スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁
 - ・制御棒
 - ・制御棒駆動機構
 - ・制御棒駆動系水圧制御ユニット
- ⑧-3 制御棒手動挿入 (スクラム個別スイッチの操作)
 - ・スクラム個別スイッチ
 - ・制御棒
 - ・制御棒駆動機構
 - ・制御棒駆動系水圧制御ユニット
- ⑧-4 制御棒手動挿入 (手動操作による制御棒挿入)
 - ・制御棒手動操作系
 - ・制御棒
 - ・制御棒駆動機構
 - ・制御棒駆動系水圧制御ユニット
- ⑧-5 制御棒手動挿入 (制御棒駆動系水圧系引き抜き配管ベント弁からの排水)
 - ・制御棒駆動系
 - ・制御棒
 - ・制御棒駆動機構
 - ・制御棒駆動系水圧制御ユニット

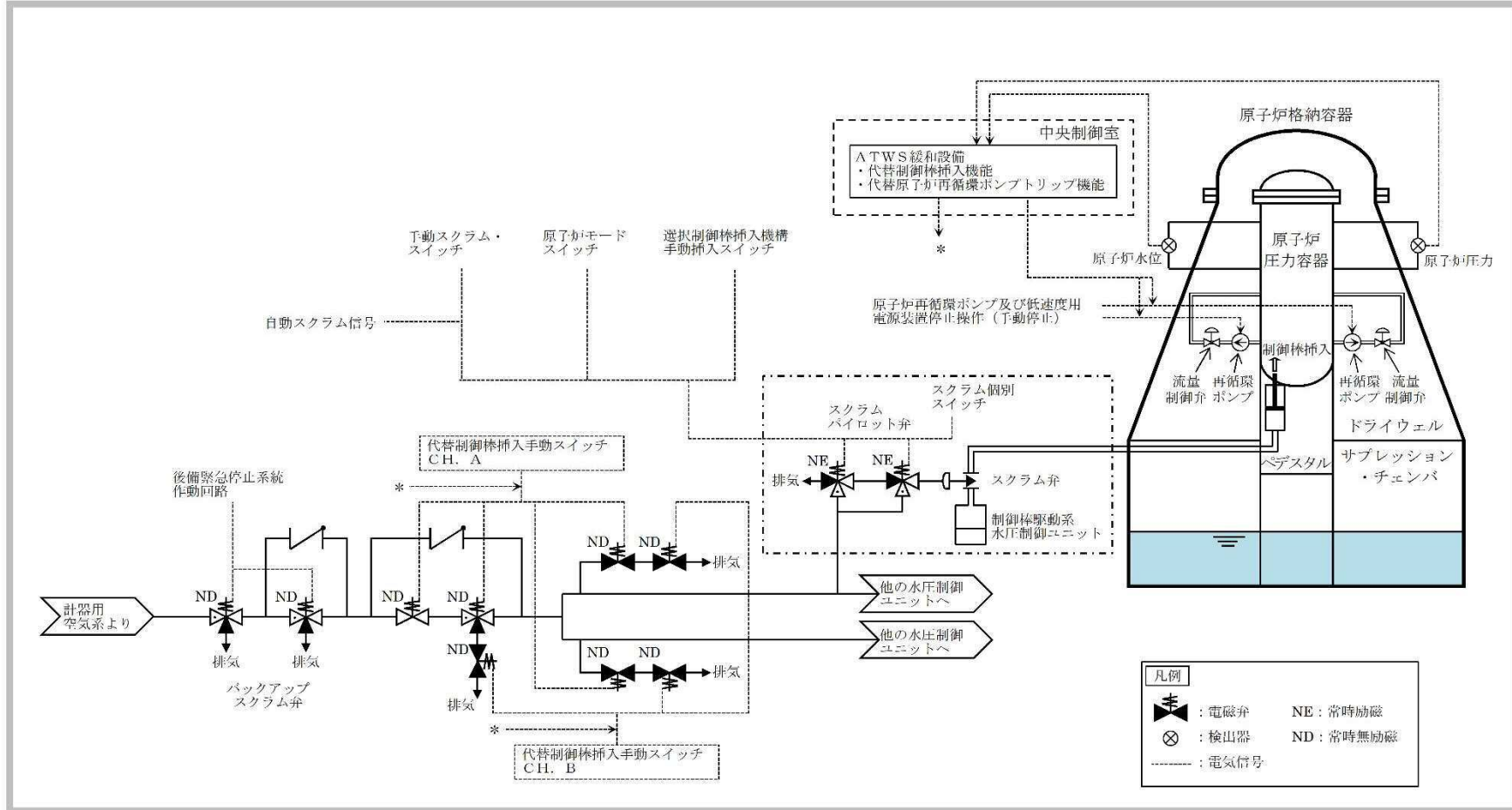
*1: 誤不動作とは、計測及び制御設備がトリップ信号を出力すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、トリップ信号を出力しない状態、又は、そのような状態が発生すると推定される状態。
 注1: サポート系故障 (駆動源喪失) は、原子炉緊急停止系の電源又は計器用空気が喪失することにより制御棒が挿入されることから想定しない。

第 1.1-1 図 機能喪失原因対策分析

		経過時間(分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要員数	事象発生 2分 「反応度制御」へ移行判断										
非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御 「スクラム」 (原子炉出力)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室) 1	■		原子炉自動スクラム失敗の確認 手動スクラム・スイッチによる手動 スクラム操作 原子炉モード・スイッチ「停止」 → 反応度制御へ移行判断								

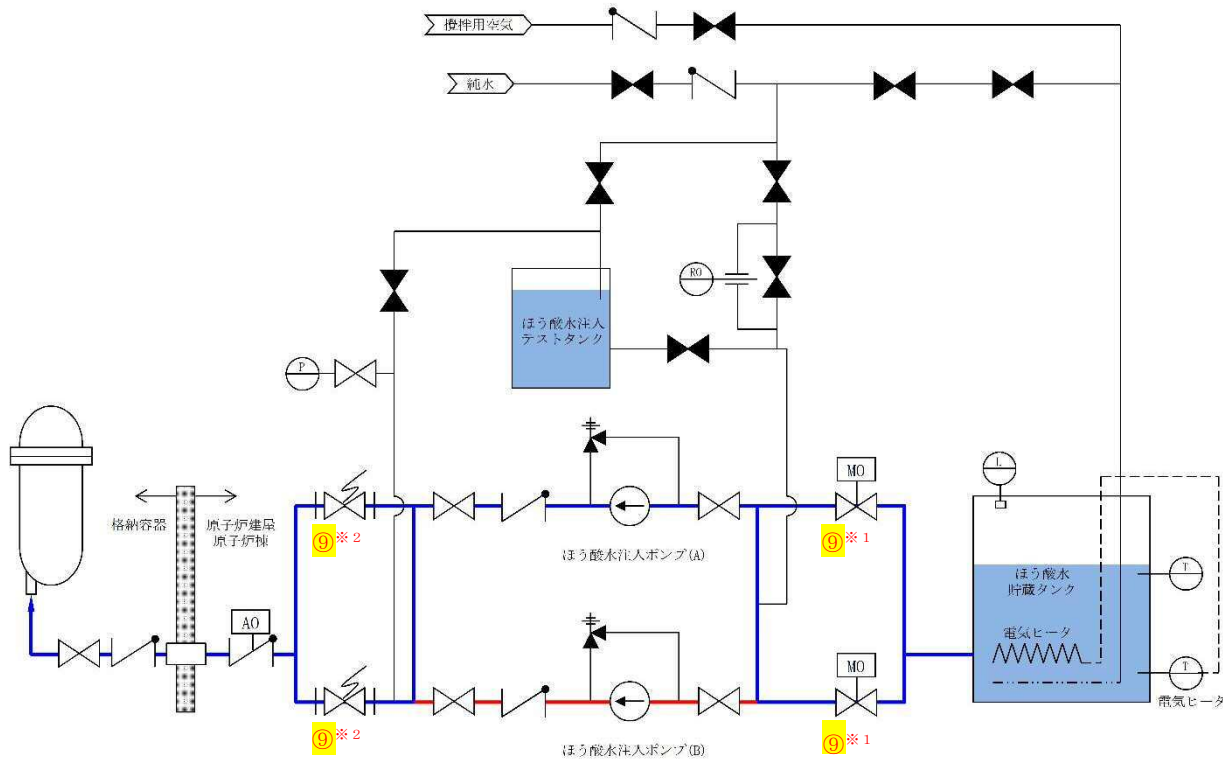
第 1.1-2 図 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御「スクラム」

(原子炉出力) タイムチャート



1.1-37

第 1.1-3 図 ATWS 緩和設備 概要図



- (凡例)
- : ポンプ
 - : 空気作動弁
 - : 電動弁
 - : 逆止弁
 - : 爆破弁
 - : 手動弁
 - : ほう酸水注入ポンプ (A) 使用した場合
 - : ほう酸水注入ポンプ (B) 使用した場合

操作手順	弁名称
⑨※1	ほう酸水貯蔵タンク出口弁
⑨※2	ほう酸水注入系爆破弁

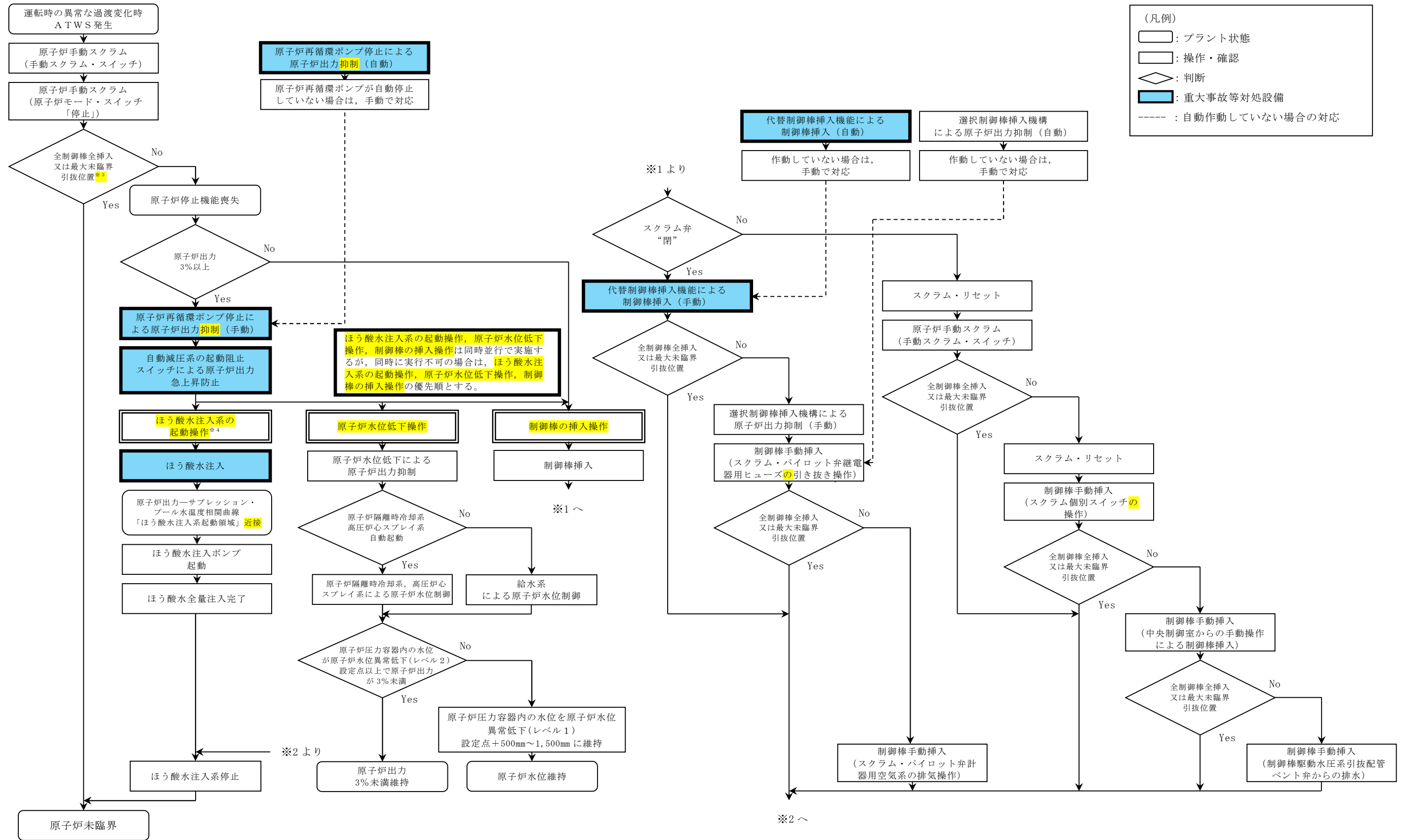
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.1-4 図 ほう酸水注入ポンプによるほう酸水注入 概要図

		経過時間 (分)																			備考		
		1	2	3	4	5	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20							
手順の項目	実施箇所・必要員数	▽ 原子炉制御「スクラム」より導入																					
非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御 「反応度制御」	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1																					
	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1																					
		経過時間 (分)																			備考		
		10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75	80							
手順の項目	実施箇所・必要員数																						
非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御 「反応度制御」	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	2																					
	制御棒手動挿入 (スクラム弁が開の場合)	2																					
		経過時間 (分)																			備考		
		10	15	20	25	30	35	70	75	80	85	120	125	130	135	140							
手順の項目	実施箇所・必要員数																						
非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御 「反応度制御」	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	2																					
	制御棒手動挿入 (スクラム弁が開の場合)	2																					

※1：スクラム個別スイッチによる制御棒挿入以降は、制御棒手動挿入又は制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁からの排水操作を実施する。

第 1.1-5 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」
タイムチャート



※3: 制御棒位置指示が確認できない場合は、**非常時運転手順書II (徴候ベース)** 原子炉制御「反応度制御」に移行する。
 ※4: A T W S 発生時に中性子束振動が確認された場合は、ほう酸水注入系によりほう酸水を注入する。

第 1.1-6 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (1/6)

技術的能力審査基準 (1.1)	番号	設置許可基準規則 (第44条)	技術基準規則 (第59条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑥
<p>【解釈】 1 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急に停止していただけない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急に停止していないことが推定される場合のことをいう。 2 「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第44条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急に停止していただけない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急に停止していないことが推定される場合のことをいう。 2 第44条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第59条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急に停止していただけない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急に停止していないことが推定される場合のことをいう。 2 第59条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) 沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)共通 a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。</p>	②	<p>(1) BWR a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御挿入回路(ARI)を整備すること。</p>	<p>(1) BWR a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御挿入回路(ARI)を整備すること。</p>	⑦
<p>(2) BWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。</p>	③	<p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。</p>	<p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。</p>	⑧
<p>b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備(SLCS)を起動する判断基準を明確に定めること。</p>	④	<p>c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備(SLCS)を整備すること。</p>	<p>c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備(SLCS)を整備すること。</p>	⑨
<p>c) 発電用原子炉を緊急に停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備(SLCS)を作動させること。</p>	⑤	<p>(2) PWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。</p>	<p>(2) PWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。</p>	—
<p>(3) PWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。</p>	—	<p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。</p>	<p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。</p>	—
<p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施すること。</p>	—			—

※1: 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/6）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
代替制御棒挿入機能による 制御棒挿入	A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）*1	既設	① ② ⑥ ⑦	-	原子炉手動スクラム	手動スクラム・スイッチ
	制御棒	既設				原子炉モード・スイッチ「停止」
	制御棒駆動機構	既設				制御棒
	制御棒駆動系水圧制御ユニット	既設				制御棒駆動機構
	非常用交流電源設備	既設				制御棒駆動系水圧制御ユニット
	燃料補給設備	既設			-	-
-	-	-	-	-	選択制御棒挿入機構による 原子炉出力抑制	選択制御棒挿入機構 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系水圧制御ユニット
原子炉再循環ポンプ停止 による原子炉出力抑制	A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）*1	既設	① ③ ⑥ ⑧	-	-	-
	非常用交流電源設備	既設				-
	燃料補給設備	既設				-
原子炉出力急上昇防止 自動減圧系の 起動阻止スイッチによる	自動減圧系の起動阻止スイッチ	新設	① ⑥	-	-	-
	非常用交流電源設備	既設				-
	燃料補給設備	既設				-
ほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ	既設	① ④ ⑤ ⑥ ⑨	-	-	-
	ほう酸水貯蔵タンク	既設				-
	ほう酸水注入系配管・弁	既設				-
	原子炉圧力容器	既設				-
	非常用交流電源設備	既設				-
	燃料補給設備	既設				-

※1：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/6)

■: 重大事故等対処設備 ■: 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
-	-	-	-	-	原子炉水位低下による 原子炉出力抑制	原子炉隔離時冷却系ポンプ
						高圧炉心スプレイ系ポンプ
						タービン駆動給水ポンプ
						電動駆動給水ポンプ
-	-	-	-	-	制御棒手動挿入	スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ
						スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁
						スクラム個別スイッチ
						制御棒駆動系
						制御棒手動操作系
						制御棒
						■制御棒駆動機構
						■制御棒駆動系水圧制御ユニット
						■非常用交流電源設備
■燃料補給設備						

※1: 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/6）

技術的能力審査基準（1.1）	適合方針
<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行させる手段として、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）、自動減圧系の起動阻止スイッチ及びほう酸水注入ポンプにより原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】 1 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならぬ状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p>	<p>—</p>
<p>2 「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p>—</p>

※1：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／6）

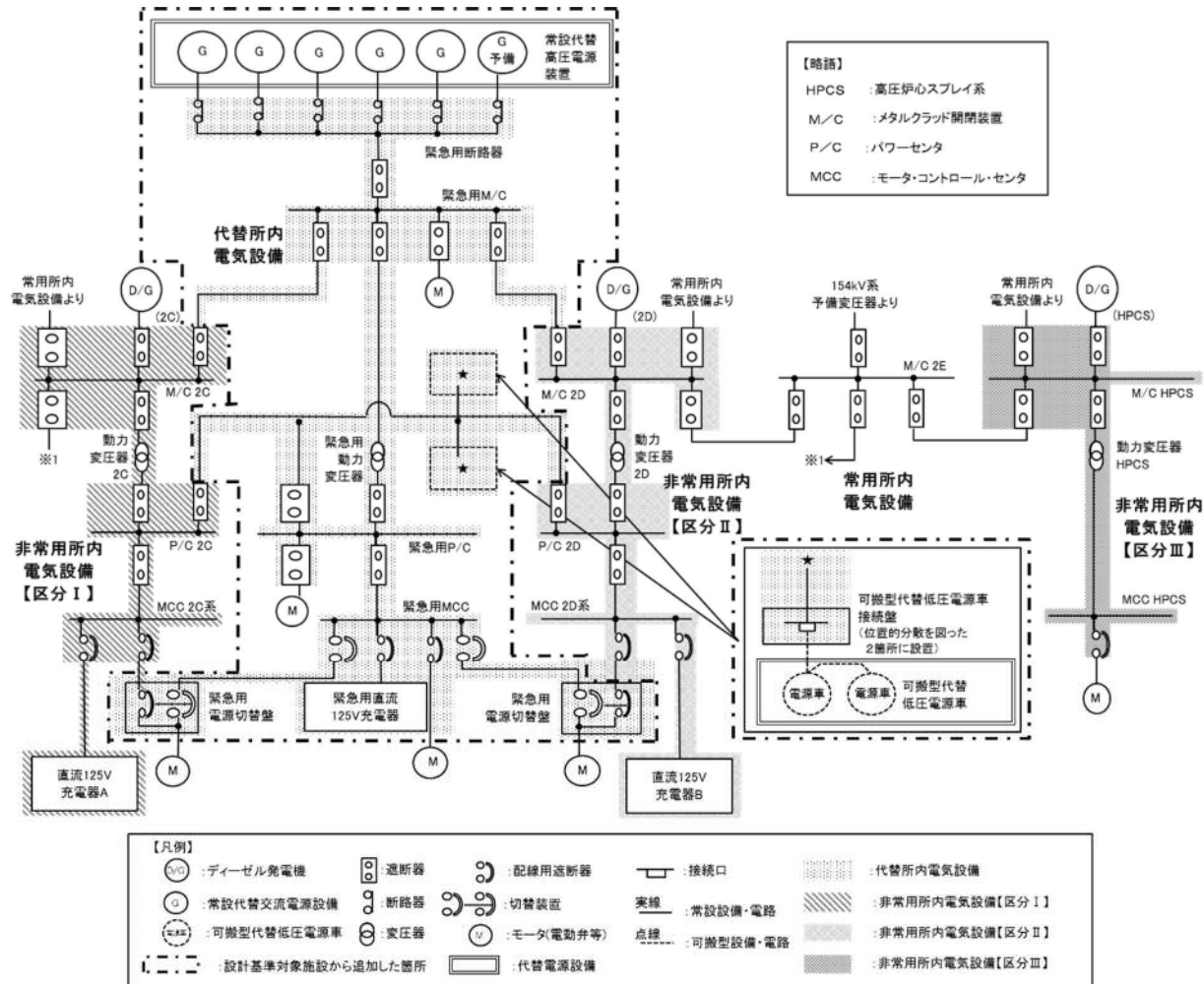
技術的能力審査基準（1.1）	適合方針
<p>（1）沸騰水型原子炉（BWR）及び加圧水型原子炉（PWR）共通</p> <p>a）上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、手動によるATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動により原子炉を緊急停止するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>（2）BWR</p> <p>a）上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、原子炉出力を抑制するため、原子炉再循環ポンプが自動停止しない場合の手段として、手動により原子炉再循環ポンプを停止させるために必要な手順等を整備する。</p>
<p>b）十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を起動する判断基準を明確に定めること。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、ほう酸水注入ポンプを起動する判断基準を明確に定める。</p>
<p>c）発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備（SLCS）を作動させること。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化時、ATWSが発生した場合において、中性子束振動を確認した場合にほう酸水注入ポンプを作動させるために必要な手順等を整備する。</p>

※1：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

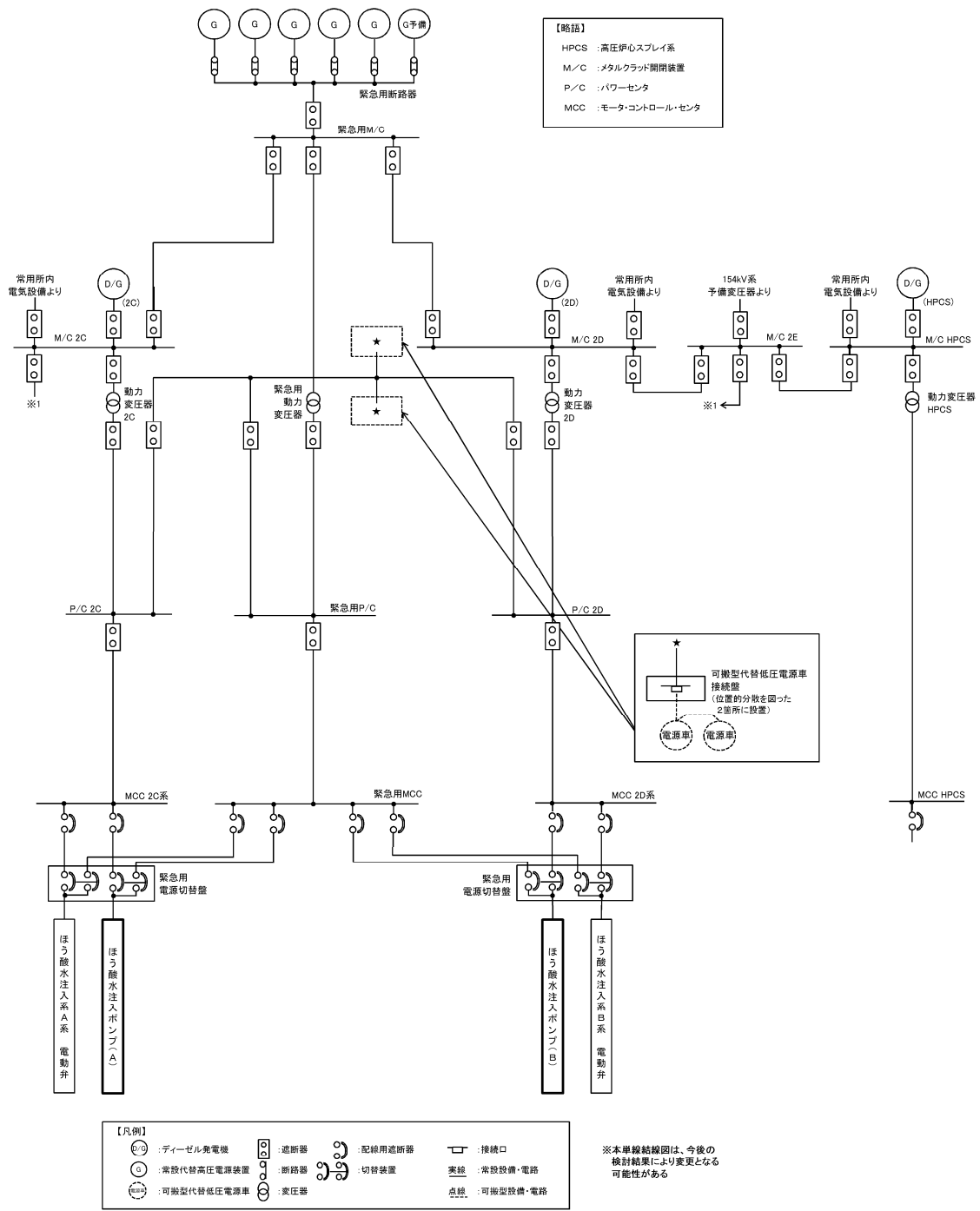
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6／6）

技術的能力審査基準（1.1）	適合方針
<p>（3）PWR a）上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。</p>	<p>対象外</p>
<p>b）上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施すること。</p>	<p>対象外</p>

※1：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。



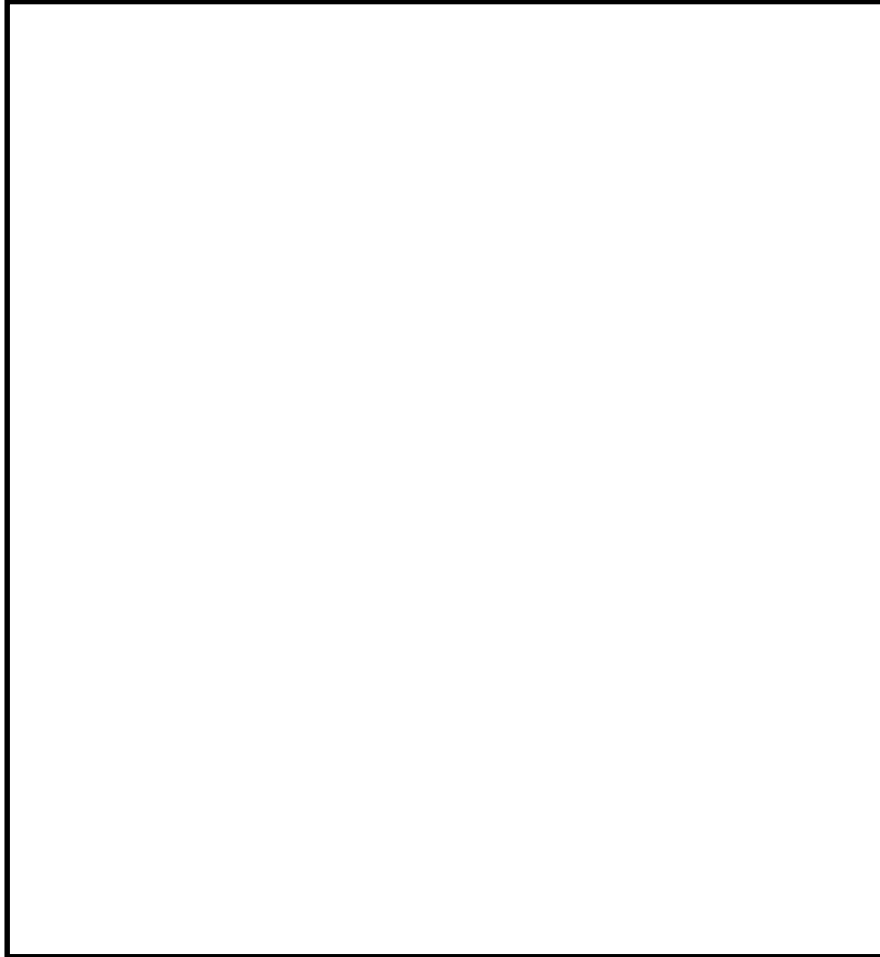
第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）

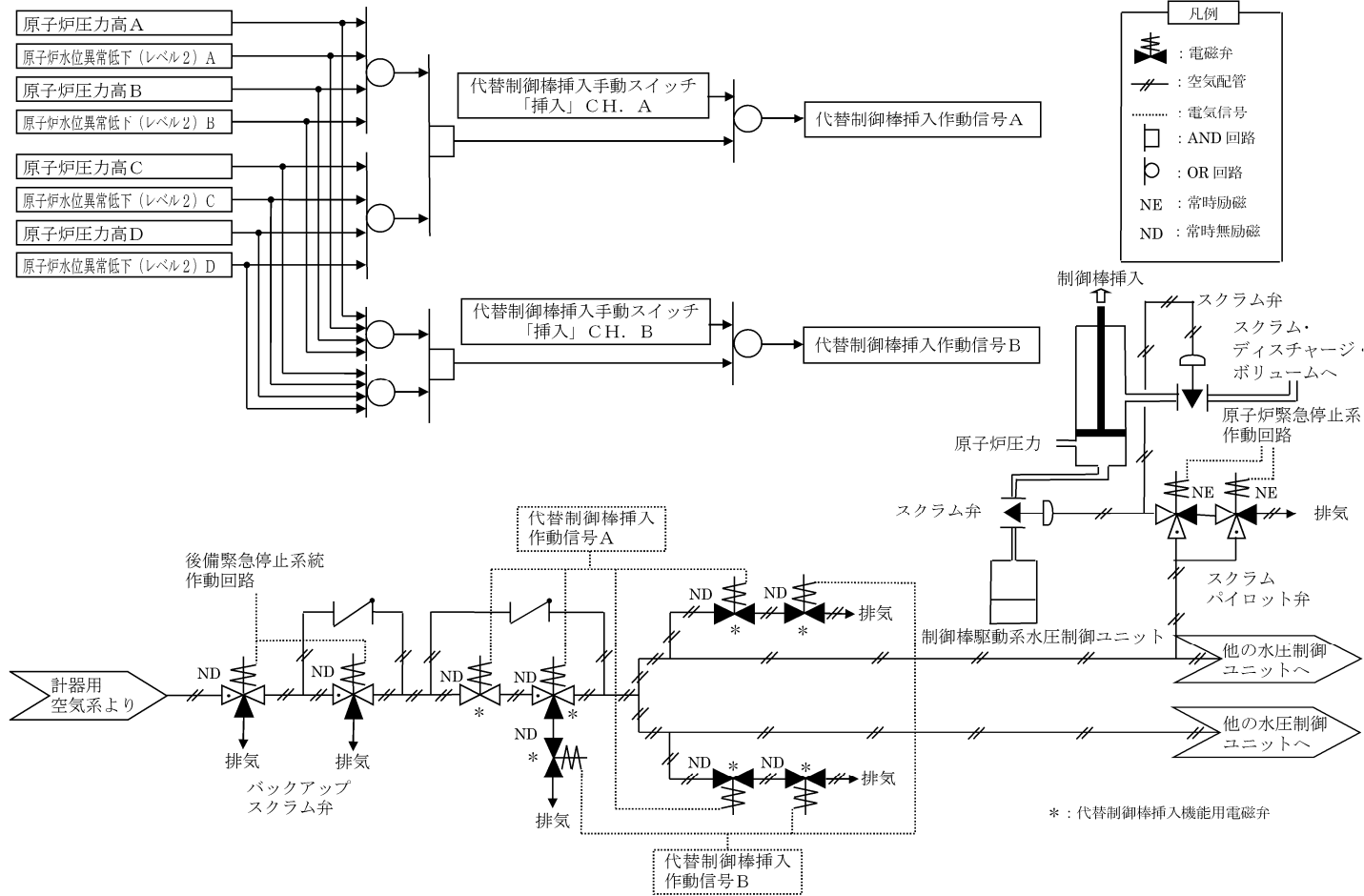
第1表 原子炉スクラム信号一覧表

--

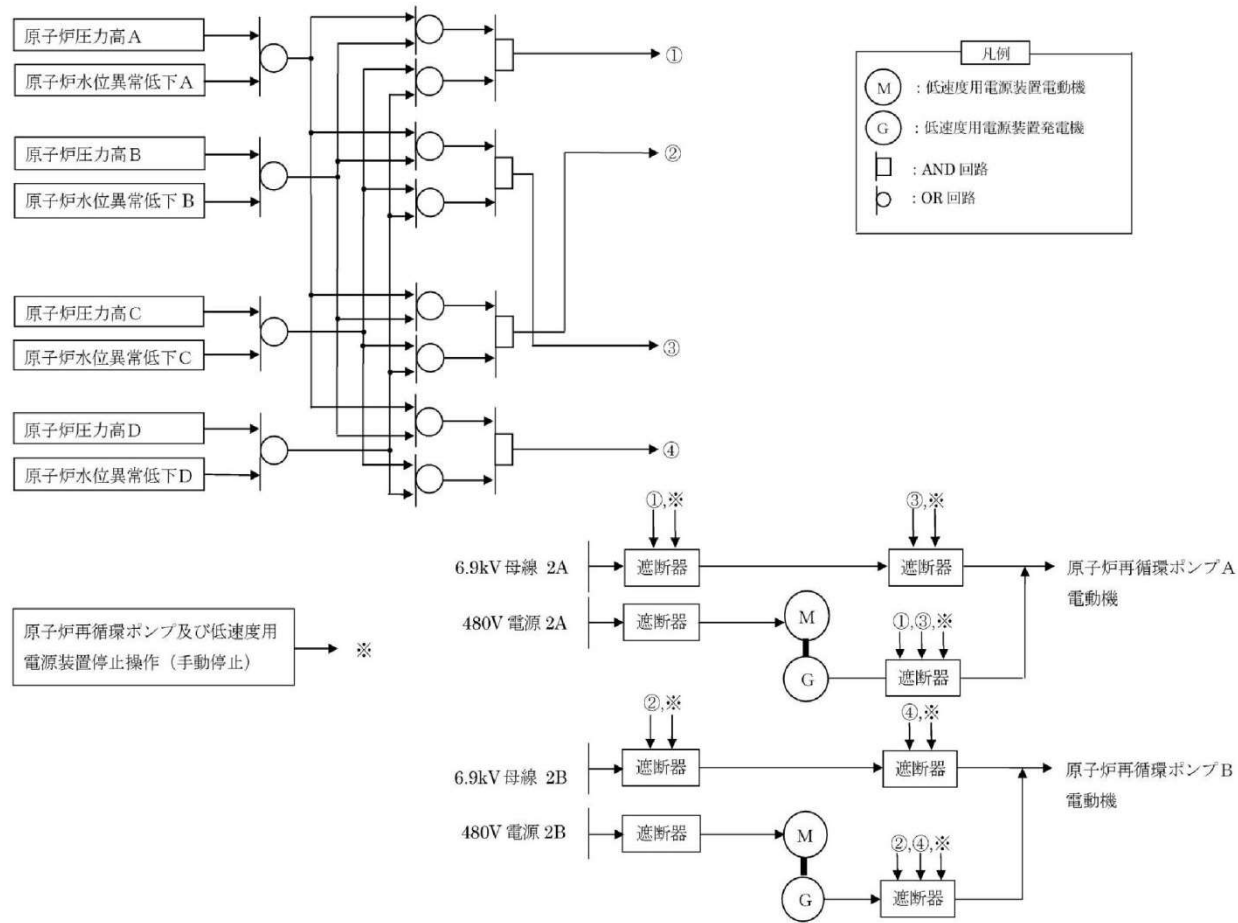


注：S L Cはほう酸水注入系を，S / Pはサプレッション・プールを示す。

第1図 原子炉出力-サプレッション・プール水温度相関曲線



第 1 図 代替制御棒挿入機能 説明図



第 1 図 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 概要図

重大事故対策の成立性

1. 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

(1) スクラム・パイロット弁計器用空気系排気

a. 操作概要

スクラム・パイロット弁計器用空気系排気が必要な状況において、

まで移動するとともに、現場に設置してあるスクラム・パイロット弁計器用空気系配管内の計器用空気を排出することでスクラム弁ダイヤフラムの空気圧を喪失させスクラム弁を開とし、制御棒をスクラム動作させる。

b. 作業場所

c. 必要要員数及び操作時間

制御棒手動挿入の手段のうち、現場におけるスクラム・パイロット弁計器用空気系排気に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安 : 73分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

: 5分以内（操作対象 : 3弁）

d. 操作の成立性について

作業環境 : 非常用照明を配備しており、常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用

又は携行して作業を行う。

移動経路：非常用照明を配備しており接近可能である。また、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。

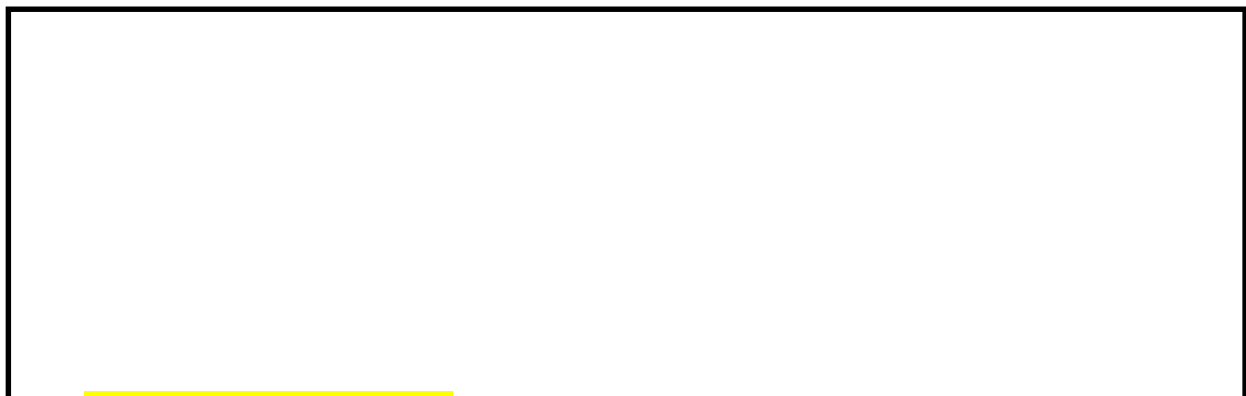
操作性：通常の弁操作であり、容易に操作可能である。また、操作対象弁は通路付近であり、操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置、電力保安通信用電話装置（固定電話機、PHS端末）又は送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。



スクラム用空気元弁

スクラム用空気元弁操作



スクラム・パイロット弁

計器用空気排気操作

計器用空気系

(2) スクラム個別スイッチによる制御棒挿入

a. 操作概要

スクラム個別スイッチによる制御棒挿入が必要な状況において、
まで移動するとともに、現場に設置してあるスクラム個別スイッチを操作することでスクラム・パイロット弁を作動し、制御棒をスクラム動作させる。

b. 作業場所

c. 必要要員数及び操作時間

制御棒手動挿入の手段のうち、現場におけるスクラム個別スイッチによる制御棒挿入に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名 (運転員等 (当直運転員) 2名)

所要時間目安 : 128分以内 (放射線防護具着用及び移動を含む)

d. 操作の成立性について

作業環境 : 非常用照明を配備しており、常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具 (全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋) を着用又は携行して作業を行う。

移動経路 : 非常用照明を配備しており接近可能である。また、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。

操作性 : 通常の弁操作であり、容易に操作可能である。また、操作対象弁は通路付近であり、操作性に支障はない。

連絡手段 : 携行型有線通話装置、電力保安通信用電話装置 (固定電話機、PHS端末) 又は送受話器のうち、使用可能な設備に

より，中央制御室との連絡が可能である。



スクラム個別スイッチ

スクラム個別スイッチ操作

(3) 制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁による排水

a. 操作概要

制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁による排水が必要な状況において、

[]まで移動するとともに、現場に設置してある制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁を開とすることで、ピストン上部の冷却材を排水し、制御棒を作動させる。

b. 作業場所

[]

c. 必要要員数及び操作時間

制御棒手動挿入の手段のうち、現場における制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁による排水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名 (運転員等 (当直運転員) 2名)

所要時間目安 : 982分以内 (放射線防護具着用及び移動を含む)

[] : 457分以内 (操作対象 : 185弁)

d. 操作の成立性について

作業環境 : 非常用照明を配備しており、常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具 (全面マスク, 個人線量計, 綿手袋, ゴム手袋) を着用又は携行して作業を行う。

移動経路 : 非常用照明を配備しており接近可能である。また、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。

操作性 : 通常の弁操作であり、容易に操作可能である。また、操作対象弁は通路付近であり、操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話装置（固定電話機，PHS 端末）又は送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。



ホース接続

ホース接続操作



引抜配管ベント弁

引抜配管ベント弁操作

中性子束振動が発生した場合の対応について

1. 中性子束振動が発生した場合の対応

以下のいずれかの状況に至った場合に、ほう酸水注入系によりほう酸水の注入を実施する。

- ・複数の平均出力領域計装指示値が2～3秒周期で振動し、最大振幅が20%を超えた場合。
- ・複数の局所出力領域計装指示値が2～3秒周期で振動し、最大振幅が10%を超えた場合。

2. 中性子束振動の判断基準について

中性子束振動が発生し燃料棒線出力が急激に上昇した場合、沸騰遷移が発生し燃料被覆管温度が上昇する可能性があるが、出力振動の振幅が極端に大きい場合を除き速やかにリウエットすることで適切に冷却されるため燃料被覆管の破損は発生しないと考えられる。一方、通常運転状態においても中性子束は数%振動していることから、中性子束振動の発生を容易に認知できる大きさで、かつ振幅が極端に大きくならない範囲として、平均出力領域計装で20%、局所領域計装で10%を判断基準として設定している。

3. 局所出力領域計装による認知の容易性について

局所出力領域計装の指示については、中央制御室内に設置されている運転監視補助装置（プロセス計算機）の画面及び中央制御室内に設置されている補助制御盤のモニタ画面により、確認することができる。そのため、局所出力領域計装により中性子束振動の発生を容易に認知できる。なお、これら局所出力領域計装の指示は、デジタル値*及びバーチャートで表示されるため、中性子束振動が発生していること及びその変動幅を容易に認知できる。

※：燃料棒の線出力密度の熱的制限値（44kW/m）を100%とした相対値

サプレッション・プール水温度における設定根拠の考え方について

サプレッション・プール水温度における設定根拠の考え方について、以下に示す。

操作項目	判断基準	考え方
ほう酸水注入系の起動	サプレッション・プール水温度；49℃	サプレッション・プール水温度が高温待機運転時の制限値 49℃を超える場合には原子炉を手動スクラムすることから、ほう酸水注入系は原子炉スクラム（自動及び手動）のバックアップ機能であることを踏まえ、サプレッション・プール水温度の手動スクラム実施基準（49℃）近接に設定
原子炉隔離時冷却系の停止	サプレッション・プール水温度；106℃	原子炉隔離時冷却系の高温耐性（116℃）に余裕を考慮して設定

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

< 目 次 >

1.2.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備
 - b. フロントライン系故障時の対応手段及び設備
 - (a) 高圧代替注水系による原子炉注水
 - (b) 重大事故等対処設備
 - c. サポート系故障時の対応手段及び設備
 - (a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水
 - (b) 復旧
 - (c) 重大事故等対処設備
 - d. 監視及び制御
 - (a) 監視及び制御
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - e. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備
 - (a) 重大事故等の進展抑制
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - f. 手順等

1.2.2 重大事故等時の手順

1.2.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

- (1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
- (2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水

1.2.2.2 フロントライン系故障時の対応手順

- (1) 高圧代替注水系による原子炉注水
 - a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動
 - b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動
- (2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順

- (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水
 - a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動
 - b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動
- (2) 復旧
 - a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電
 - b. 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電
- (3) 重大事故等時の対応手段の選択
 - a. 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失した場合の対応
 - b. 全交流動力電源のみ喪失した場合の対応

1.2.2.4 監視及び制御

- (1) 原子炉水位の監視又は推定
- (2) 常設高圧代替注水系ポンプの作動状況確認
- (3) 原子炉水位の制御

1.2.2.5 重大事故等の進展抑制時の対応手順

- (1) 重大事故等の進展抑制
 - a. ほう酸水注入系による原子炉注水
 - b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水
- (2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.2.2.6 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.2.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.2.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.2.3 重大事故対策の成立性

1. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動

(1) 現場での人力操作による高圧代替注水系起動

2. ほう酸水注入系による原子炉注水

(1) ほう酸水注入系による原子炉注水（継続注水）

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - (1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系（RCIC）若しくは非常用復水器（BWR の場合）又はタービン動補助給水ポンプ（PWRの場合）（以下「RCIC 等」という。）により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等を整備すること。
 - a) 可搬型重大事故防止設備
 - i) 現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等）を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。ただし、下記（1）b）i）の人力による措置が容易に行える場合を除く。
 - b) 現場操作
 - i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な

期間※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。

※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。

c) 監視及び制御

i) 原子炉水位（BWR 及びPWR）及び蒸気発生器水位（PWR の場合）を推定する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。

ii) RCIC 等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。

iii) 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等（手順及び装備等）を整備すること。

(2) 復旧

a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水（循環を含む。）すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。（BWR の場合）

b) 電動補助給水ポンプに代替交流電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。（PWR の場合）

(3) 重大事故等の進展抑制

a) 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水する手順等を整備すること。（BWR の場合）

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態、発電用原子炉（以下「原子炉」という。）を冷却するための設計基準事故対処設備が有する機能は、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による注水機能である。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、

原子炉を冷却する対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.2.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、原子炉を冷却し炉心の著しい損傷を防止するための設計基準事故対処設備として原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・プールを設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。（第1.2-1図）

また、原子炉を冷却するために原子炉水位を監視及び制御する対応手段及び重大事故等対処設備並びに重大事故等の進展を抑制するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

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

※1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

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

※2 自主対策設備

技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況に

において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十五条及び技術基準規則第六十条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプの故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失を想定する。

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

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.2-1表に整理する。

a. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

設計基準事故及び重大事故等時の対処に用いる水源はサブプレッション・プールである。また、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系で用いることができる水源には復水貯蔵タンクもあり、サブプレッショ

ン・プールから復水貯蔵タンクへの切り替えについては、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・サブプレッション・プール

高圧炉心スプレイ系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・高圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・サブプレッション・プール

b. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 高圧代替注水系による原子炉注水

設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプが故障により原子炉注水ができない場合は、中央制御室からの手動操作により常設高圧代替注水系ポンプを起動し原子炉へ注水する手段がある。

中央制御室からの手動操作により常設高圧代替注水系ポンプが起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により常設高圧代替注水系ポンプを起動し原子炉へ注水する手段がある。

これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉へ注水を継続することができる。

i) 中央制御室からの高圧代替注水系起動

中央制御室からの手動操作により常設高圧代替注水系ポンプを起動し原子炉へ注水する設備は以下のとおり。

- ・常設高圧代替注水系ポンプ
- ・サブプレッション・プール

ii) 現場での人力操作による高圧代替注水系起動

現場での人力による弁の操作により常設高圧代替注水系ポンプを起動し原子炉へ注水する設備は以下のとおり。

- ・常設高圧代替注水系ポンプ
- ・サブプレッション・プール

(b) 重大事故等対処設備

「1.2.1(2) b. (a) i) 中央制御室からの高圧代替注水系起動」で使用する設備のうち、常設高圧代替注水系ポンプ及びサブプレッション・プールは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.2.1(2) b. (a) ii) 現場での人力操作による高圧代替注水系起動」で使用する設備のうち、常設高圧代替注水系ポンプ及びサブプレッション・プールは重大事故等対処設備として位置づける。

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

(添付資料1.2.1)

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプが故障した場合においても、原子炉を冷却することができる。

c. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水

設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により原子炉注水ができない場合は、常設代替直流電源設備から給電される常設高圧代替注水系ポンプを中央制御室からの手動操作により起動し原子炉へ注水する手段がある。

また、中央制御室からの手動操作により常設高圧代替注水系ポンプが起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により常設高圧代替注水系ポンプを起動し原子炉へ注水する手段がある。

これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧代替注水系の運転を継続する。

i) 中央制御室からの高圧代替注水系起動

中央制御室からの手動操作により常設高圧代替注水系ポンプを起動し原子炉へ注水する設備は「1.2.1(2) b. (a) i) 中央制御室からの高圧代替注水系起動」で選定した対応手段及び設備と同様である。

ii) 現場での人力操作による高圧代替注水系起動

現場での人力による弁の操作により常設高圧代替注水系ポンプを起動し原子炉へ注水する設備は「1.2.1(2) b. (a) ii) 現場での人力操作による高圧代替注水系起動」で選定した対応手段及び設備と同様である。

(b) 復旧

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備（常設又は可搬型）又は代替直流電源設備（常設又は可搬型）により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する手段がある。

i) 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器に給電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉注水を継続する。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・サブプレッション・プール

なお、代替交流電源設備へ燃料を補給することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。

ii) 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉注水を継続する。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・サブプレッション・プール

なお、可搬型代替直流電源設備へ燃料を補給することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。

(c) 重大事故等対処設備

「1.2.1(2) c. (a) i) 中央制御室からの高圧代替注水系起動」及び「1.2.1(2) c. (a) ii) 現場での人力操作による高圧代替注水系起動」として使用する設備における重大事故等対処設備の位置づけは、
「1.2.1(2) b. (b) 重大事故等対処設備」と同様である。

「1.2.1(2) c. (b) i) 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電」で使用する設備のうち、サプレッション・プールは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.2.1(2) c. (b) i) 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電」で使用する設備のうち、原子炉隔離時冷却系ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

「1.2.1(2) c. (b) ii) 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電」で使用する設備のうち、サプレッション・プールは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.2.1(2) c. (b) ii) 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電」で使用する設備のうち、原子炉隔離時冷却系ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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

(添付資料1.2.1)

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源が喪失した場合、又は全交流動力電源の喪失及び常設直流電源系統が喪失した場合においても、原子炉を冷却することができる。

d. 監視及び制御

(a) 監視及び制御

上記「1.2.1(2) b. (a) 高圧代替注水系による原子炉注水」及び「1.2.1(2) c. (a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水」により原子炉へ注水する際は、原子炉水位を監視又は推定する手段がある。

また、原子炉へ注水するための常設高圧代替注水系ポンプの作動状況を確認する手段がある。

さらに、原子炉を冷却するための原子炉水位を制御する手段がある。監視及び制御に使用する設備（監視計器）は以下のとおり。

高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器

- ・原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，S A広帯域，S A燃料域）
- ・原子炉圧力，原子炉圧力（S A）
- ・高圧代替注水系系統流量
- ・サブプレッション・プール水位

高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器

- ・原子炉水位（狭帯域，広帯域^{※3}，燃料域^{※3}，S A広帯域^{※3}，S A燃料域^{※3}）
- ・可搬型計測器
- ・常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力^{※3}
- ・常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力
- ・高圧代替注水系タービン入口圧力
- ・高圧代替注水系タービン排気圧力

※3：中央制御室にて監視可能であるが，現場においても監視可能。

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.2.1(2) d. 監視及び制御」で使用する設備のうち、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、高圧代替注水系系統流量、サプレッション・プール水位及び可搬型計測器は重大事故等対処設備として位置づける。

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

（添付資料1.2.1）

以上の重大事故等対処設備を監視することにより、原子炉を冷却するために、原子炉水位を監視及び制御することができる。

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

・監視及び制御で使用する原子炉水位（狭帯域）及び現場計器

原子炉水位（狭帯域）の伝送器は耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、複数の計器で監視する手段として有効である。なお、高圧代替注水系の現場計器は現場での人力操作による起動時に、個別のパラメータを確認することで、原子炉水位等の監視及び制御を行うことに対して有効であるが、中央制御室での監視に適さないため重大事故等対処設備として位置づけない。しかし、現場計器はS_s機能維持を担保する設計とすることから、現場での人力操作による起動時には、原子炉水位の監視及び制御を行う手段として有効である。

e. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備

(a) 重大事故等の進展抑制

原子炉隔離時冷却系， 高圧炉心スプレイ系及び高圧代替注水系による原子炉注水により原子炉水位が維持できない場合には， 重大事故等の進展を抑制するため， ほう酸水注入系及び制御棒駆動水圧系により原子炉へ注水する手段がある。

i) ほう酸水注入系による原子炉注水

ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入を実施する。

さらに， 純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給することで， ほう酸水注入系による原子炉注水を継続する。

ほう酸水注入系により原子炉へほう酸水を注入する設備及び純水系による注水を継続する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水注入ポンプ
- ・ほう酸水貯蔵タンク

ii) 制御棒駆動水圧系による原子炉注水

復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉注水を実施する。

制御棒駆動水圧系により原子炉へ注水する設備は以下のとおり。

- ・制御棒駆動水ポンプ
- ・復水貯蔵タンク

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.2.1(2) e. (a) i) ほう酸水注入系による原子炉注水」で使用する設備のうち， ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは重大事故等対処設備として位置づける。

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

以上の重大事故等対処設備により，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態では冷却機能が喪失した場合においても重大事故等の進展を抑制することができる。

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

- ・ 純水系（ほう酸水注入系による原子炉注水を継続させる場合）

ほう酸水貯蔵タンクへの補給に使用する純水系は耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，使用可能であれば，ほう酸水貯蔵タンクに補給することができ，ほう酸水注入系による原子炉への注水を継続することが可能となることから，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。

- ・ 制御棒駆動水ポンプ及び復水貯蔵タンク

原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず，制御棒駆動水ポンプ及び復水貯蔵タンクは耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，使用可能であれば，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。

f. 手順等

上記「a. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備」，「b. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」，「c. サポート系故障時の対応手段及び設備」，「d. 監視及び制御」及び「e. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員等※⁴及び重大事故等対応要員の対応として、「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第1.2-1表）

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する。（第1.2-2表，第1.2-3表）

※⁴ 運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。

（添付資料1.2.2）

1.2.2 重大事故等時の手順

1.2.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水

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

なお，原子炉圧力容器内の圧力低下により原子炉隔離時冷却系が停止した場合，又は原子炉圧力容器内の圧力低下により原子炉隔離時冷却系系統流量が確保できず，原子炉圧力容器内の水位低下が継続している場合に，原子炉隔離時冷却系を手動停止する。ただし，原子炉圧力容器内の水位が原子炉水位異常低下（レベル1）設定点未満で，原子炉圧力容器内の圧力が確保された場合に，原子炉隔離時冷却系を起動し，原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部に到達するまでに原子炉への注水を開始する。

a. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

①自動起動信号が発信した場合。

原子炉水位異常低下（レベル2）が発信した場合。

②手動起動の場合。

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

b. 操作手順

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.2-2図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉隔離時冷却系の手動起動又は自動起動の確認を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、手動起動操作又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル2））により、原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁が開し、原子炉隔離時冷却系が起動したことを確認した後、発電長に報告する。

③運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを原子炉隔離時冷却系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

④発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の開閉操作により原子炉隔離時冷却系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持し、発電長に報告する。

c. 操作の成立性

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

(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水

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

a. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

①自動起動信号が発信した場合。

原子炉水位異常低下（レベル2）又はドライウェル圧力高信号が発信した場合。

②手動起動の場合。

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

b. 操作手順

高圧炉心スプレイ系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.2-3図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に高圧炉心スプレイ系ポンプの手動起動又は自動起動の確認を指示する。

- ②運転員等は中央制御室にて、高圧炉心スプレイ系ポンプの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル2）又はドライウェル圧力高）により高圧炉心スプレイ系ポンプが起動したことを確認し、高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁を開として原子炉注水を開始する。
- ③運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを高圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。
- ④発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁の開閉操作により高圧炉心スプレイ系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持し、発電長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから高圧炉心スプレイ系による原子炉注水開始まで手動起動操作で3分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

1.2.2.2 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 高圧代替注水系による原子炉注水

a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合は、中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動し原子炉への注水を実施する。

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

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.2-4図に、タイムチャートを第1.2-5図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に中央制御室からの高圧代替注水系起動の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、高圧代替注水系起動による原子炉注水に必要な原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の受電操作を実施し、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の表示灯が点灯したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて、中央制御室からの高圧代替注水系起

動に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し，発電長に報告する。

④発電長は，運転員等に中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水の系統構成を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁を閉にする。

⑥運転員等は中央制御室にて，高圧代替注水系注入弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁を開にする。

⑦運転員等は，発電長に中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑧発電長は，運転員等に中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水の開始を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて，高圧代替注水系タービン止め弁を開とし，常設高圧代替注水系ポンプを起動する。

⑩運転員等は中央制御室にて，原子炉への注水が開始されたことを高圧代替注水系系統流量の流量上昇で確認した後，発電長に報告する。

⑪発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点以上から原子炉水位高（レベル 8）設定点の間で維持するように指示する。

⑫運転員等は中央制御室にて，高圧代替注水系を起動又は停止することにより高圧代替注水系系統流量を調整することで，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点以上から原子炉水位高（レベル 8）設定点の間で維持し，発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

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

b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合において、中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉注水を実施する。

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

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

現場での人力操作による高圧代替注水系起動による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.2-6図に、タイムチャートを第1.2-7図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に現場での人力操作による高圧代替注水系起動の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、可搬型計測器の接続を実施し、原子炉水位指示値を確認する。
- ③運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、トリップ・スロットル弁の閉及び原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力指示値が0.93MPa [gage] 以上であることにより確認する。
- ④運転員等は、発電長に現場での人力操作による高圧代替注水系起動の準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に現場での人力操作による高圧代替注水系起動による原子炉注水の系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、高圧代替注水系注入弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁を開にする。
- ⑦運転員等は、発電長に現場での人力操作による高圧代替注水系起動による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑧発電長は、運転員等に現場での人力操作による高圧代替注水系起動による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑨運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、高圧代替注水系タービン止め弁を開操作することにより、高圧代替注水系を起動する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを可搬型計測器の原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電長に報告する。

⑪発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間に維持するように指示する。

⑫運転員等は中央制御室及び原子炉建屋原子炉棟にて、高圧代替注水系の起動又は停止により高圧代替注水系系統流量を調整することとで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）4名にて実施した場合、作業開始を判断してから現場での人力操作による高圧代替注水系起動による原子炉注水開始まで58分以内と想定する。

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

(添付資料1.2.3)

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.2-12図に示す。

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合は、中央制御室からの手動操作により重大事故等対処設備である高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する。

中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水

する。

1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順

(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水

a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉の冷却ができない場合に、常設代替直流電源設備から給電される高圧代替注水系を中央制御室からの手動操作により起動し原子炉への注水を実施する。

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

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

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失及び常設直流電系統が喪失し、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

高圧代替注水系の中央制御室からの手動操作による原子炉の冷却手順については、「1.2.2.2(1) a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

高压代替注水系の中央制御室からの手動操作による原子炉の冷却手順については、「1.2.2.2(1) a. 中央制御室からの高压代替注水系起動」の操作の成立性と同様である。

b. 現場での人力操作による高压代替注水系起動

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系で原子炉の冷却ができない場合において、中央制御室からの手動操作により高压代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高压代替注水系を起動し原子炉への注水を実施する。

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

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

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統が喪失し、原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合で、中央制御室からの手動操作により高压代替注水系を起動できない場合において、サブプレッション・プールの水位の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

現場での人力操作による高圧代替注水系起動手順については、
「1. 2. 2. 2(1) b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動」の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

現場での人力操作による高圧代替注水系起動手順については、
「1. 2. 2. 2(1) b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動」の操作の成立性と同様である。

(添付資料1. 2. 3)

(2) 復旧

a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

全交流動力電源の喪失により所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器が機能喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備の蓄電池により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器に給電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉注水を実施する。

なお、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が実施されている場合において、サプレッション・プール水の除熱機能である残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）が喪失している場合は、サプレッション・プール水の温度が上昇することを考慮し、原子炉への注水を確保する観点から、低圧代替注水系（可搬型）を準備する。サプレッション・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えると想定された場合は、原子炉への注水を低圧代替注水系（可搬型）に切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合。

(b) 操作手順

常設代替交流電源設備に関する手順及び可搬型代替交流電源設備に関する手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(c) 操作の成立性

常設代替交流電源設備に関する操作の成立性及び可搬型代替交流電源設備に関する操作の成立性は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

また，原子炉隔離時冷却系による原子炉注水操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により電源復旧後，原子炉隔離時冷却系の原子炉注水開始まで16分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

b. 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

全交流動力電源が喪失し，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備の蓄電池により給電している場合は，所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により給電し，原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉注水を実施する。

なお，原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が実施されている場合において，サブプレッション・プール水の除熱機能である残留熱除去系（サ

プレッション・プール冷却系) が喪失している場合は、サプレッション・プール水の温度が上昇することを考慮し、原子炉への注水を確保する観点から、低圧代替注水系（可搬型）を準備する。

サプレッション・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えると想定された場合は、原子炉への注水を低圧代替注水系（可搬型）に切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合に¹、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により必要な直流電源を確保できない場合。

(b) 操作手順

常設代替直流電源設備に関する手順及び可搬型代替直流電源設備に関する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(c) 操作の成立性

常設代替直流電源設備に関する操作の成立性及び可搬型代替直流電源設備に関する操作の成立性は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

また、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により電源復旧後、原子炉隔離時冷却系の原子炉注水²開始まで16分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.2-12図に示す。

a. 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失した場合の対応

中央制御室からの手動操作により重大事故等対処設備である高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する。

中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉を冷却する。

b. 全交流動力電源のみ喪失した場合の対応

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器に給電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉へ注水する。

代替交流電源設備による給電ができない場合は、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉へ注水する。

これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することができる。

1.2.2.4 監視及び制御

(1) 原子炉水位の監視又は推定

原子炉を冷却するため原子炉圧力容器内の水位が維持されていることを原子炉水位により監視する。また、この計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

原子炉水位の監視及び推定する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

(2) 常設高圧代替注水系ポンプの作動状況確認

原子炉圧力容器内の水位が低下した場合において、原子炉へ注水するために起動した常設高圧代替注水系ポンプの作動状況を高圧代替注水系系統流量、サブプレッション・プール水位又は原子炉水位により確認する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

常設高圧代替注水系ポンプを手動操作により起動した場合。

(b) 操作手順

常設高圧代替注水系ポンプの作動状況確認手順の概要は以下のとおり。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に常設高圧代替注水系ポンプの作動状況確認を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、常設高圧代替注水系ポンプの運転状態に異常がないことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて、高圧代替注水系系統流量、サブプレッション・プール水位又は原子炉水位を監視し、常設高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水ができていることを確認する。なお、計器電源が喪失し中央制御室の計器にて監視できない場合は、原子炉水位及び常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力の計器端子台に可搬型計測器を接続し測定及び推定を行い、常設高圧代替注水系

ポンプによる原子炉注水ができていることを確認する。また、中央制御室にて計器及び可搬型計測器を用いた監視ができない場合は、現場の原子炉水位の計器端子台にて可搬型計測器を接続し測定及び推定を行い、現場の常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力で指示値を確認することで、常設高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水ができていることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室操作は運転員等1名により操作を実施する。

中央制御室からの手動操作ができない場合は、現場での人力操作により常設高圧代替注水系ポンプの起動・停止操作を行うため、円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(3) 原子炉水位の制御

常設高圧代替注水系ポンプにより原子炉注水をしている場合において、原子炉圧力容器内への注水量を調整し原子炉圧力容器内の水位を制御する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器内の水位の調整が必要な場合。

(b) 操作手順

中央制御室からの常設高圧代替注水系ポンプ起動が可能である場合は、通常の運転操作により対応する。操作手順については、

「1.2.2.2(1) a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」にて整備する。

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、中央制御室からの常設高圧代替注水系ポンプ起動ができない場合は、中央制御室

にて原子炉水位の計器端子台に可搬型計測器を接続し原子炉水位の測定及び監視を行い、原子炉建屋原子炉棟の現場運転員と連絡を密にし、現場運転員が高压代替注水系タービン止め弁の開閉操作により常設高压代替注水系ポンプを起動・停止させることで原子炉压力容器内への注水量を調整し原子炉压力容器内の水位を調整する。操作手順については、「1.2.2.2(1) b. 現場での人力操作による高压代替注水系起動」にて整備する。

1.2.2.5 重大事故等の進展抑制時の対応手順

(1) 重大事故等の進展抑制

a. ほう酸水注入系による原子炉注水

高压炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、原子炉隔離時冷却系及び高压代替注水系により原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合には、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入を実施する。

さらに、純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給することで、ほう酸水注入系による原子炉への注水を継続させる。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉冷却材圧力バウンダリが高压状態の場合で、原子炉隔離時冷却系、高压炉心スプレイ系、高压代替注水系及び制御棒駆動水圧系により原子炉注水ができず、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合。

(b) 操作手順

ほう酸水注入系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.2-8図に、タイムチャートを第1.2-9図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、ほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等にほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入の開始を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、ほう酸水注入ポンプA（B）の起動操作（ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「SYS A（B）」位置にすることで、ほう酸水貯蔵タンク出口弁及びほう酸水注入系爆破弁が開となり、ほう酸水注入ポンプが起動する。）を実施する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉へのほう酸水注入が開始されたことをほう酸水貯蔵タンク液位の低下により確認し、発電長に報告する。

【ほう酸水貯蔵タンクを使用した原子炉への継続注水】

- ⑥発電長は、原子炉への継続注水が必要と判断した場合に、運転員等にほう酸水注入系による原子炉への継続注水の準備を開始するように指示する。
- ⑦運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、ほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁及びほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁を開とし、ほう酸水注入系による原子炉への注水を継続し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記のほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉へのほう酸水注入は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作

業開始を判断してからほう酸水注入系による原子炉注水開始まで2分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

さらに、純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給し、原子炉への継続注水を行う場合は、現場操作を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから原子炉への継続注水準備完了まで60分以内と想定する。

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

（添付資料1.2.3）

b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水

原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合で、非常用交流電源設備により電源及び冷却水を確保し、復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉への注水を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び高圧代替注水系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

制御棒駆動水圧系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.2-10図に、タイムチャートを第1.2-11図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に制御棒駆動水圧系による原子炉注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、制御棒駆動水圧系による原子炉注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に制御棒駆動水ポンプの起動を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、制御棒駆動水ポンプを起動し、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に制御棒駆動水圧系による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、制御棒駆動水圧系流量調整弁及び制御棒駆動水圧系駆動水圧力調整弁を開にする。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、原子炉へ注水が開始されたことを制御棒駆動水圧系系統流量の流量上昇により確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから制御棒駆動水圧系による原子炉注水開始まで3分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.2-12図に示す。

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態において、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合は、ほう酸水注入系より原子炉圧力容器内への注水量が多い制御棒駆動水圧系により原子炉へ注水する。制御棒駆動水圧系が使用できない場合は、ほう酸水注入系により原子炉へ注水する。ただし、制御棒駆動水圧系及びほう酸水注入系では原子炉を冷却するには十分な注水量を確保できないが、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、重大事故等の進展抑制として使用する。

なお、ほう酸水注入系による原子炉への継続注水を行う場合の水源は、純水系を使用してほう酸水貯蔵タンクに補給する。

1.2.2.6 その他の手順項目について考慮する手順

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系への電源供給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

原子炉水位の監視及び推定する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

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

第1.2-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
 対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/13)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張) における原子炉隔離時冷却による原子
 炉注水)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対処設備
				原子炉隔離時冷却系ポンプ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等対処設備
				原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ 所内常設直流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 燃料補給設備※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
					非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領

※1: 整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3: 監視及び推定する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2/13）

（重大事故等対応設備（設計基準拡張）における高圧炉心スプレイ系による原子炉注水）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
重大事故等対応設備（設計基準拡張）	—	高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対応設備
				高圧炉心スプレイ系ポンプ	重大事故等対応設備（設計基準拡張）
			関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等対応設備
				高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 燃料補給設備※2 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機※2	重大事故等対応設備（設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：監視及び推定する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3/13）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
フロントライン系故障	原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ	中央制御室からの高圧代替注水系起動	主要設備	常設高圧代替注水系ポンプ サプレッション・プール	重大事故等対処設備
			関連設備	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※2 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 可搬型代替直流電源設備※2 燃料補給設備※2	重大事故等対処設備

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：監視及び推定する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4/13）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ	現場での人力操作による高圧代替注水系起動	主要設備	常設高圧代替注水系ポンプ サプレッション・プール	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器	重大事故等対応設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：監視及び推定する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5/13）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備（常設直流電源系統）	中央制御室からの 高圧代替注水系起動	主要設備	常設高圧代替注水系ポンプ サブプレッション・プール	重大事故等対処設備
			関連設備	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※2 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 可搬型代替直流電源設備※2 燃料補給設備※2	重大事故等対処設備

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：監視及び推定する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6/13）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備（常設直流電源系統）	現場での人力操作による高圧代替注水系起動	主要設備	常設高圧代替注水系ポンプ サブプレッション・プール	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器	重大事故等対応設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：監視及び推定する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（7/13）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対処設備
				原子炉隔離時冷却系ポンプ	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料補給設備※2	重大事故等対処設備
				原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：監視及び推定する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (8/13)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源）	代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対処設備
				原子炉隔離時冷却系ポンプ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※2 可搬型代替直流電源設備※2 燃料補給設備※2	重大事故等対処設備
				原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
					非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：監視及び推定する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (9/13)

(監視及び制御)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1	
監視及び制御 ※3	—	高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器	主要設備	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 高圧代替注水系系統流量 サプレッション・プール水位	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等
				原子炉水位（狭帯域）	自主対策設備	重大事故等対策要領

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：監視及び推定する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（10/13）

（監視及び制御）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
監視及び制御 ※3	—	高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器	主要設備	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 可搬型計測器	重大事故等対応設備
				原子炉水位（狭帯域） 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系ポンプ入口圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力	自主対策設備

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：監視及び推定する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (11/13)

(重大事故等の進展抑制)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
重大事故等の進展抑制	—	ほう酸水注入系による「ほう酸水注入」 原子炉注水	主要設備	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料補給設備※2	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：監視及び推定する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧（12/13）

（重大事故等の進展抑制）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
重大事故等の進展抑制	—	ほう酸水注入系による「継続注水」 原子炉注水	主要設備	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 燃料補給設備※2	重大事故等対処設備	
				純水系	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：監視及び推定する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（13／13）

（重大事故等の進展抑制）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
重大事故等の進展抑制	—	制御棒駆動水圧系による原子炉注水	主要設備	制御棒駆動水ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等
			関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等対応設備	
				非常用交流電源設備※2 燃料補給設備※2	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）	
				制御棒駆動水圧系配管・弁 補給水系配管・弁	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：監視及び推定する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.2-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/8)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.2.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順			
(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹
		原子炉压力容器への注水量	給水流量
		水源の確保	サプレッション・プール水位※ ¹
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹
		原子炉压力容器内への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量※ ¹
		水源の確保	サプレッション・プール水位※ ¹

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
- ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
- ※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (2/8)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.2.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順			
(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉压力容器への注水量	給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量※1
		水源の確保	サブプレッション・プール水位※1
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		原子炉压力容器内への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量※1
		水源の確保	サブプレッション・プール水位※1

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (3/8)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.2.2.2 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧代替注水系による原子炉注水			
a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹
		原子炉圧力容器への注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量※ ¹ 高圧炉心スプレイ系系統流量※ ¹
		水源の確保	サプレッション・プール水位※ ¹
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量※ ¹
		水源の確保	サプレッション・プール水位※ ¹

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (4/8)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.2.2.2 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高压代替注水系による原子炉注水			
b. 現場での人力操作による高压代替注水系起動	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A広帯域) ※1 原子炉水位 (S A燃料域) ※1
		原子炉压力容器への注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高压炉心スプレイ系系統流量※1 高压代替注水系系統流量※1
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力
	操作	原子炉压力容器内の水位	可搬型計測器
		補機監視機能	常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力 常設高压代替注水系ポンプ入口圧力 高压代替注水系タービン入口圧力 高压代替注水系タービン排気圧力

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (5/8)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水		
a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動	判断基準	電源 275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※3} P/C 2 C 電圧 ^{※3} M/C 2 D 電圧 ^{※3} P/C 2 D 電圧 ^{※3} 直流 125V 主母線盤 2 A 直流 125V 主母線盤 2 B
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (S A 広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (S A 燃料域) ^{※1}
		原子炉压力容器への注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 ^{※1} 高圧炉心スプレィ系系統流量 ^{※1}
		水源の確保 サプレッション・プール水位 ^{※1}
		補機監視機能 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレィ系ポンプ吐出圧力
	操作	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (S A 広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (S A 燃料域) ^{※1}
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (S A) ^{※1}
		原子炉压力容器への注水量 高圧代替注水系系統流量 ^{※1}
		水源の確保 サプレッション・プール水位 ^{※1}

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (6/8)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水		
b. 現場での人力操作による 高压代替注水系 起動	判断基準	電源 275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※3} P/C 2 C 電圧 ^{※3} M/C 2 D 電圧 ^{※3} P/C 2 D 電圧 ^{※3} 直流 125V 主母線盤 2 A 直流 125V 主母線盤 2 B
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (SA 広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA 燃料域) ^{※1}
		原子炉压力容器への注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 ^{※1} 高压炉心スプレイ系系統流量 ^{※1} 高压代替注水系系統流量 ^{※1}
		水源の確保 サプレッション・プール水位 ^{※1}
		補機監視機能 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力
	操作	原子炉压力容器内の水位 可搬型計測器
		補機監視機能 常設 高压代替注水系ポンプ吐出圧力 常設 高压代替注水系ポンプ入口圧力 高压代替注水系タービン入口圧力 高压代替注水系タービン排気圧力

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (7/8)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.2.2.4 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制			
a. ほう酸水注入系による原子炉注水	判断基準	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹
		原子炉压力容器への注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量※ ¹ 高圧代替注水系系統流量※ ¹
		電源	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧※ ³ M/C 2 D 電圧※ ³ P/C 2 C 電圧※ ³ P/C 2 D 電圧※ ³
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹
		補機監視機能	純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
		原子炉压力容器への注水量	ほう酸水貯蔵タンク液位 ほう酸水注入ポンプ吐出圧力※ ³

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

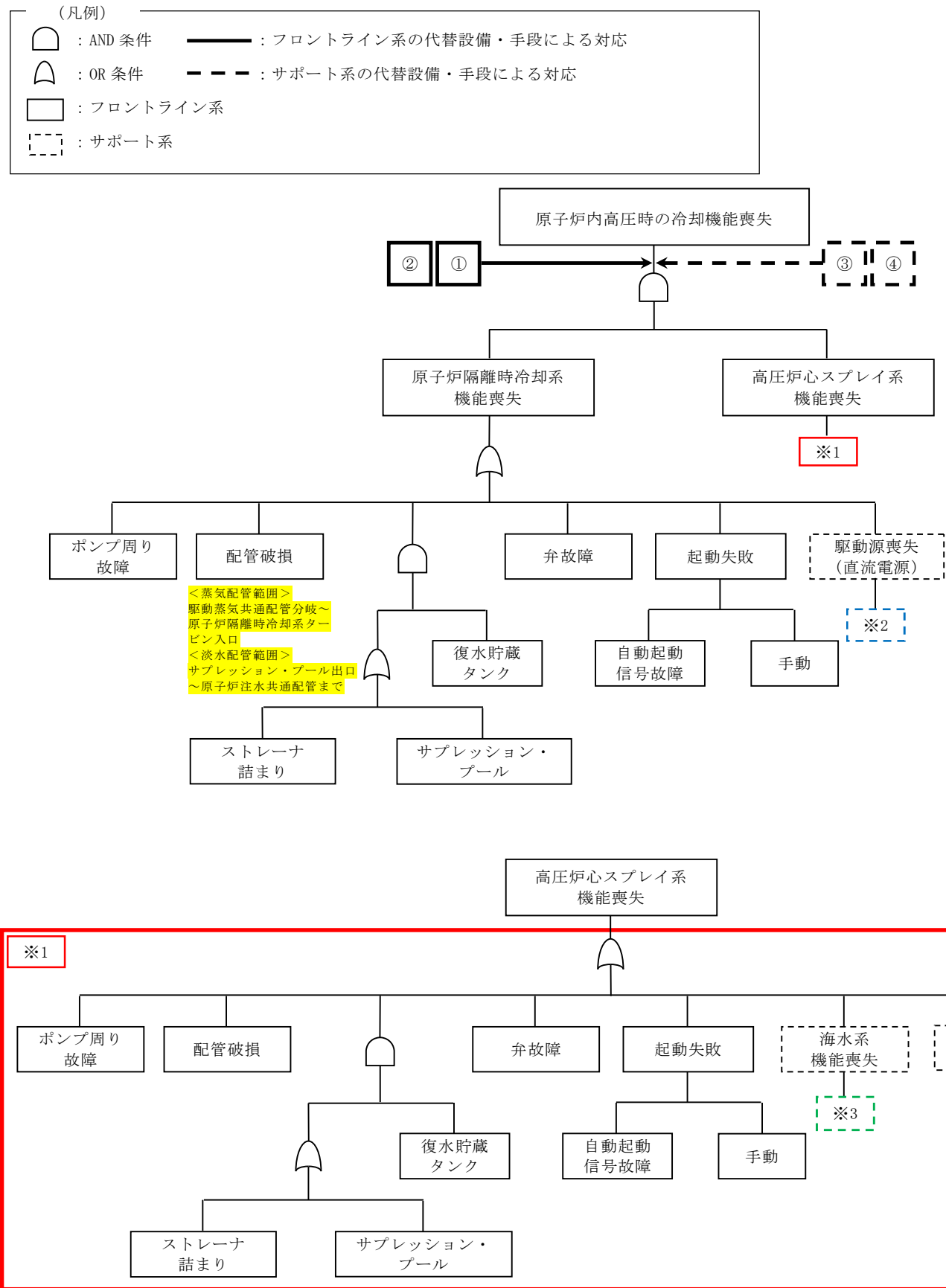
監視計器一覧 (8/8)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.2.2.4 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制			
b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水	判断基準	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹
		原子炉压力容器への注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量※ ¹ 高圧炉心スプレー系系統流量※ ¹ 高圧代替注水系系統流量※ ¹
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹
		原子炉压力容器への注水量	制御棒駆動水圧系系統流量
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	制御棒駆動系冷却水ライン流量

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

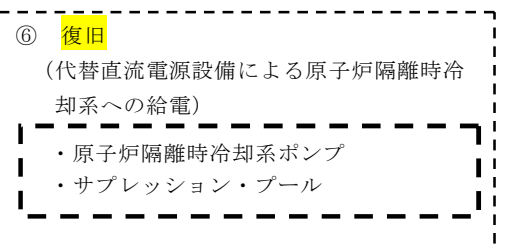
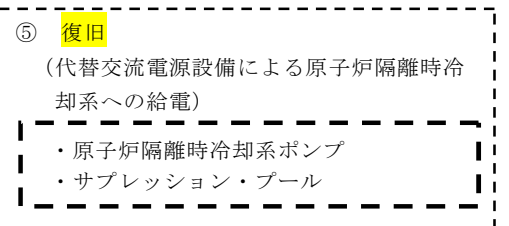
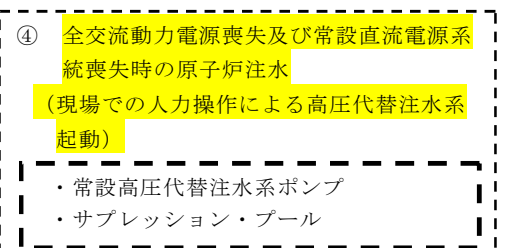
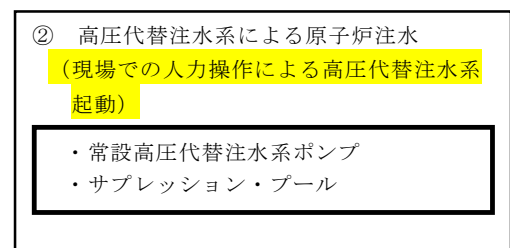
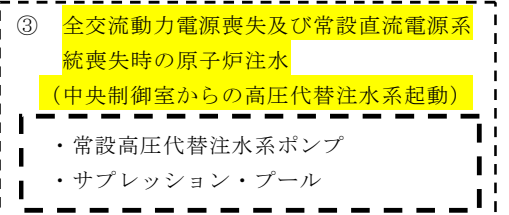
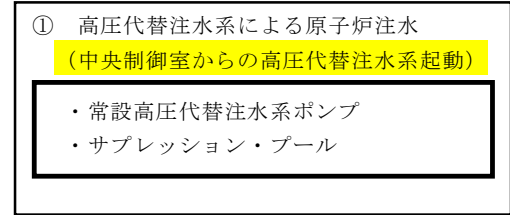
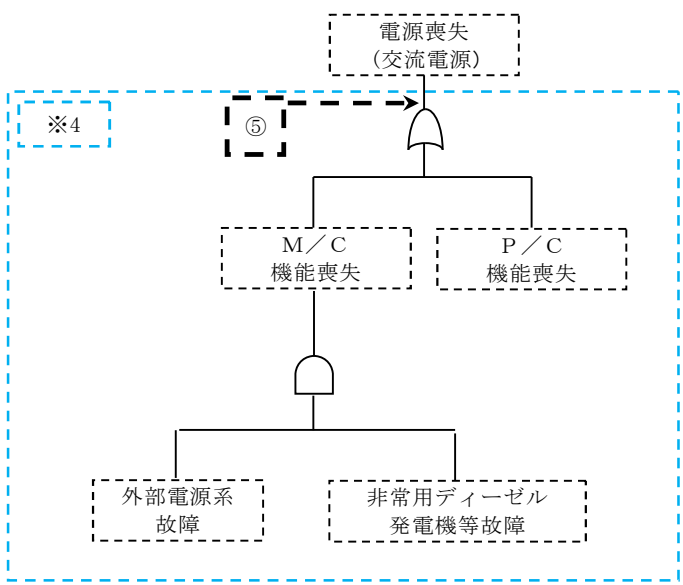
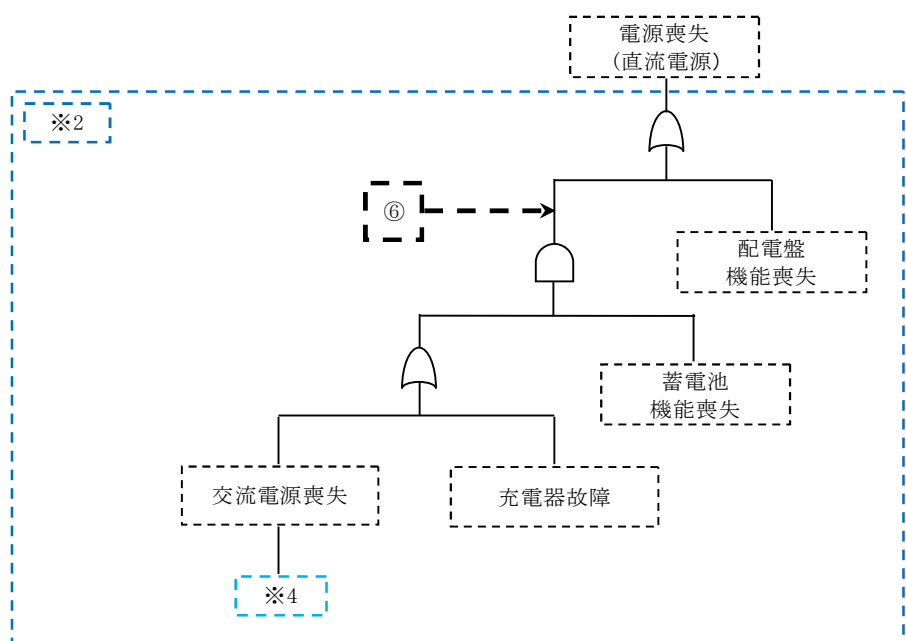
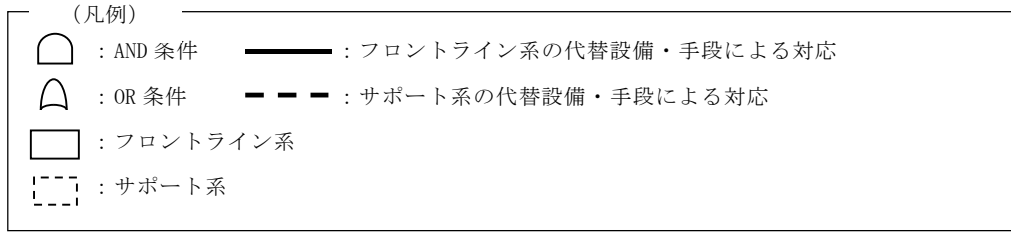
第1.2-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.2】 原子炉冷却材圧力バウン ダリ高圧時に発電用原子 炉を冷却するための手順 等</p>	<p>原子炉隔離時冷却系(注水系) 弁</p>	<p>所内常設直流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤 直流125V主母線盤 2 A</p>
	<p>高圧代替注水系(蒸気系) 弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤</p>
	<p>高圧代替注水系(注水系) 弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤</p>

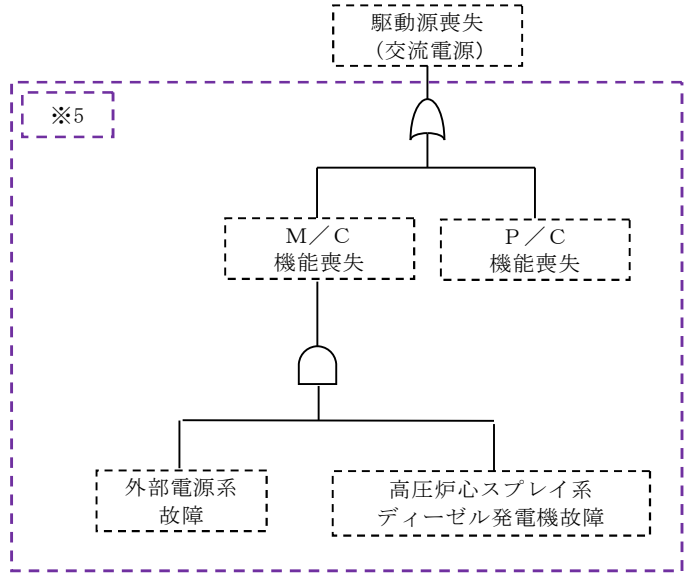
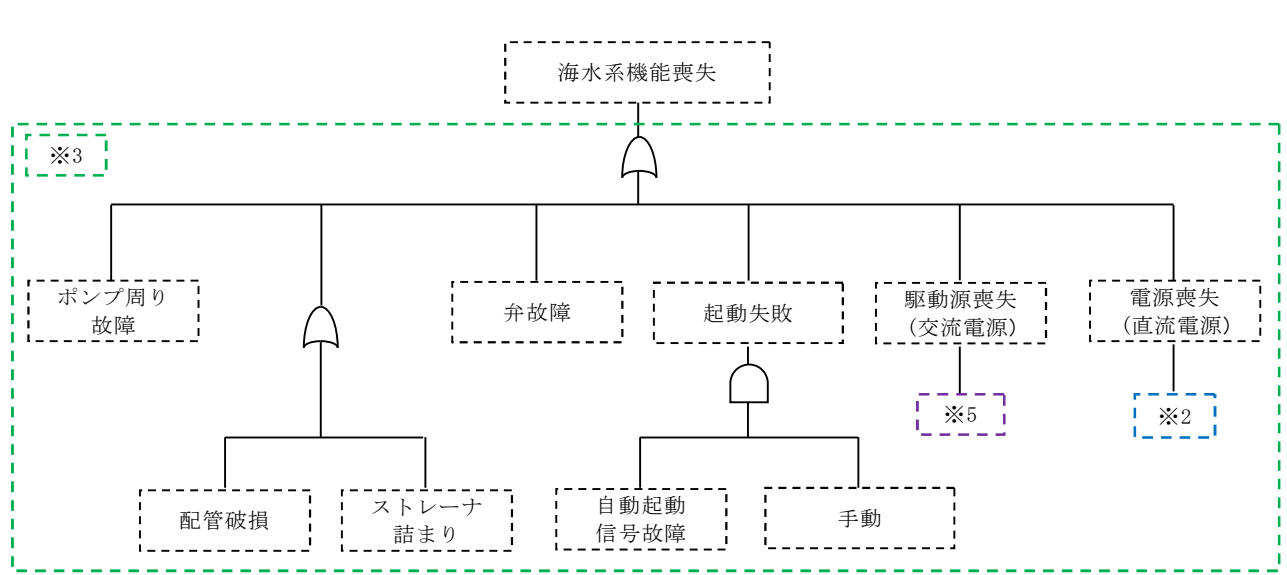


- ① 高圧代替注水系による原子炉注水
(中央制御室からの高圧代替注水系起動)
・常設高圧代替注水系ポンプ
・サプレッション・プール
- ② 高圧代替注水系による原子炉注水
(現場での人力操作による高圧代替注水系起動)
・常設高圧代替注水系ポンプ
・サプレッション・プール
- ③ 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水
(中央制御室からの高圧代替注水系起動)
・常設高圧代替注水系ポンプ
・サプレッション・プール
- ④ 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水
(現場での人力操作による高圧代替注水系起動)
・常設高圧代替注水系ポンプ
・サプレッション・プール
- ⑤ 復旧
(代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電)
・原子炉隔離時冷却系ポンプ
・サプレッション・プール
- ⑥ 復旧
(代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電)
・原子炉隔離時冷却系ポンプ
・サプレッション・プール

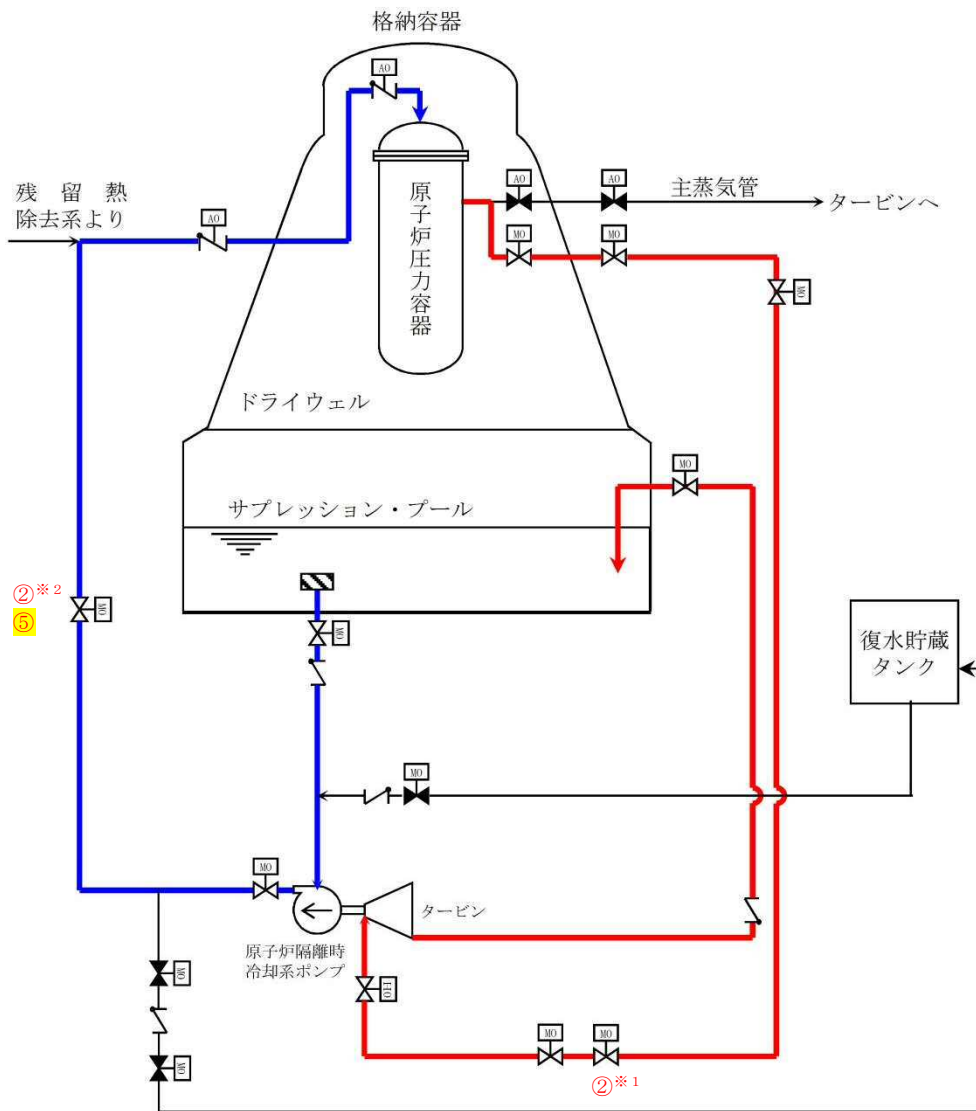
第 1.2-1 図 機能喪失原因対策分析 (1/2)



注1: 高圧炉心スプレイ系については、⑤、⑥、⑦及び⑧の対応手段は対象外である。



第 1.2-1 図 機能喪失原因対策分析 (2/2)











操作手順	弁名称
②*1	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁
②*2, ⑤	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁

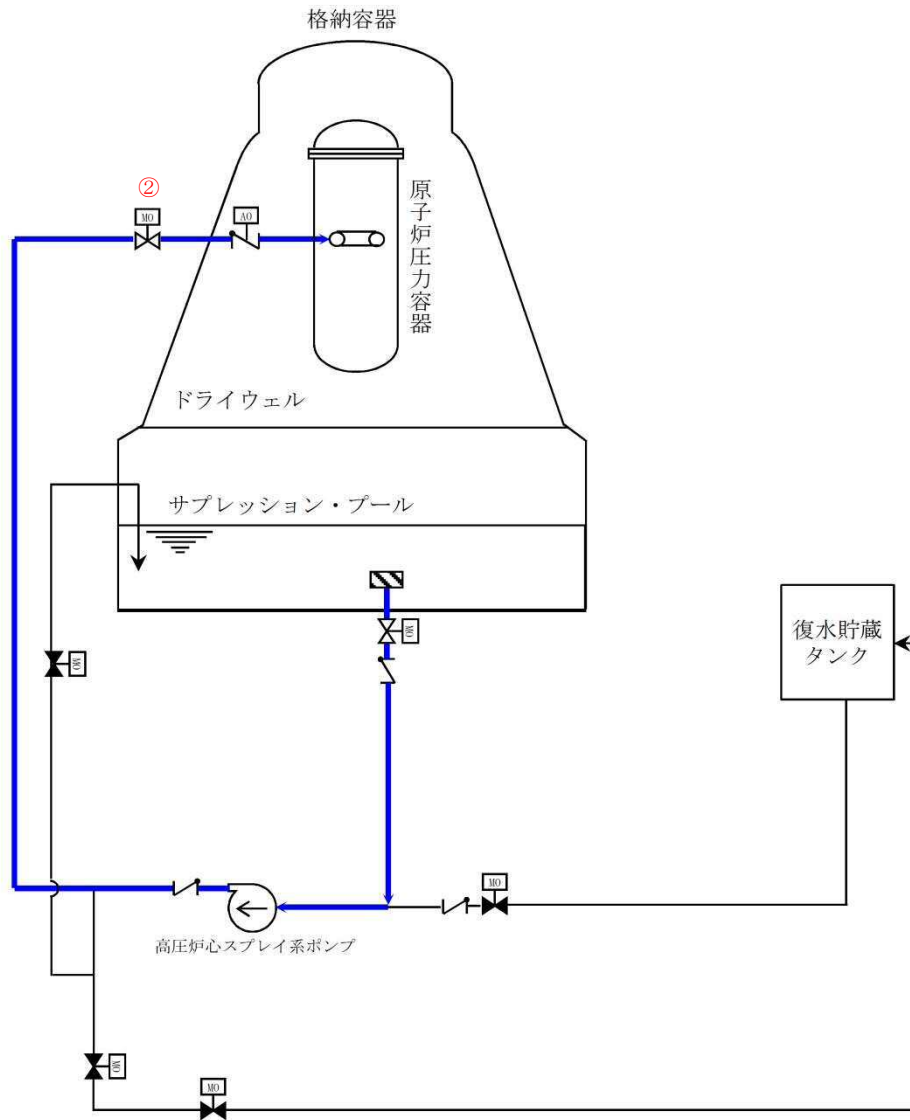
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

(凡例)

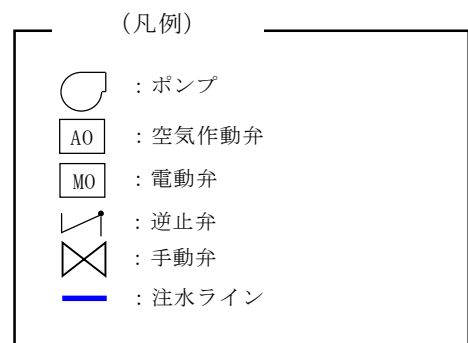
-  : ポンプ
-  : 空気作動弁
-  : 電動弁
-  : 油圧調整弁
-  : 逆止弁
-  : 手動弁
-  : 注水ライン
-  : 蒸気 (排気含む) ライン

第 1.2-2 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 概要図

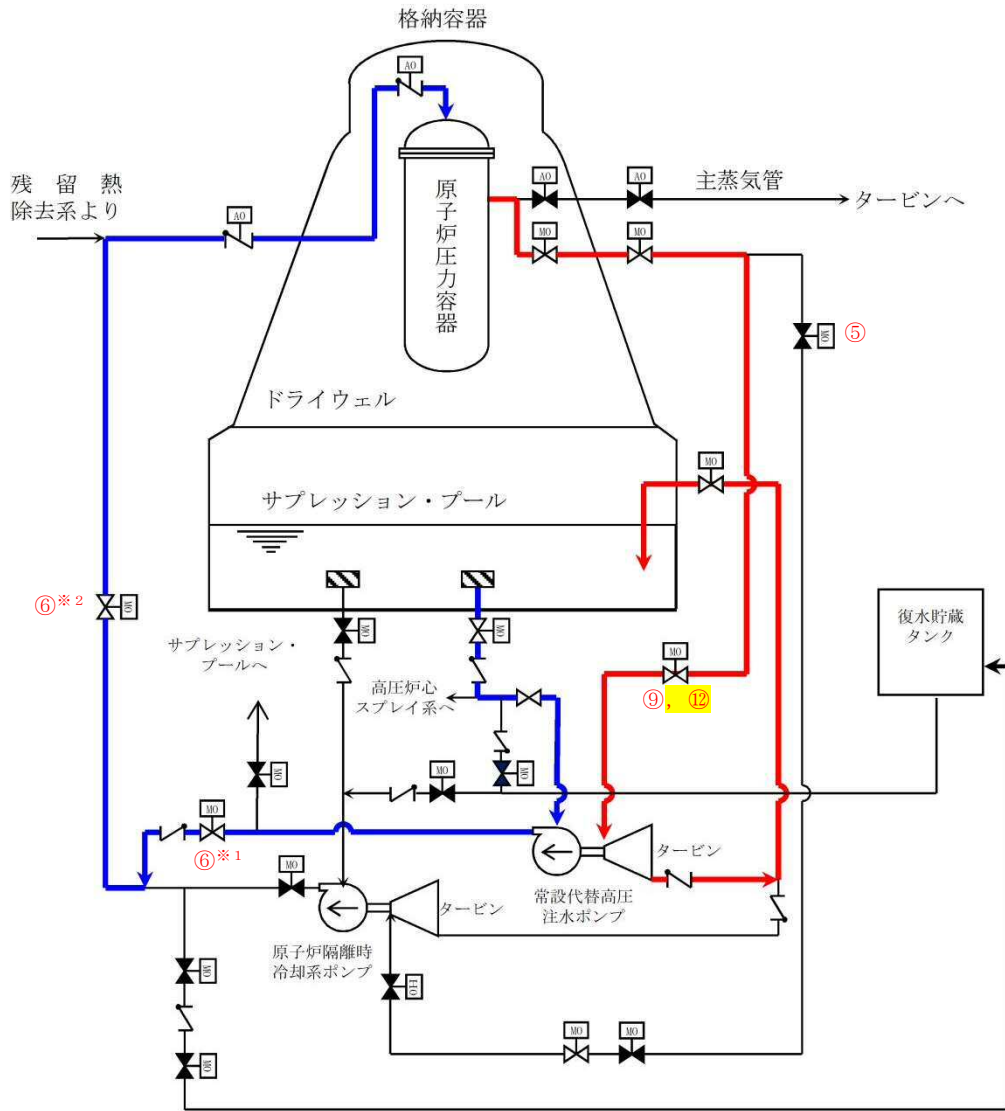


操作手順	弁名称
②	高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁









記載例 ○ : 操作手順番号を示す。



第 1.2-3 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 概要図



(凡例)

-  : ポンプ
-  : 空気作動弁
-  : 電動弁
-  : 油圧調整弁
-  : 逆止弁
-  : 手動弁
-  : 注水ライン
-  : 蒸気 (排気含む) ライン

操作手順	弁名称
⑤	原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁
⑥※1	高圧代替注水系注入弁
⑥※2	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
⑨, ⑫	高圧代替注水系タービン止め弁

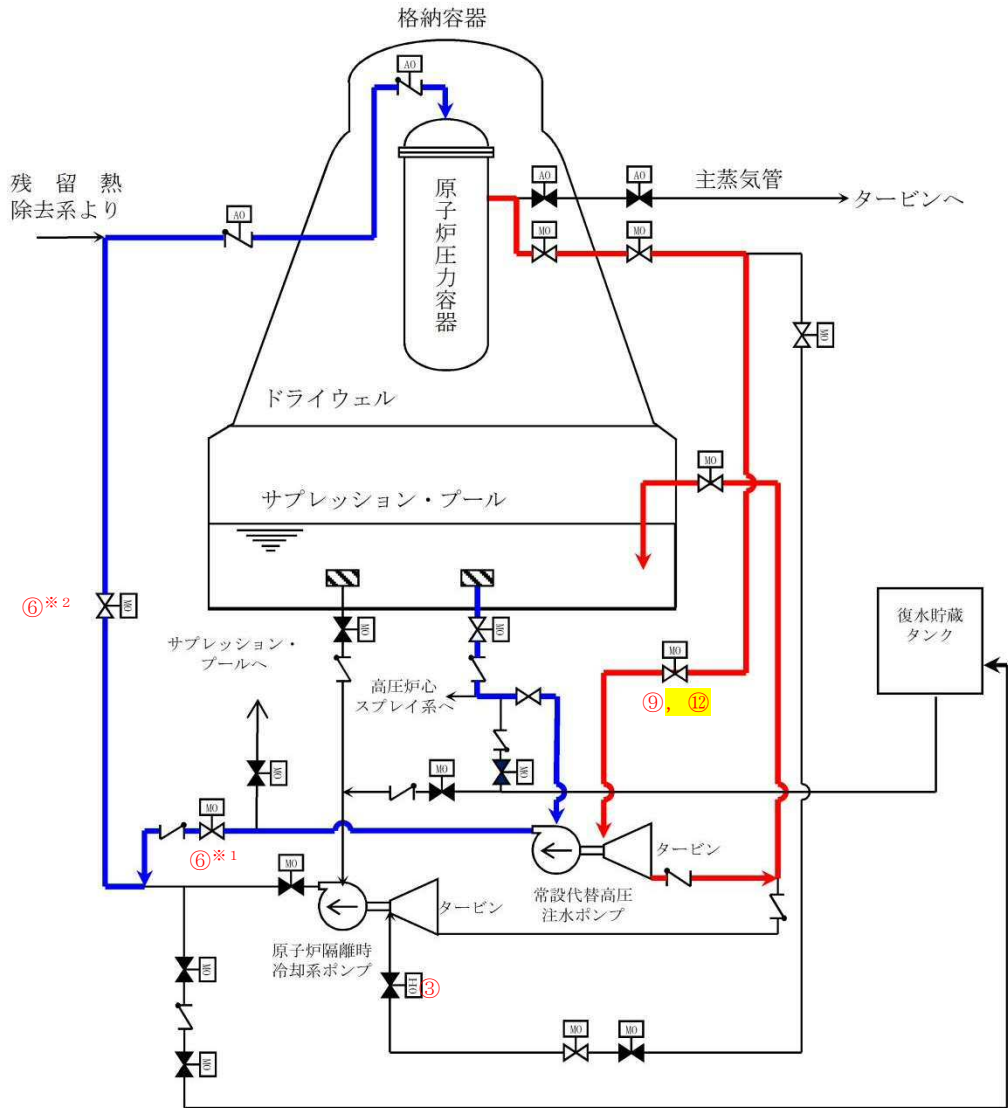
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

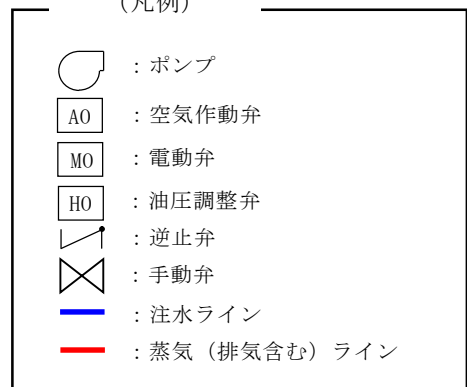
第 1.2-4 図 中央制御室からの高圧代替注水系起動 概要図

		経過時間 (分)										備考	
		2	4	6	8	10	12	14	16	18			
手順の項目	実施箇所・必要要員数	中央制御室からの高圧代替注水系起動 10分											
中央制御室からの高圧代替注水系起動	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	2	必要な負荷の電源切替操作					系統構成, 注水開始操作					
			[Shaded area]					[Shaded area]					
			[Shaded area]					[Shaded area]					

第 1.2-5 図 中央制御室からの高圧代替注水系起動 タイムチャート



(凡例)



操作手順	弁名称
③	トリップ・スロットル弁
⑥※1	高压代替注水系注入弁
⑥※2	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
⑨, ⑫	高压代替注水系タービン止め弁

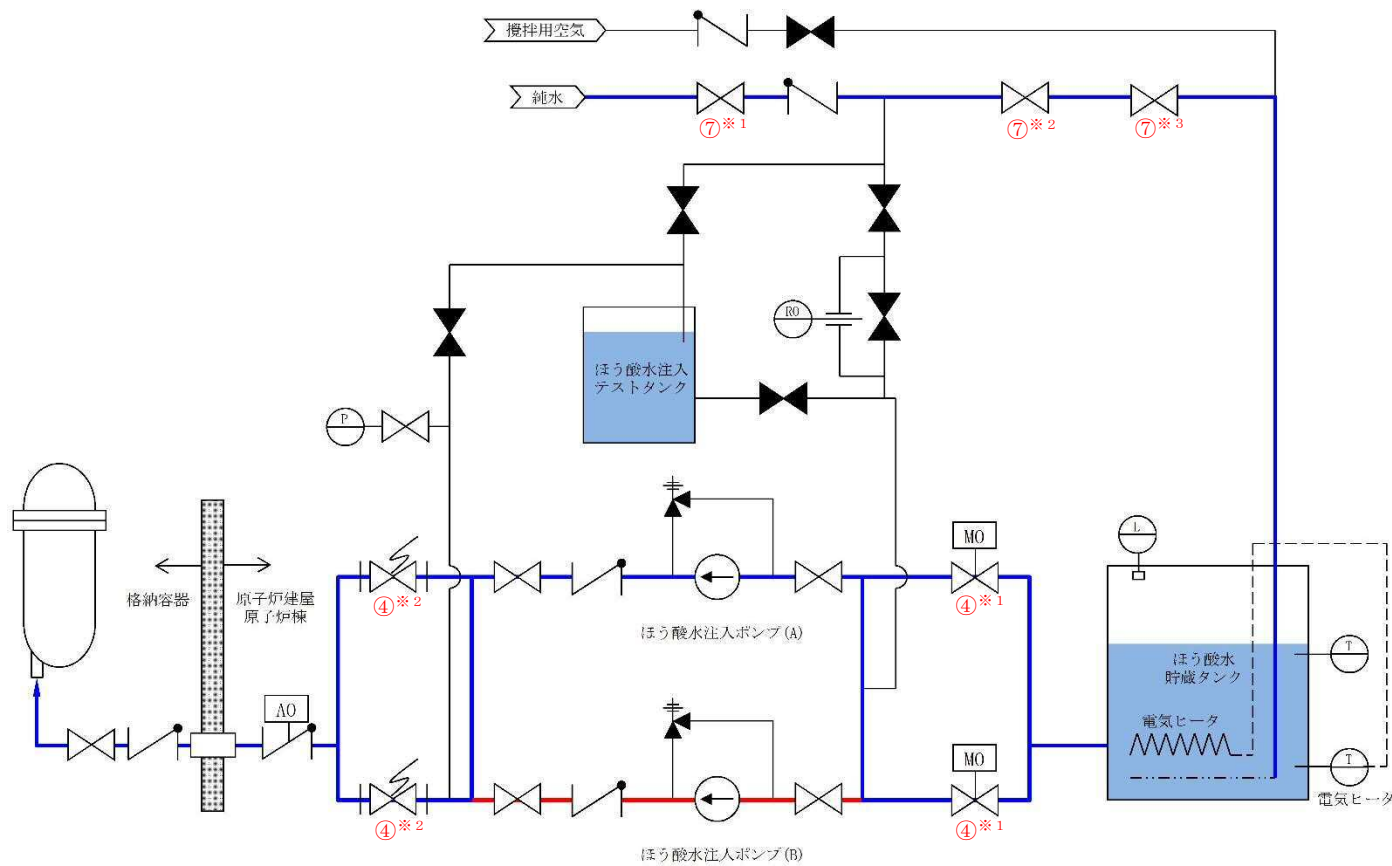
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.2-6 図 現場での人力操作による高压代替注水系起動 概要図

手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間(分)										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
			現場手動操作による高圧代替注水系起動 58分										
現場手動操作による高圧代替注水系起動	運転員等 (当直当班員) (中兵判御室)	1	高圧代替注水系接続										
			移動										
	運転員等 (当直当班員) (現場)	2	高圧代替注水系高圧系密閉構成										
			高圧代替注水系高圧系密閉構成										
	運転員等 (当直当班員) (現場)	4	高圧代替注水系高圧系密閉構成										
			高圧代替注水系高圧系密閉構成										
運転員等 (当直当班員) (現場)	2	高圧代替注水系高圧系密閉構成											
		高圧代替注水系高圧系密閉構成											

第 1.2-7 図 現場での人力操作による高圧代替注水系起動 タイムチャート



- (凡例)
- : ポンプ
 - : 空気作動弁
 - : 電動弁
 - : 逆止弁
 - : 爆破弁
 - : 手動弁
 - : ほう酸水注入ポンプ (A) 使用した場合
 - : ほう酸水注入ポンプ (B) 使用した場合

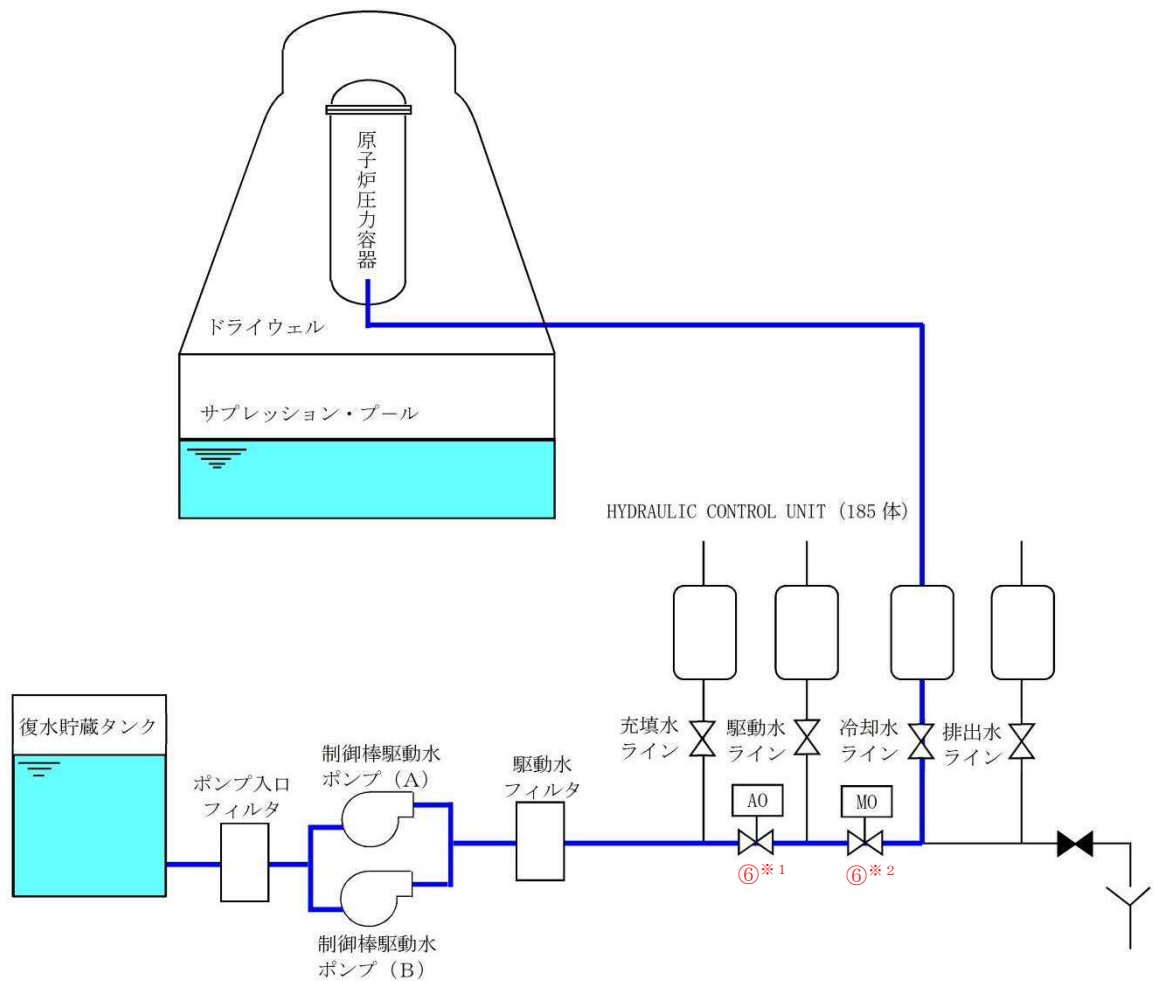
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④※1	ほう酸水貯蔵タンク出口弁	⑦※1	ほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁
④※2	ほう酸水注入系爆破弁	⑦※2, ⑦※3	ほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.2-8 図 ほう酸水注入系による原子炉注水 概要図

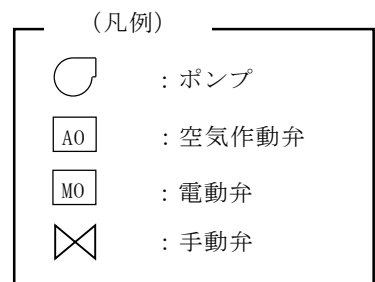
手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間 (分)										備考	
			10	20	30	40	50	60	70	80	90			
			2分 ほう酸水注入系による原子炉注水					60分 ほう酸水貯蔵タンク純水補給						
ほう酸水注入系による原子炉注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	注水開始操作											
	運転員等 (当直運転員) (現場)	2						移動						
								系統構成						
								ほう酸水貯蔵タンク純水補給開始操作						

第 1.2-9 図 ほう酸水注入系による原子炉注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑥*1	制御棒駆動水圧系流量調整弁
⑥*2	制御棒駆動水圧系駆動水圧力調整弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

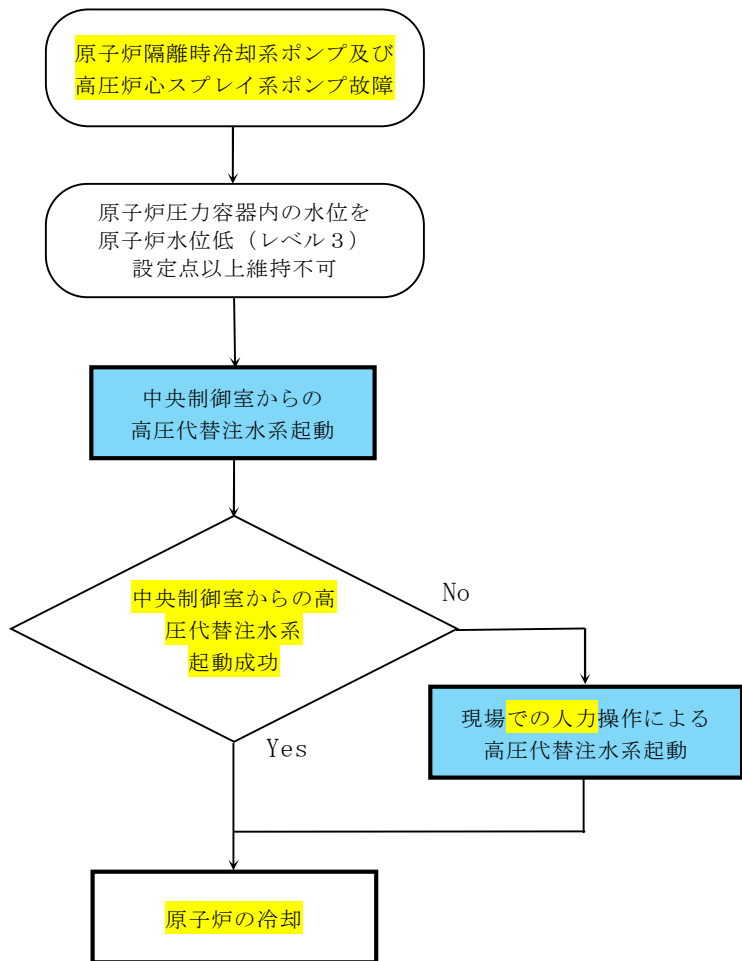


第 1.2-10 図 制御棒駆動水圧系による原子炉注水 概要図

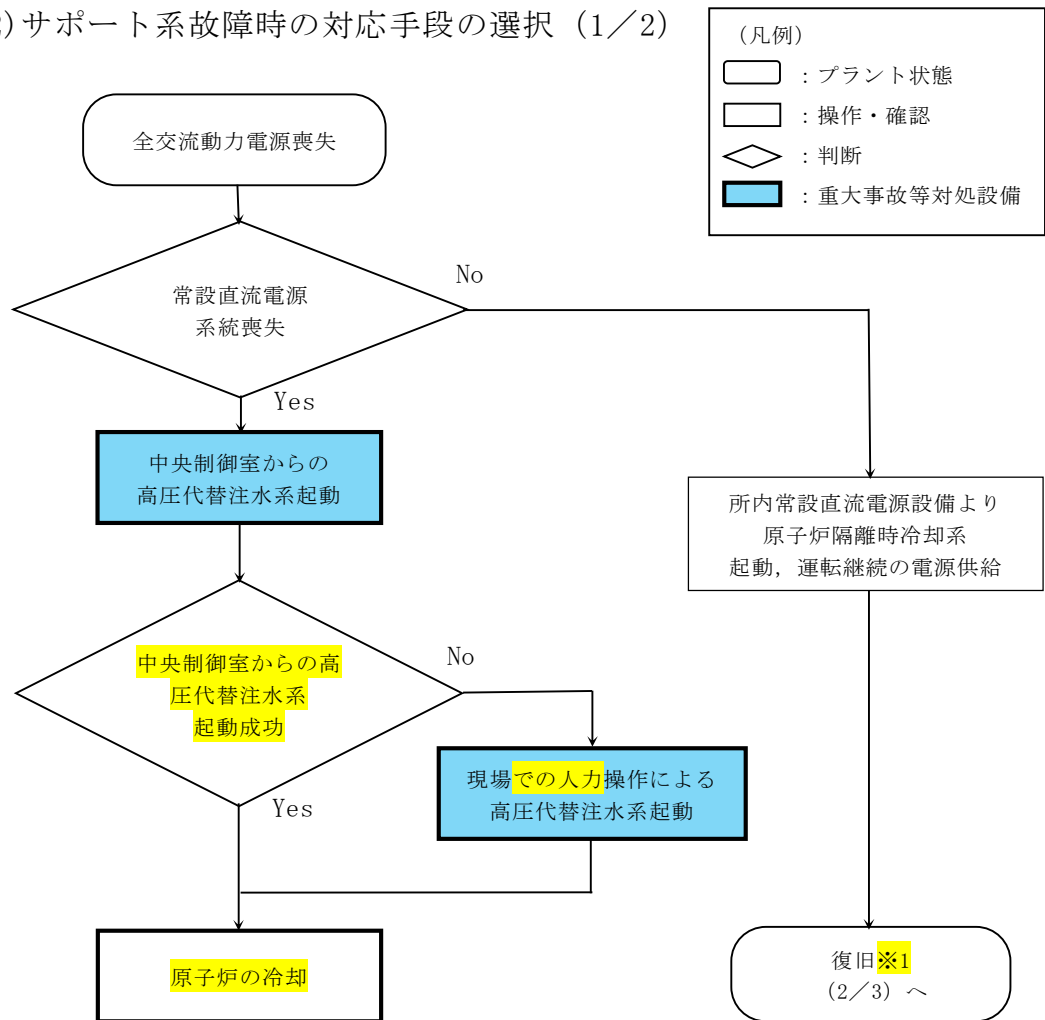
手順の項目		実施箇所・必要要員数		経過時間(分)										備考
				0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5		
				制御棒駆動水圧系による原子炉注水 3分										
制御棒駆動水圧系による原子炉注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	系統構成, 注水開始操作											

第 1.2-11 図 制御棒駆動水圧系による原子炉注水 タイムチャート

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (1/2)

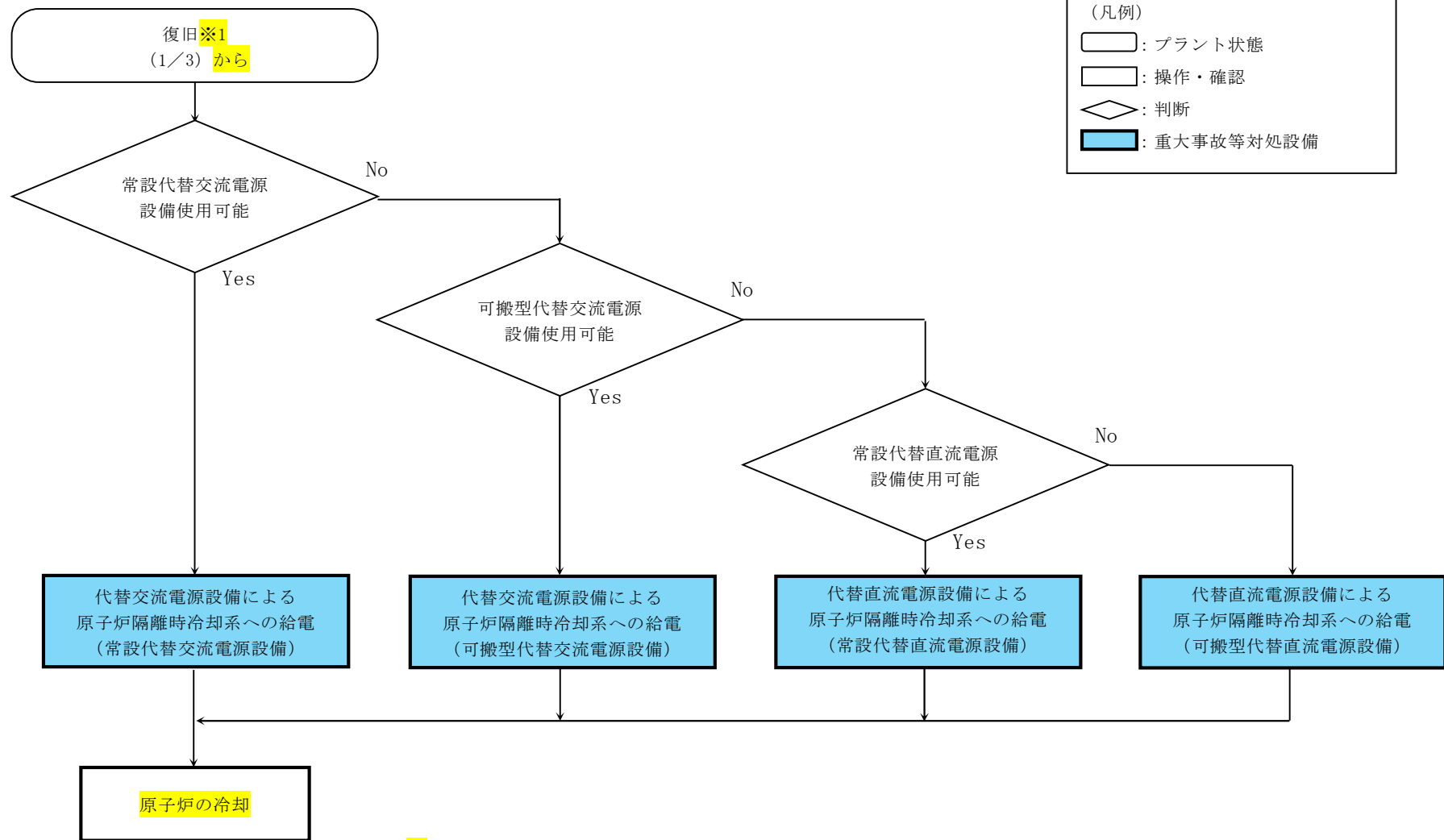


(凡例)

- : プラント状態
- : 操作・確認
- ◇ : 判断
- : 重大事故等対処設備

第 1.2-12 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/3)

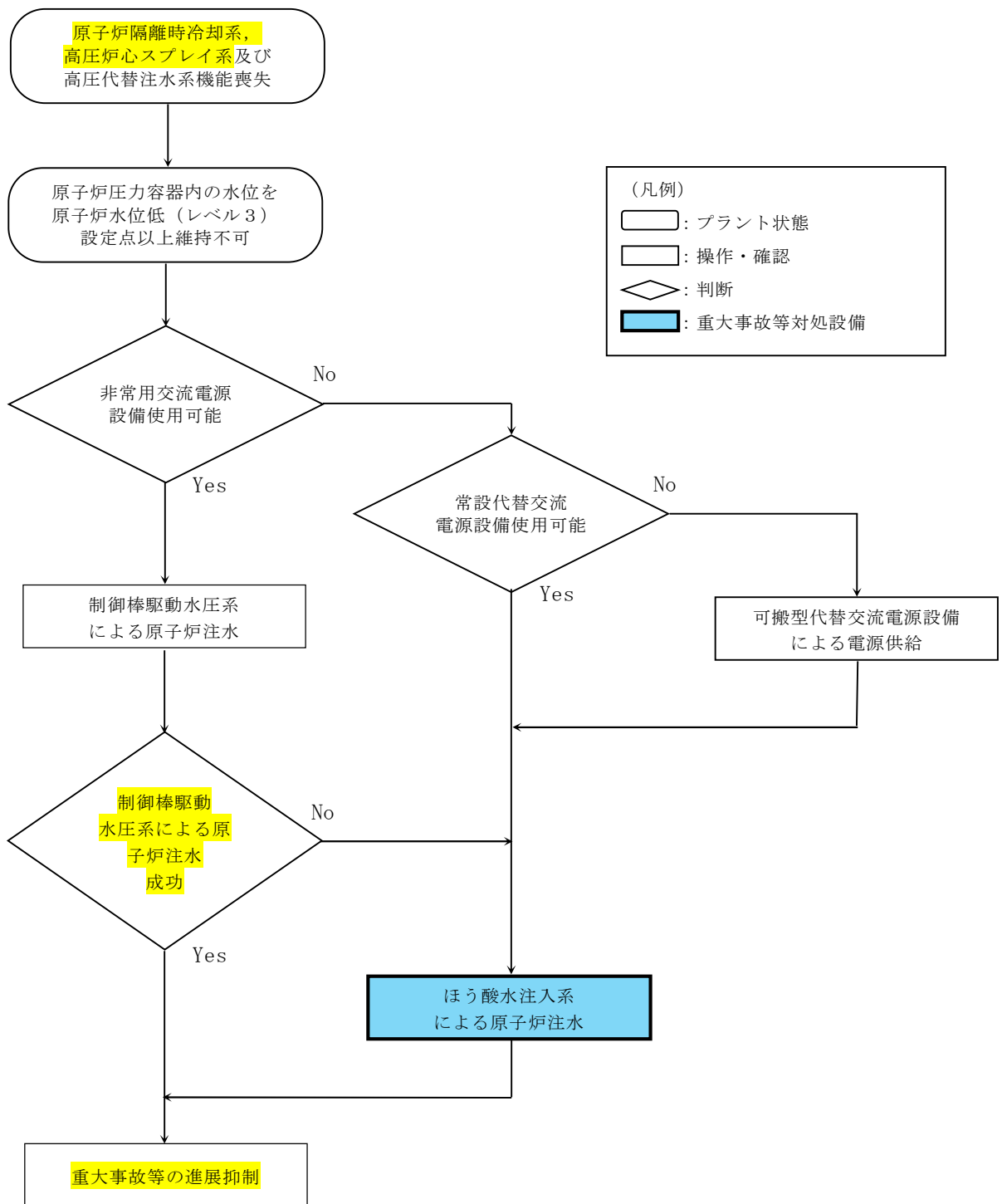
(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (2/2)



1.2-72

第 1.2-12 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/3)

(3) 重大事故等の進展抑制時の対応手段の選択



第 1.2-12 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/3)

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (1/12)

技術的能力審査基準 (1.2)	番号	設置許可基準規則 (第 45 条)	技術基準規則 (第 60 条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑨
<p>【解釈】 1 「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第 45 条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第 60 条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系 (RCIC) 若しくは非常用復水器 (BWR の場合) 又はタービン動補助給水ポンプ (PWR の場合) (以下「RCIC 等」という。) により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等を整備すること。</p>	②	<p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系 (RCIC) 若しくは非常用復水器 (BWR の場合) 又はタービン動補助給水ポンプ (PWR の場合) (以下「RCIC 等」という。) により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。</p>	<p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系 (RCIC) 若しくは非常用復水器 (BWR の場合) 又はタービン動補助給水ポンプ (PWR の場合) (以下「RCIC 等」という。) により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。</p>	⑩
<p>a) 可搬型重大事故防止設備 i) 現場での可搬型重大事故防止設備 (可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等) を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等 (手順及び装備等) を整備すること。ただし、下記 (1) b) i) の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p>	—	<p>a) 可搬型重大事故防止設備 i) 現場での可搬型重大事故防止設備 (可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等) を用いた弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記 (1) b) i) の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p>	<p>a) 可搬型重大事故防止設備 i) 現場での可搬型重大事故防止設備 (可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等) を用いた弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記 (1) b) i) の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p>	—
<p>b) 現場操作 i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等 (手順及び装備等) を整備すること。 ※: 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>	③	<p>b) 現場操作 i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。 ※: 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>	<p>b) 現場操作 i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。 ※: 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>	⑪
<p>c) 監視及び制御 i) 原子炉水位 (BWR 及びPWR) 及び蒸気発生器水位 (PWR の場合) を推定する手順等 (手順、計測機器及び装備等) を整備すること。</p>	④			
<p>ii) RCIC 等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等 (手順、計測機器及び装備等) を整備すること。</p>	⑤			
<p>iii) 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等 (手順及び装備等) を整備すること。</p>	⑥			
<p>(2) 復旧 a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態において、注水 (循環を含む。) すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。(BWR の場合)</p>	⑦			
<p>b) 電動補助給水ポンプに代替交流電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。(PWR の場合)</p>	—			
<p>(3) 重大事故等の進展抑制 a) 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系 (SLCS) 又は制御棒駆動機構 (CRD) 等から注水する手順等を整備すること。(BWR の場合)</p>	⑧			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/12)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	① ⑨	-	-	-
	サブプレッション・プール	既設				
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設				
	主蒸気系配管・弁	既設				
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	所内常設直流電源設備	既設				
	非常用交流電源設備	既設				
	燃料補給設備	既設				
高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	高圧炉心スプレイ系ポンプ	既設	① ⑨	-	-	-
	サブプレッション・プール	既設				
	高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	既設				
	燃料補給設備	既設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/12)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
中央制御室からの （フロントライン系故障時） —— 中央制御室からの 高圧代替注水系起動	常設高圧代替注水系ポンプ	新設	① ⑨	-	-	-
	サプレッション・プール	既設				
	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁	新設				
	主蒸気系配管・弁	既設				
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設				
	高圧代替注水系（注水系）配管・弁	新設				
	高圧炉心スプレー系配管・弁・ストレーナ	既設				
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	常設代替直流電源設備	新設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
	燃料補給設備	新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/12)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

■ 重大事故等対処設備				■ 自主対策設備		
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
■ 現場での人力操作による 高圧代替注水系起動 (フロントライン系故障時)	常設高圧代替注水系ポンプ	新設	① ③ ⑨ ⑪	-	-	-
	サプレッション・プール	既設				
	高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁	新設				
	主蒸気系配管・弁	既設				
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設				
	高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁	新設				
	高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ	既設				
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁	既設				
原子炉圧力容器	既設					

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/12)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備				自主対策設備		
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
中央制御室からの 高圧代替注水系起動 (サポート系故障時)	常設高圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ⑨ ⑩	-	-	-
	サプレッション・プール	既設				
	高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁	新設				
	主蒸気系配管・弁	既設				
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設				
	高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁	新設				
	高圧炉心スプレー系配管・弁・ストレーナ	既設				
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	常設代替直流電源設備	新設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
	燃料補給設備	新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/12)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備				自主対策設備		
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
現場での 人力操作による 高圧代替注水系 起動 (サポート系故障時)	常設高圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ③ ⑨ ⑩ ⑪	-	-	-
	サプレッション・プール	既設				
	高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁	新設				
	主蒸気系配管・弁	既設				
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設				
	高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁	新設				
	高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ	既設				
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁	既設				
	原子炉圧力容器	既設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (7/12)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	① ⑦ ⑨	-	-	-
	サブプレッション・プール	既設				
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設				
	主蒸気系配管・弁	既設				
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	燃料補給設備	新設				
代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	① ⑦ ⑨	-	-	-
	サブプレッション・プール	既設				
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設				
	主蒸気系配管・弁	既設				
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	常設代替直流電源設備	新設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
	燃料補給設備	新設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (8/12)

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備				自主対策設備		
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器	原子炉水位（狭帯域）	既設	① ④ ⑤ ⑥ ⑨			
	原子炉水位（広帯域）	既設				
	原子炉水位（燃料域）	既設				
	原子炉水位（SA広帯域）	新設				
	原子炉水位（SA燃料域）	新設				
	原子炉圧力	既設				
	原子炉圧力（SA）	新設				
	高圧代替注水系系統流量	新設				
	サブプレッション・プール水位	既設				
高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器	原子炉水位（狭帯域）	既設	① ④ ⑤ ⑥ ⑨	-	-	-
	原子炉水位（広帯域）	既設				
	原子炉水位（燃料域）	既設				
	原子炉水位（SA広帯域）	新設				
	原子炉水位（SA燃料域）	新設				
	可搬型計測器	新設				
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	既設				
	常設高圧代替注水系ポンプ入口圧力	既設				
	高圧代替注水系タービン入口圧力	既設				
	高圧代替注水系タービン排気圧力	既設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (9/12)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
ほう酸水注入系による 原子炉注水 〔ほう酸水注入〕	ほう酸水注入ポンプ	既設	① ⑧ ⑨	-	ほう酸水注入系による 原子炉注水 〔継続注水〕	ほう酸水注入ポンプ
	ほう酸水貯蔵タンク	既設				ほう酸水貯蔵タンク
	ほう酸水注入系配管・弁	既設				ほう酸水注入系配管・弁
	原子炉圧力容器	既設				純水系
	常設代替交流電源設備	新設				原子炉圧力容器
	可搬型代替交流電源設備	新設				常設代替交流電源設備
	燃料補給設備	新設				可搬型代替交流電源設備
-	-	-	-	-	制御棒駆動水圧系による 原子炉注水	燃料補給設備
						制御棒駆動水ポンプ
						復水貯蔵タンク
						制御棒駆動水圧系配管・弁
						補給水系配管・弁
						原子炉圧力容器
						非常用交流電源設備
燃料補給設備						

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (10/12)

技術的能力審査基準 (1.2)	適合方針
<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプが有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止する手段として、常設高圧代替注水系ポンプによる原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】 1 「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p>—</p>
<p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系 (RCIC) 若しくは非常用復水器 (BWR の場合) 又はタービン動補助給水ポンプ (PWR の場合) (以下「RCIC 等」という。) により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等を整備すること。</p>	<p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプが全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により使用できない場合には、原子炉隔離時冷却系と同等以上の効果を有する手段として、常設高圧代替注水系ポンプによる原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。なお、常設高圧代替注水系ポンプを選定した理由について、別紙-1に示す。</p>
<p>a) 可搬型重大事故防止設備 i) 現場での可搬型重大事故防止設備 (可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等) を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等 (手順及び装備等) を整備すること。ただし、下記 (1) b) i) の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p>	<p>(1) b) i) の人力による措置が操作性を考慮した弁の配置とすることにより、容易に行えることから、(1) a) i) 可搬型重大事故防止設備に対する措置は対象外。</p>

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（11／12）

技術的能力審査基準（1.2）	適合方針
<p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p> <p>※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>	<p>現場での人力による弁の操作により、常設高圧代替注水系ポンプを起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な手順等を整備する。</p> <p>※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>
<p>c) 監視及び制御</p> <p>i) 原子炉水位（BWR 及びPWR）及び蒸気発生器水位（PWR の場合）を推定する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。</p>	<p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時に原子炉水位を監視又は推定するために必要な手順等を整備する。</p> <p>なお、原子炉水位を推定するために必要な手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p>
<p>ii) RCIC 等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。</p>	<p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時に原子炉へ注水する常設高圧代替注水系ポンプの作動状況を確認するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>iii) 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p>	<p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時に原子炉水位を制御するために必要な手順等を整備する。</p>

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (12/12)

技術的能力審査基準 (1.2)	適合方針
<p>(2) 復旧</p> <p>a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水（循環を含む。）すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。（BWR の場合）</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、代替直流電源（常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源）及び代替交流電源（常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備）により、原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間の運転継続に必要な直流電源を給電するための手順等を整備する。</p> <p>なお、電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>
<p>b) 電動補助給水ポンプに代替交流電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。（PWR の場合）</p>	<p>対象外</p>
<p>(3) 重大事故等の進展抑制</p> <p>a) 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水する手順等を整備すること。（BWR の場合）</p>	<p>重大事故等の進展を抑制する手段として、ほう酸水注入ポンプによる原子炉注水に必要な手順等を整備する。</p>

高圧代替注水系の現場操作に係る措置の基準への適合性について

1. 高圧代替注水系について

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系は、原子炉隔離時冷却系と同等の注水能力を有するとともに、十分な期間の運転を継続し、原子炉圧力容器内の水位を維持できる設計としている。また、原子炉隔離時冷却系ポンプは、運転に際しタービングラウンドシール等からの漏えい蒸気凝縮に使用する補機類（バロメトリックコンデンサ、真空ポンプ及び復水ポンプ）を必要とする設計であるが、高圧代替注水系である常設高圧代替注水系ポンプは、漏えい蒸気凝縮に使用する補機類を不要とする設計である。

このため、高圧代替注水系は原子炉隔離時冷却系と同等の効果を有する設備である。

2. 操作の容易性

原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動は、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁、原子炉隔離時冷却系潤滑油クーラ冷却水供給弁、原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁及びトリップ・スロットル弁を現場で開操作することで起動することができる。

一方、高圧代替注水系は、高圧代替注水系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁を現場で開操作することで起動することができる。高圧代替注水系は、原子炉隔離時冷却系に比べ、現場

での操作弁数が少ないことから、より容易に起動操作ができる設計である。

また、高圧代替注水系は原子炉隔離時冷却系のようなタービン回転速度制御ではなく、起動・停止により原子炉への注水量を制御する運転方法であることから、容易に原子炉水位を制御することが可能な設計である。

3. 現場環境による影響

現場操作で原子炉隔離時冷却系を起動及び注水継続することが必要となる状況では、直流電源が喪失していることが想定される。この場合、タービングランドシール等からの漏えい蒸気凝縮に使用する補機類が使用できないため、原子炉隔離時冷却系ポンプ室内に高温・高圧の蒸気が漏えいすることとなる。また、室内に漏えいした蒸気の一部は凝縮し、その凝縮水はポンプ室に蓄積される。このため、操作場所である原子炉隔離時冷却系ポンプ室内は、高温・高圧蒸気及び凝縮水による浸水環境となり、現場操作が困難な環境となることが考えられる。

一方、常設代替高圧注水系ポンプは、1. に記載したとおり、タービングランドシール等からの蒸気漏えいがない設計である。したがって、現場での高圧代替注水系の操作場所は、容易に操作が可能な環境であると考えられる。

4. 運転継続性

直流電源が喪失している状況で原子炉隔離時冷却系の注水を継続する場合には、漏えい蒸気の凝縮水が原子炉隔離時冷却系ポンプ室内に蓄積されることから、ポンプ運転継続のために、排水処理の実施が必要になるものと考えられる。この排水処理作業は、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手段の準備が整うまでの期間以上の時間を要するものであ

り、現場操作による原子炉隔離時冷却系の十分な期間の運転を満足するものではない。

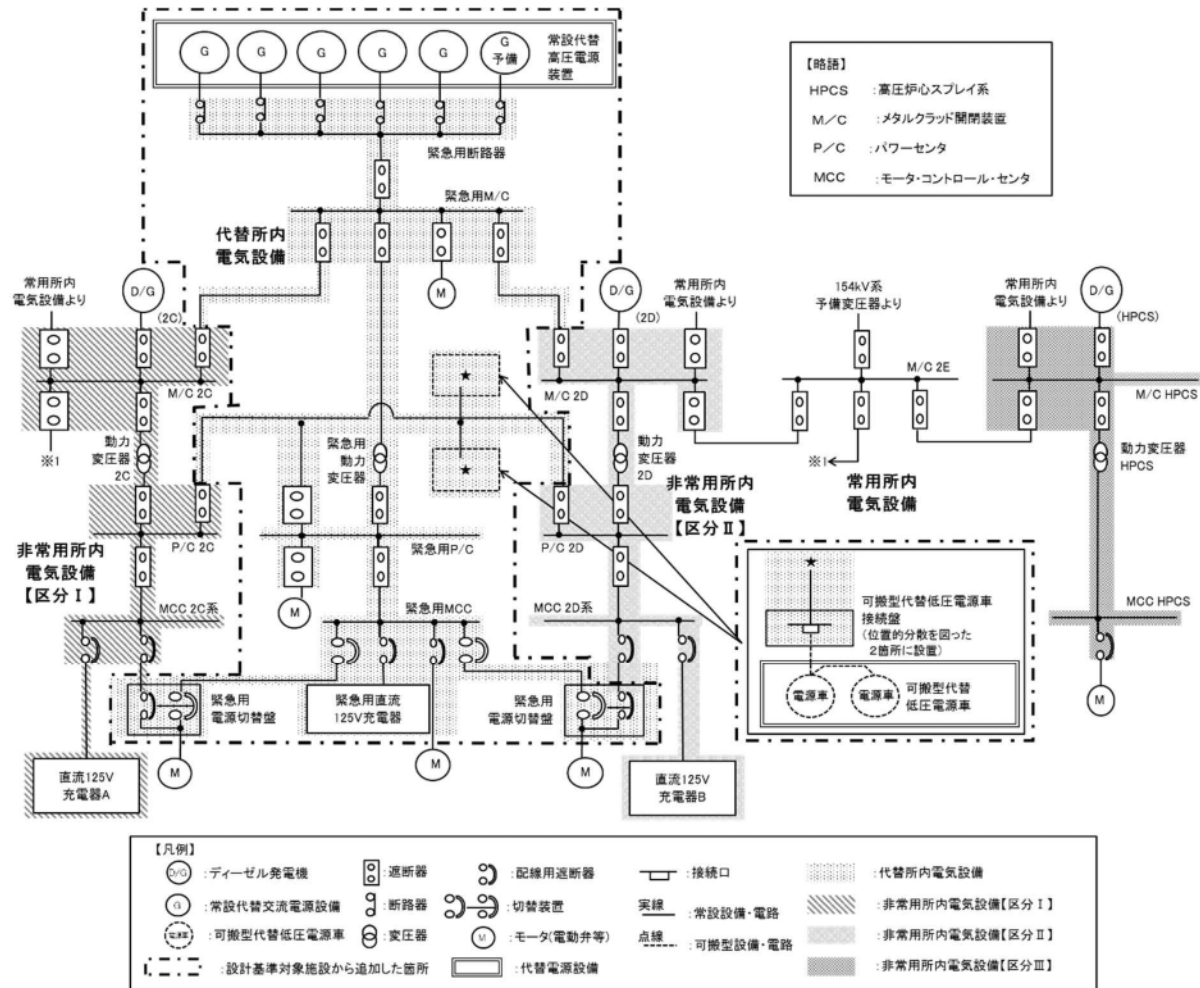
一方、高圧代替注水系は、蒸気漏えいのない設計とし、現場でのポンプ起動・停止が容易に行え、注水制御を容易に行える設計とすることから、十分な期間の運転継続が可能である。

5. 適合性

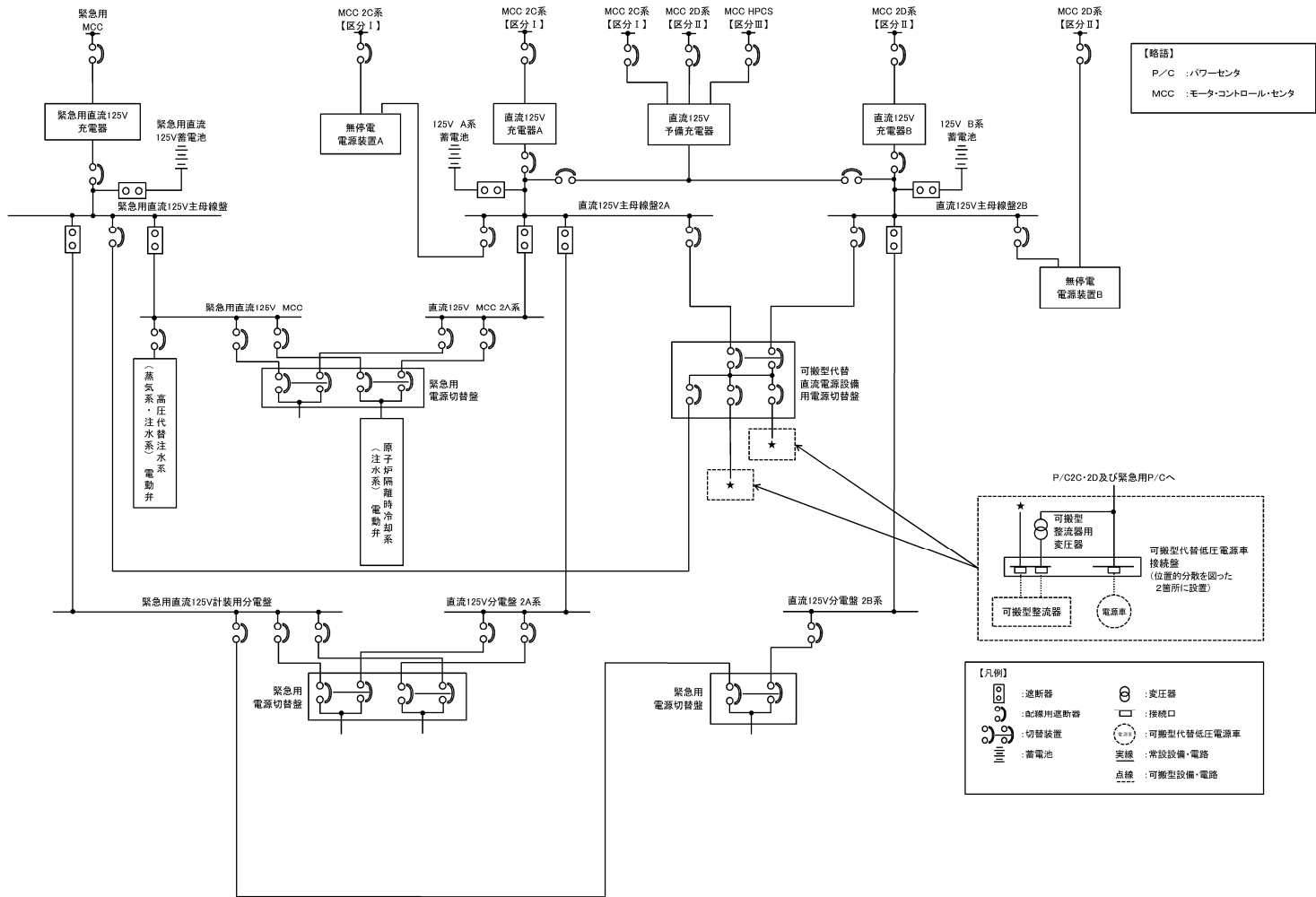
高圧代替注水系は、原子炉隔離時冷却系と同等の注水能力を有する系統として設計する。このため、注水能力の観点からは、高圧代替注水系を、原子炉隔離時冷却系の代替として基準に適合させるための系統として位置付けることは問題ないと考える。

また、2. から4. に示したとおり、原子炉隔離時冷却系より高圧代替注水系の方が現場での操作性が優れていることから、高圧代替注水系を使用した現場操作による起動及び注水継続は、原子炉隔離時冷却系に対して同等以上の効果を有する措置であると考ええる。

以上から、高圧代替注水系を使用した現場操作による起動及び注水継続操作は、原子炉隔離時冷却系に対して同等以上の効果を有する措置であると考ええる。



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）

重大事故対策の成立性

1. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動

(1) 現場での人力操作による高圧代替注水系起動

a. 操作概要

現場での人力操作による高圧代替注水系起動が必要な状況において、原子炉建屋原子炉棟地下2階及び地上4階まで移動し、現場での人力による操作により系統構成を実施した後、高圧代替注水系を起動し原子炉への注水を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地下2階及び地上4階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

現場での人力操作による高圧代替注水系起動における、現場での系統構成及び起動操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（運転員等（当直運転員）4名）

所要時間目安：58分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

原子炉建屋原子炉棟地下2階：10分以内（操作対象：1弁）

原子炉建屋原子炉棟地上4階：10分以内（操作対象：1弁）

d. 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防

護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋及びゴム手袋）を
着用又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末）又は送受話器のうち，使用可能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。

2. ほう酸水注入系による原子炉注水

(1) ほう酸水注入系による原子炉注水（継続注水）

a. 操作概要

ほう酸水注入系による原子炉への継続注水が必要な状況において、原子炉建屋原子炉棟地上5階まで移動するとともに、系統構成を実施し、純水系を使用してほう酸水貯蔵タンクに補給する。

b. 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上5階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

ほう酸水注入系による原子炉への継続注水における、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：60分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

原子炉建屋原子炉棟地上5階：9分以内（操作対象：3弁）

d. 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋及びゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性：通常の弁操作であり、操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末）又は送受話器のうち，使用可能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

< 目 次 >

1.3.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備
 - (a) 代替減圧
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - b. サポート系故障時の対応手段及び設備
 - (a) 常設直流電源系統喪失時の減圧
 - (b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧
 - (c) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失における逃がし安全弁の復旧
 - (d) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - c. 格納容器破損を防止するための対応手段及び設備
 - (a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - d. インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手段及び設備
 - (a) インターフェイスシステムLOCA発生時の対応
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - e. 逃がし安全弁が作動可能な環境条件
 - (a) 逃がし安全弁の背圧対策
 - (b) 重大事故等対処設備

f. 手順等

1.3.2 重大事故等時の手順

1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 代替減圧

a. 手動による原子炉減圧

b. 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

a. 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

b. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

c. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復

(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

a. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保

b. 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保

(3) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失における逃がし安全弁の復

旧

a. 代替直流電源設備による復旧

b. 代替交流電源設備による復旧

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

1.3.2.3 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防

止する手順

1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順

(1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「二次格納施設制御」

1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.3.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.3.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.3.3 重大事故対策の成立性

1. 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧
2. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保
 - (1) 予備の高圧窒素ガスボンベへの交換
3. 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保
 - (1) 系統構成
 - (2) 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保
4. インターフェイスシステムLOCA発生時の漏えい停止操作（残留熱除去系の場合）

添付資料1.3.4 インターフェイスシステムLOCA時の概要図

添付資料1.3.5 インターフェイスシステムLOCA発生時の破断面積及び現場環境等について

添付資料1.3.6 インターフェイスシステムLOCA発生時の検知手段について

添付資料 1.3.7 炉心損傷前の原子炉の減圧操作について

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

(1) 可搬型重大事故防止設備

a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWRの場合）又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。

b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。

c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。

(2) 復旧

a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。

(3) 蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）

a) SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。

(PWR の場合)

(4) インターフェイスシステムLOCA (ISLOCA)

a) ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合) を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準対象施設が有する発電用原子炉 (以下「原子炉」という。) の減圧機能は、逃がし安全弁による減圧機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器 (以下「格納容器」という。) の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

また、インターフェイスシステムLOCA発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで原子炉冷却材の漏えいを抑制する。なお、損傷箇所の隔離ができない場合は、逃がし安全弁による減圧で原子炉冷却材の漏えいを抑制することとしており、これらの手順等について説明する。

1.3.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態にある場合には、原子炉の減圧が必要である。原子炉の減圧をするための設計基準対象施設として、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を設置している。また、設計基準事故対処設備として、逃がし安全弁（自動減圧機能）（以下「自動減圧系」という。）を設置している。

これらの原子炉の減圧機能が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準対象施設及び設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。（第1.3-1図）

また、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止する対応手段及び重大事故等対処設備並びにインターフェイスシステムLOCAの対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

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

※1 重大事故等対処（設計基準拡張）

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

※2 自主対策設備

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査

基準」という。) だけでなく、設置許可基準規則第四十六条及び技術基準規則第六十一条 (以下「基準規則」という。) の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、自動減圧系における自動減圧機能の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失、直流電源 (常設直流電源又は常設直流電源系統) 喪失又は高圧窒素ガス供給系の故障を想定する。

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

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.3-1表に整理する。

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 代替減圧

設計基準事故対処設備である自動減圧系の自動減圧機能が故障により逃がし安全弁 (自動減圧機能) による原子炉の自動での減圧ができない場合には、過渡時自動減圧機能による原子炉減圧の自動化、又は逃がし安全弁の中央制御室からの手動操作により原子炉を減圧する手段がある。なお、原子炉冷却材圧力バウンダリの過渡の圧力上昇を抑えるため、逃がし安全弁 (逃がし弁機能) のバックアップとして、圧力の上昇を防止する逃がし安全弁 (安全弁機能) がある。

i) 原子炉減圧の自動化

原子炉水位異常低下（レベル1）設定点到達10分後及び残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に、過渡時自動減圧機能により原子炉を自動で減圧する。

過渡時自動減圧機能による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 過渡時自動減圧機能
- ・ 逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）

逃がし安全弁（安全弁機能）による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 逃がし安全弁（安全弁機能）

ii) 手動による原子炉減圧

中央制御室からの手動操作により逃がし弁機能用電磁弁又は自動減圧機能用電磁弁を作動させ、アキュムレータに蓄圧された窒素を逃がし安全弁に供給することにより逃がし安全弁を開放して原子炉を減圧する。また、原子炉隔離時冷却系を中央制御室からの操作により起動し、原子炉蒸気の一部を用いて復水貯蔵タンクの水を循環することにより原子炉を減圧する。さらに、主蒸気隔離弁が全開状態であり、復水器の真空状態が維持できていれば、中央制御室からの手動操作によりタービン・バイパス弁を開操作し、原子炉を減圧する。

逃がし安全弁による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・ 逃がし安全弁（逃がし弁機能）

原子炉隔離時冷却系による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ

- ・復水貯蔵タンク

タービン・バイパス弁による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・タービン・バイパス弁

iii) 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧

代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁（逃がし弁機能）の電磁弁排気ポートに窒素を供給することで、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を開放して原子炉を減圧する。

代替逃がし安全弁駆動装置による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替逃がし安全弁駆動装置

- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.3.1(2) a. (a) i) 原子炉減圧の自動化」で使用する設備のうち、過渡時自動減圧機能及び逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2) a. (a) i) 原子炉減圧の自動化」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（安全弁機能）は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

「1.3.1(2) a. (a) ii) 手動による原子炉減圧」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2) a. (a) ii) 手動による原子炉減圧」で使用する設備のうち、原子炉隔離時冷却系ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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

(添付資料1.3.1)

以上の重大事故等対処設備により、逃がし安全弁の自動減圧系の自動減圧機能が機能喪失した場合においても、原子炉を減圧することができる。

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

- ・ 逃がし安全弁（逃がし弁機能）

逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に使用する高圧窒素ガス供給系は、耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を最高使用圧力の1.1倍未満に維持する手段として有効である。

- ・ 復水貯蔵タンク

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、原子炉隔離時冷却系により原子炉蒸気の一部を用いて復水貯蔵タンクの水を再循環することにより、原子炉を減圧することができるため、逃がし安全弁の代替減圧手段として有効である。

- ・ タービン・バイパス弁

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器が使用可能であれば、原子炉を減圧することができるため、逃がし安全弁の代替減圧手段として有効である。

- ・代替逃がし安全弁駆動装置

逃がし安全弁（逃がし弁機能）を開放するまで時間を要するが、使用可能であれば、逃がし安全弁（逃がし弁機能）による代替減圧手段として有効である。

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、原子炉の減圧ができない場合に、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させ原子炉を減圧する手段がある。

i) 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

常設代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させ原子炉を減圧する。

常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復後の原子炉減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）

ii) 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させ原子炉を減圧する。

可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復後の原子炉減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）

iii) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復

逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し，逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させ原子炉を減圧する。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復後の原子炉減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池

- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）

(b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合に，高圧窒素ガス供給系（非常用）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保し，逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させ原子炉を減圧する手段がある。

i) 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保

逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素の供給源を窒素供給系から高圧窒素ガス供給系（非常用）に切り替えることで窒素を確保し，原子炉を減圧する。また，高圧窒素ガス供給系（非常用）の圧力が低下した場合は，予備の高圧窒素ガスポンベに切り替えることで窒素を確保し，原子炉を減圧する。

高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧窒素ガスポンベ

ii) 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保

高圧窒素ガス供給系（非常用）からの供給期間中において，逃が

し安全弁の作動により、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素の圧力が低下した場合は、可搬型窒素供給装置（小型）から供給することで窒素を確保し、原子炉を減圧する。

可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素供給装置（小型）

(c) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失における逃がし安全弁の復旧

全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失により逃がし安全弁による原子炉の減圧機能が喪失した場合に、代替電源により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を復旧することで原子炉を減圧する手段がある。

i) 代替直流電源設備による復旧

代替直流電源設備（常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備）により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を復旧させ原子炉を減圧する。

代替直流電源設備による逃がし安全弁復旧後の原子炉減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）

- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

ii) 代替交流電源設備による復旧

代替交流電源設備（常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備）により直流125V充電器に給電し、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保することにより逃がし安全弁の機能を復旧させ原子炉を減圧する。

代替交流電源設備による逃がし安全弁復旧後の原子炉減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.3.1(2) b. (a) i) 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2) b. (a) ii) 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2) b. (a) iii) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復」で使用する設備のうち、逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び逃がし安全弁（自動減圧機能）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2) b. (b) i) 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保」で使用する設備のうち、高圧窒素ガスポンベは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2) b. (c) i) 代替直流電源設備による復旧」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2) b. (c) ii) 代替交流電源設備による復旧」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）は重大事故等対処設備として位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査

基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料1.3.1)

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源喪失、**直流電源** (常設直流電源又は常設直流電源系統) 喪失又は逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失が発生した場合においても、原子炉を減圧することができる。

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

- ・可搬型窒素供給装置 (小型)

可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保まで時間を要するが、逃がし安全弁 (自動減圧機能) に窒素を供給可能であれば、重大事故等の対処に必要な窒素を確保できることから有効な手段である。

- ・逃がし安全弁 (逃がし弁機能)

逃がし安全弁 (逃がし弁機能) の作動に使用する高圧窒素ガス供給系は、耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を最高使用圧力の1.1倍未満に維持する手段として有効である。

c. 格納容器破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による格納容器の

破損を防止するため、中央制御室からの手動操作で逃がし安全弁を開放することにより原子炉を減圧する手段がある。

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するための原子炉減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.3.1(2)c.(a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）は重大事故等対処設備として位置づける。

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

(添付資料1.3.1)

以上の重大事故等対処設備により、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合においても、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止することができる。

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

- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に使用する高圧窒素ガス供給系は、耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を最高使用圧力の1.1倍未満に維持する手段として有効である。

d. インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応手段及び設備

(a) インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応

インターフェイスシステム L O C A 発生時は、中央制御室から漏えい箇所の隔離操作を実施するが、漏えい箇所の隔離ができない場合には、格納容器外に原子炉冷却材の漏えいが継続する。格納容器外への漏えいを抑制するため、逃がし安全弁により原子炉を減圧し、現場での弁の隔離操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離する手段がある。

原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する設備は以下のとおり。

- ・高圧炉心スプレイ系注入弁
- ・原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
- ・低圧炉心スプレイ系注入弁
- ・残留熱除去系注入弁（A）
- ・残留熱除去系注入弁（B）
- ・残留熱除去系注入弁（C）

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.3.1(2) d. (a) インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2) d. (a) インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応」で使用する設備のうち、高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁、原

子炉隔離時冷却系原子炉注入弁， 低圧炉心スプレイ系注入弁， 残留熱除去系注入弁（A）， 残留熱除去系注入弁（B）及び残留熱除去系注入弁（C）は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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

（添付資料1.3.1）

以上の重大事故等対処設備により， インターフェイスシステムLOCAが発生した場合においても， 中央制御室から漏えい箇所の隔離操作をすることで原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離するが， 漏えい箇所の隔離が**できない**場合には， 原子炉を減圧することで原子炉冷却材が格納容器外へ漏えいすることを抑制し， 現場での弁の隔離操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離することができる。

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

- ・ 逃がし安全弁（逃がし弁機能）

逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に使用する高圧窒素ガス供給系は， 耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが， 使用可能であれば， 原子炉冷却材圧力**バウンダリ**にかかる圧力を最高使用圧力の1.1倍未満に維持する手段として有効である。

- e. 逃がし安全弁が作動可能な環境条件

- (a) 逃がし安全弁の背圧対策

高圧窒素ガス供給系（非常用）は， 想定される重大事故等の環境条

件を考慮して、格納容器内圧力が設計圧力の2倍の状態（620kPa [gage] (2Pd)）となった場合においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、あらかじめ供給圧力を設定する。

逃がし安全弁の背圧対策である高圧窒素ガス供給系（非常用）への供給に使用する設備は以下のとおり。

- ・高圧窒素ガスポンペ

(b) 重大事故等対処設備

逃がし安全弁の背圧対策で使用する設備のうち、高圧窒素ガスポンペは重大事故等対処設備として位置づける。

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

(添付資料1.3.1)

以上の重大事故等対処設備により、格納容器内圧力が設計圧力の2倍の状態（620kPa [gage] (2Pd)）となった場合においても確実に逃がし安全弁を作動させ原子炉を減圧することができる。

f. 手順等

上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」、「b. サポート系故障時の対応手段及び設備」、「c. 格納容器破損を防止するための対応手段及び設備」及び「d. インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員等^{*3}及び重大事故等対応要員の対応として、「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」、「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第1.3-1表）

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整理する。（第1.3-2表，第1.3-3表）

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

（添付資料1.3.2）

1.3.2 重大事故等時の手順

1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 代替減圧

a. 手動による原子炉減圧

低圧で原子炉へ注水可能な系統による原子炉注水への移行を目的として、逃がし安全弁，原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転及び主蒸気隔離弁が開状態での復水器を使用したタービン・バイパス弁により原子炉の減圧を実施する。

また、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損の防止を目的として、逃がし安全弁により原子炉の減圧を行う。

(a) 手順着手の判断基準

①逃がし安全弁による減圧

【逃がし安全弁7個での減圧の場合】

低圧で原子炉へ注水可能な系統^{*1}又は低圧代替注水系^{*2}1系統以上起動できた場合。

【逃がし安全弁2個での減圧の場合】

炉心損傷を判断した場合^{*3}で、原子炉圧力容器内の圧力が0.69MPa [gage] 以上の場合に高圧注水系統^{*4}が使用できず、低圧注水系統^{*5}1系統以上起動できた場合、又は原子炉注水手段が

なく、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料有効長底部から燃料有効長の20%高い位置）に到達した場合。

②原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧

低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上起動により原子炉注水手段が確保され、逃がし安全弁による原子炉の減圧ができない場合。

③タービン・バイパス弁による減圧

低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上起動により原子炉注水手段が確保され、逃がし安全弁による原子炉の減圧ができず、原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による原子炉の減圧ができない場合。

※1：炉心損傷前における「低圧で原子炉へ注水可能な系統」とは、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）、給水系（電動駆動給水ポンプ）及び復水系をいう。

※2：炉心損傷前における「低圧代替注水系」とは、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系をいう。

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

※4：炉心損傷後における「高圧注水系統」とは、高圧炉心スプレイ系、給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系をい

う。

※5：炉心損傷後における「低圧注水系統」とは、給水系（電動駆動給水ポンプ）、復水系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系をいう。

(b) 操作手順

逃がし安全弁、原子炉隔離時冷却系又はタービン・バイパス弁を使用した手動による原子炉減圧手順の概要は以下のとおり。

【逃がし安全弁による減圧】

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に逃がし安全弁による原子炉の減圧を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁（自動減圧機能又は逃がし弁機能）7個又は2個を手動操作により開放し、原子炉の減圧を行い、発電長に報告する。

【原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧】

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンクの循環運転による原子炉の減圧を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系を復水貯蔵タンク循環運転で起動し、原子炉の減圧を行い、発電長に報告する。

【タービン・バイパス弁による減圧】

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にタービン・バイパス弁による原子炉の減圧を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、タービン・バイパス弁を手動で開操

作し、原子炉の減圧を行い、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから手動による原子炉減圧開始までの所要時間は以下のとおり。なお、中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

- ・逃がし安全弁による減圧：1分以内
- ・原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧：22分以内
- ・タービン・バイパス弁による減圧：3分以内

b. 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧

逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合に、代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁（逃がし弁機能）の電磁弁排気ポートへ窒素を供給することで、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を開放し、原子炉を減圧する。

なお、原子炉減圧の確認は、中央制御室の計器により確認が可能である。

(a) 手順着手の判断基準

低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上起動により原子炉注水手段が確保され、逃がし安全弁の中央制御室からの遠隔操作による原子炉の減圧ができない場合。

(b) 操作手順

代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3-2図に、タイムチャートを第1.3-3図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧の準備を指示する。
- ②運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、代替逃がし安全弁駆動装置窒素ボンベ圧力指示値が0.5MPa [gage] 以上であり、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の駆動源が確保されていることを確認する。
- ③運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、代替逃がし安全弁駆動装置排気ライン止め弁を閉にし、耐圧ホースの接続を実施する。
- ④運転員等は、発電長に代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧の準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の閉を確認する。
- ⑦運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、代替逃がし安全弁駆動装置窒素供給弁及び格納容器隔離弁を開とする。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力指示値の低下により原子炉減圧が開始されたことを確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧開始まで101分以内と想定する。

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

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.3-15図に示す。

逃がし安全弁の自動減圧機能喪失により逃がし安全弁が自動で作動しない場合、低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系による原子炉注水準備が完了した後、逃がし安全弁の手動操作による原子炉の減圧を実施する。

逃がし安全弁による原子炉の減圧ができない場合、原子炉隔離時冷却系による原子炉の減圧を実施する。

代替逃がし安全弁駆動装置は、使用準備に時間を要することから、逃がし安全弁の中央制御室からの遠隔操作による原子炉の減圧ができない場合に、あらかじめ準備を行い、使用準備が完了した後に代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉の減圧を実施する。

原子炉隔離時冷却系による原子炉の減圧ができない場合で、主蒸気隔離弁が開状態であれば、復水器を使用したタービン・バイパス弁による原子炉減圧を実施する。

また、原子炉水位低異常低下（レベル1）設定点到達10分後及び残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に、過渡時自動減圧機能が作動し自動で原子炉を減圧する。

1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

a. 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、常設代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の

作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動操作により開放して、原子炉を減圧する。その後、可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を継続的に供給する。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁による原子炉の減圧ができない場合。

(b) 操作手順

常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3-4図に、タイムチャートを第1.3-5図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に逃がし安全弁（自動減圧機能）の電源を所内常設直流電源設備から常設代替直流電源設備への切替準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、常設代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放に必要な緊急用直流電源母線電圧が確保されていることを確認し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に逃がし安全弁（自動減圧機能）の電源を所内常設直流電源設備から常設代替直流電源設備への切り替えを指示する。

④運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁（自動減圧機能）を閉とし、緊急用電源切替盤で逃がし安全弁の制御回路電源を所内常設直流電源設備から常設代替直流電源設備への切り替えを実施し、発電長に報告する。

⑤発電長は、運転員等に常設代替直流電源設備による逃がし安全弁

(自動減圧機能) の開放を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動操作により開放し、原子炉圧力指示値の低下により原子炉減圧が開始されたことを確認して、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放まで5分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

また、常設代替直流電源設備の枯渇による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動電源喪失を防止するため、可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を継続的に供給する。なお、可搬型代替直流電源設備に関する操作の成立性は、

「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

b. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動操作により開放して、原子炉を減圧する。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁による原子炉の減圧ができない場合において、常設代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤への給電ができない場合。

(b) 操作手順

可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3-6図に、タイムチャートを第1.3-7図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に逃がし安全弁（自動減圧機能）の電源を所内常設直流電源設備から可搬型代替直流電源設備への切替準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放に必要な緊急用直流電源母線電圧が確保されていることを確認し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に逃がし安全弁（自動減圧機能）の電源を所内常設直流電源設備から可搬型代替直流電源設備への切り替えを指示する。

④運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁（自動減圧機能）を閉とし、緊急用電源切替盤で逃がし安全弁の制御回路電源を所内常設直流電源設備から可搬型代替直流電源設備への切り替えを実施し、発電長に報告する。

⑤発電長は、運転員等に可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動操作により開放し、原子炉圧力指示値の低下により原子炉減圧が開始されたことを確認して、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放まで5分以内と想定する。中央制御室

に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。なお、可搬型代替直流電源設備に関する操作の成立性は、

「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

c. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、中央制御室にて逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動操作により開放して、原子炉を減圧する。

なお、原子炉減圧の確認は、中央制御室の計器により確認が可能である。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁による原子炉の減圧ができない場合において、常設代替直流電源設備による緊急用直流125V主母線盤への給電ができない場合。

(b) 操作手順

逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3-8図に、タイムチャートを第1.3-9図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、可搬型計測器のケーブルを盤内に接続し、原子炉圧力指示値を確認する。

③運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁（自動減圧機能）の閉を確認し、逃がし安全弁作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池

及び仮設ケーブルを接続する。

④運転員等は、発電長に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は、運転員等に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、接続した逃がし安全弁用可搬型蓄電池の操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放し、原子炉の減圧を開始する。

⑦運転員等は中央制御室にて、接続した可搬型計測器の原子炉圧力指示値の低下により原子炉の減圧が開始されたことを確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放まで56分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

a. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保

窒素供給系からの窒素の供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素の供給圧力が低下した場合に、供給源が高圧窒素ガス供給系（非常用）に自動で切り替わることで逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保する。

また、高圧窒素ガス供給系（非常用）からの供給期間中において、逃

がし安全弁（自動減圧機能）の窒素の供給圧力が低下した場合に、予備の高圧窒素ガスポンペに切り替えを実施し、使用済みの高圧窒素ガスポンペを予備の高圧窒素ガスポンペと交換する。

(a) 手順着手の判断基準

【窒素供給系から高圧窒素ガス供給系（非常用）への切替】

窒素供給系からの窒素の供給が喪失し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な自動減圧系作動用アキュムレータの圧力低下を確認した場合。

【高圧窒素ガス供給系（非常用）高圧窒素ガスポンペ切替】

高圧窒素ガスポンペから逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の窒素を供給している期間中において、高圧窒素ガスポンペの圧力低下を確認した場合。

(b) 操作手順

高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3-10図に、タイムチャートを第1.3-11図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、高圧窒素ガスポンペ供給止め弁が開したことを確認する。あわせて、自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低（0.902MPa [gage] 以下）警報が消灯することを確認する。

③運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、自動減圧系作動用アキュムレータ供給圧力指示値が0.902MPa [gage] 以上であり、逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源が確保されていることを確認し、

発電長に報告する。

- ④発電長は、運転員等に高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）への窒素供給中に、高圧窒素ガスポンベの圧力低下を確認した場合、予備ポンベラックに配備している予備の高圧窒素ガスポンベと使用済みの高圧窒素ガスポンベの交換を指示する。
- ⑤運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、予備の高圧窒素ガスポンベを運搬し、使用済みの高圧窒素ガスポンベと予備の高圧窒素ガスポンベの入れ替えを実施する。
- ⑥運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、使用済みの高圧窒素ガスポンベを予備の高圧窒素ガスポンベに切り替えを実施し、発電長に報告する。
- ⑦発電長は、運転員等に高圧窒素ガスポンベを交換した後の窒素供給圧力指示値の確認を指示する。
- ⑧運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、高圧窒素ガスポンベを交換した後、窒素が供給されていることを自動減圧系作動用アキュムレータ供給圧力指示値により確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

作業開始を判断してから、高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保完了までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【窒素供給系から高圧窒素ガス供給系（非常用）への切替】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、1分以内と想定する。

【高圧窒素ガス供給系（非常用）高圧窒素ガスポンベ切替】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運

転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、281分以内と想定する。

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

（添付資料1.3.3）

b. 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保

高圧窒素ガス供給系（非常用）からの供給期間中において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の窒素の供給圧力が低下した場合に、可搬型窒素供給装置（小型）からの供給に切り替えを実施する。

(a) 手順着手の判断基準

高圧窒素ガス供給系（非常用）から逃がし安全弁（自動減圧機能）へ作動用の窒素供給期間中に、高圧窒素ガスボンベの圧力低下を確認した場合。

(b) 操作手順

可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3-12図に、タイムチャートを第1.3-13図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための準備を依頼する。

②発電長は、運転員等に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための系統構成を指示する。

③運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟及び原子炉建屋原子炉棟に

て、可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための系統構成を実施し、発電長に報告する。

④発電長は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための系統構成が完了したことを連絡する。

⑤発電長は、運転員等に窒素供給用ホースの接続を指示する。

⑥運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟及び原子炉建屋原子炉棟にて、窒素供給用ホースを接続し、発電長に報告する。

⑦災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための準備を指示する。

⑧重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置を原子炉建屋付属棟東側屋外に配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。

⑨重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための準備が完了したことを報告する。

⑩災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）への駆動源の供給開始を連絡する。

⑪災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）への駆動源の供給開始を指示する。

⑫重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置（小型）による逃が

し安全弁（自動減圧機能）への駆動源供給のための系統構成を実施し、可搬型窒素供給装置（小型）を起動する。

⑬重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置（小型）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源へ供給を開始し、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置（小型）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源へ供給を開始したことを報告する。

⑭災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源の確保が完了したことを連絡する。

⑮発電長は、運転員等に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源が確保されていることを指示する。

⑯運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、自動減圧系作動用アキュムレータ供給圧力指示値が0.902MPa [gage] 以上であり、可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源が確保されたことを確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員2名にて実施した場合、作業開始を判断してから可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保まで310分以内と想定する。

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

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いる

ことで、暗闇における作業性についても確保する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(添付資料1.3.3)

(3) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失における逃がし安全弁の復旧

a. 代替直流電源設備による復旧

常設直流電源喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を復旧する。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源喪失により、直流125V主母線盤 2 A及び直流125V主母線盤 2 Bの電圧喪失を確認した場合。

(b) 操作手順

常設代替直流電源設備に関する手順及び可搬型代替直流電源設備に関する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

代替直流電源による復旧後、逃がし安全弁は、中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。

(c) 操作の成立性

常設代替直流電源設備に関する操作の成立性及び可搬型代替直流電源設備に関する操作の成立性は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

また、逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、中央制御室対応を運

転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、代替直流電源設備により電源復旧後、逃がし安全弁の開放まで1分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 代替交流電源設備による復旧

全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により直流125V充電器に給電し、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、直流125V主母線盤 2 A及び直流125V主母線盤 2 Bの電源喪失を確認した場合。

(b) 操作手順

常設代替交流電源設備に関する手順及び可搬型代替交流電源設備に関する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

代替交流電源による復旧後、逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。

(c) 操作の成立性

常設代替交流電源設備に関する操作の成立性及び可搬型代替交流電源設備に関する操作の成立性は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

また、逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、代替直流電源設備により電源復旧後、逃がし安全弁の開放まで1分以内と想定する。中央制

御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.3-15図に示す。

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、常設代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて原子炉を減圧する。常設代替直流電源設備による直流電源の確保に失敗した場合、可搬型代替直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させて原子炉を減圧する。可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復するまでに時間を要することから、逃がし安全弁用可搬型蓄電池を同時に準備する。

常設直流電源喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を復旧する。

全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により直流125V充電器に給電することで直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を復旧する。

逃がし安全弁の作動に必要な窒素の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、高圧窒素ガス供給系（非常用）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）により原子炉を減圧する。

高圧窒素ガス供給系（非常用）の圧力が低下した場合には、予備ボンベへの切替又は可搬型窒素供給装置（小型）により逃がし安全弁（自

動減圧機能)の駆動源を確保する。可搬型窒素供給装置(小型)については窒素確保までに時間を要することから、あらかじめ災害対策本部長へ準備依頼を実施する。

なお、逃がし安全弁の背圧対策として、想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ逃がし安全弁に必要な窒素の供給圧力を調整している。

1.3.2.3 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順

炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、逃がし安全弁を使用した中央制御室からの手動操作による原子炉の減圧を行う。

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するための手動による原子炉減圧の操作手順については、「1.3.2.1(1) a. 手動による原子炉減圧」の対応手順と同様である。

1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順

(1) 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)「二次格納施設制御」

インターフェイスシステムLOCA発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失し、格納容器外へ原子炉冷却材の漏えいが生じる。したがって、格納容器外への漏えいを停止するための漏えい箇所の隔離、保有水を確保するための原子炉注水が必要となる。

漏えい箇所の隔離ができない場合は、逃がし安全弁により原子炉を減圧することで、原子炉建屋原子炉棟への原子炉冷却材漏えいを抑制し、漏えい箇所の隔離を行う。

a. 手順着手の判断基準

非常用炉心冷却系の吐出圧力，原子炉水位，系統異常過圧警報等の漏えいに関連する警報の発生及び漏えいが予測されるパラメータ変化によりインターフェイスLOCAの発生を判断した場合。

b. 操作手順

「二次格納施設制御」における操作手順の概要は以下のとおり。

タイムチャートを第1.3-14図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に漏えい箇所を隔離し漏えいの抑制を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて，原子炉建屋原子炉棟への異常漏えい等を示すパラメータの変化及び警報発報により，漏えい箇所を特定し中央制御室からの遠隔操作にて隔離を実施し，発電長に報告する。
- ③発電長は，運転員等に漏えい箇所の隔離ができない場合は，原子炉スクラム及び主蒸気隔離弁の閉操作を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて，原子炉スクラム及び主蒸気隔離弁の閉操作を実施し，発電長に報告する。
- ⑤発電長は，運転員等に原子炉建屋ガス処理系の停止操作及び中央制御室換気系の起動操作を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて，原子炉建屋ガス処理系の停止操作及び中央制御室換気系の起動操作を実施し，発電長に報告する。
- ⑦発電長は，運転員等に原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態
で，低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系を1系統以上の起動後，原子炉減圧及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の起動操作を指示する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態
で，低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系を1系

統以上の起動操作を実施する。

- ⑨運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁により原子炉急速減圧を行い、原子炉の減圧を実施することで、原子炉建屋原子炉棟への原子炉冷却材漏えい量を抑制する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の起動操作を実施し、発電長に報告する。
- ⑪発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位異常低下（レベル2）設定点から原子炉水位低（レベル3）設定点の間で維持するように指示する。
- ⑫運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態で、低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系により、原子炉水位を原子炉水位異常低下（レベル2）設定点から原子炉水位低（レベル3）設定点の間に維持し、発電長に報告する。
- ⑬発電長は、運転員等に漏えい箇所の隔離を指示する。
- ⑭運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、現場手動操作による漏えい箇所の隔離を実施し、発電長に報告する。
- ⑮発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように指示する。
- ⑯運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態で、低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系により、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間に維持し、発電長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作のうち、中央制御室からの隔離操作を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、インターフェイスシステムLOCA発生から漏えい箇所の隔離完了まで12分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

中央制御室からの隔離操作により隔離ができない場合の現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）4名にて実施した場合、インターフェイスシステムLOCA発生から漏えい箇所の隔離完了まで300分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。なお、インターフェイスシステムLOCA発生時は、漏えいした水の滞留及び蒸気による高湿度環境が想定されるが、現場での隔離操作は環境性等を考慮し、自給式呼吸用保護具を着用する。

（中央制御室からの遠隔隔離操作の成立性）

インターフェイスシステムLOCAが発生する可能性のある操作は、定期試験として実施する非常用炉心冷却系電動弁作動試験における原子炉注入弁の手動開閉操作である。

上記試験を行う際は、系統圧力を監視し上昇傾向にならないことを確認しながら操作し、系統圧力が上昇傾向になった場合は速やかに原子炉注入弁の閉操作を実施することとしている。しかし、隔離弁の隔離失敗等により閉操作が困難となり系統圧力が異常に上昇し、低圧設計部分の過圧を示す警報の発生及び漏えい関連警報が発生した場合には、同試験を実施していた非常用炉心冷却系でインターフェイスシステムLOCAが発生していると判断できる。これにより、漏えい箇所の特定及び隔離操作箇所の特定が容易であり、中央制御室からの隔離

操作を速やかに行うことを可能とする。

(現場隔離操作の成立性)

隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルート 환경을考慮しても、現場での隔離操作は可能とする。

(溢水の影響)

隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシステム L O C A により漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響を受けない。

(インターフェイスシステム L O C A の検知について)

インターフェイスシステム L O C A 発生時は、非常用炉心冷却系等の吐出圧力、原子炉水位、系統異常過圧警報等のパラメータによりインターフェイスシステム L O C A と判断する。非常用炉心冷却系のポンプ室は、原子炉建屋原子炉棟内において各部屋が分離されているため、床漏えい検出器及び火災報知器により、漏えい場所を特定するための参考情報の入手並びに原子炉建屋原子炉棟内の状況を確認することを可能とする。

(添付資料1.3.3, 添付資料1.3.4, 添付資料1.3.5, 添付資料1.3.6)

1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

逃がし安全弁（自動減圧機能）及び監視計器への電源供給手順について

は、「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。

可搬型窒素供給装置（小型）、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。

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

第1.3-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/20)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書 ^{※1}
フロントライン系故障時	自動減圧系	原子炉減圧の自動化	主要設備	過渡時自動減圧機能 逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能） ^{※3}	重大事故等対処設備	— ^{※2}
				逃がし安全弁（安全弁機能）	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			関連設備	自動減圧機能用アキュムレータ 主蒸気系配管・クエンチャ	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備 ^{※4} 燃料補給設備 ^{※4}	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A, G, S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2/20）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
フロントライン系故障時	自動減圧系	手動による原子炉減圧 （逃がし安全弁による減圧①）	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」
			関連設備	自動減圧機能用アキュムレータ 主蒸気系配管・クエンチャ 所内常設直流電源設備※4 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 常設代替直流電源設備※4 可搬型代替直流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」 重大事故等対策要領

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3/20）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障時	自動減圧系	（逃がし安全弁による原子炉減圧②） 手動による原子炉減圧	主要設備	逃がし安全弁（逃がし弁機能）	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「急速減圧」 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」 重大事故等対策要領
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ 所内常設直流電源設備※4 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 常設代替直流電源設備※4 可搬型代替直流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等 対処設備	
				逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4/20）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
フロントライン系故障時	自動減圧系	<div style="background-color: #cccccc; padding: 5px;"> 手動による原子炉減圧 （原子炉隔離時冷却系による減圧） </div>	主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
				復水貯蔵タンク	自主対策設備
			関連設備	所内常設直流電源設備※4	重大事故等対処設備
				原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
				補給水系配管・弁	自主対策設備
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」 重大事故等対策要領

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5/20）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障時	自動減圧系	(タービン・バイパス弁による原子炉減圧) 手動による原子炉減圧	主要設備	タービン・バイパス弁	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	タービン制御系	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6/20）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
フロントライン系故障時	自動減圧系	代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧	主要設備	代替逃がし安全弁駆動装置 逃がし安全弁（逃がし弁機能）※5	自主対策設備
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ	重大事故等対処設備

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（7/20）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
サポート系故障時	所内常設直流電源設備 （常設直流電源系統）	常設代替直流電源設備による 逃がし安全弁機能回復	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 常設代替直流電源設備※4	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8/20）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
サポート系故障時	所内常設直流電源設備 （常設直流電源系統）	可搬型代替直流電源設備による 逃がし安全弁機能回復	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 可搬型代替直流電源設備※4 燃料補給設備※4	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（9/20）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
サポート系故障時	所内常設直流電源設備 （常設直流電源系統）	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による 逃がし安全弁機能回復	主要設備	逃がし安全弁用可搬型蓄電池 逃がし安全弁（自動減圧機能）※6	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（10/20）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障時	-	高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保	主要設備	高圧窒素ガスポンペ 逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	自動減圧機能用アキュムレータ 高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（11/20）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障時	-	可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「急速減圧」 重大事故等対策要領
				可搬型窒素供給装置（小型）	自主対策設備	
			関連設備	自動減圧機能用アキュムレータ 高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（12/20）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
サポート系故障時	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備のうち蓄電池及び充電器（常設直流電源）	代替直流電源設備による復旧①	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備
			関連設備	常設代替直流電源設備 ^{※4} 可搬型代替直流電源設備 ^{※4} 燃料補給設備 ^{※4}	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（13／20）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
サポート系故障時	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備のうち蓄電池及び充電器（常設直流電源）	代替直流電源設備による復旧②	主要設備	逃がし安全弁（逃がし弁機能）	自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	常設代替直流電源設備 ^{※4} 可搬型代替直流電源設備 ^{※4} 燃料補給設備 ^{※4}	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（14/20）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
サポート系故障時	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備のうち蓄電池（常設直流電源）	代替交流電源設備による復旧①	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備
			関連設備	常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（15／20）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
サポート系故障時	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備のうち蓄電池（常設直流電源）	代替交流電源設備による復旧②	主要設備	逃がし安全弁（逃がし弁機能）	自主対策設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（16／20）

（格納容器破損の防止）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1	
格納容器破損の防止	-	炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止①	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－1」
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ		

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（17／20）

（格納容器破損の防止）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
格納容器破損の防止	-	格納容器券囲気直接加熱の防止② 炉心損傷時における 格納容器破損の防止②	主要設備	逃がし安全弁（逃がし弁機能）	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ	重大事故等対処設備	
				逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（18/20）

（インターフェイスシステムLOCA発生時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
インターフェイスシステムLOCA発生時	-	インターフェイスシステムLOCA発生時の対応①	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「二次格納施設制御」等
				高圧炉心スプレイ系注入弁 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁 低圧炉心スプレイ系注入弁 残留熱除去系A系注入弁 残留熱除去系B系注入弁 残留熱除去系C系注入弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（19/20）

（インターフェイスシステムLOCA発生時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
インターフェイスシステムLOCA発生時	-	インターフェイスシステムLOCA発生時の対応②	主要設備	高圧炉心スプレイ系注入弁 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁 低圧炉心スプレイ系注入弁 残留熱除去系A系注入弁 残留熱除去系B系注入弁 残留熱除去系C系注入弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
				逃がし安全弁（逃がし弁機能）	自主対策設備
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ	重大事故等対処設備
				逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「二次格納施設制御」等

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (20/20)

(逃がし安全弁が作動可能な環境条件)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
逃がし安全弁が作動可能な環境条件	-	逃がし安全弁の背圧対策	主要設備	高圧窒素ガスポンベ	重大事故等対処設備	—※7
			関連設備	高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※7：選定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.3-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/6)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ	
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 代替減圧			
a. 手動による原子炉減圧 ①逃がし安全弁による減圧 【逃がし安全弁7個での減圧の場合】	判断基準	注水手段の確保 (運転状態) 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力	
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1}
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (SA広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA燃料域) ^{※1}
		格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 ^{※1}
		格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度 ^{※1}
a. 手動による原子炉減圧 ①逃がし安全弁による減圧 【逃がし安全弁2個での減圧の場合】	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ^{※1} 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ^{※1}
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ^{※1}
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1}
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (SA燃料域) ^{※1}
		原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量 ^{※1} 原子炉隔離時冷却系系統流量 ^{※1} 高圧代替注水系系統流量 ^{※1} 給水流量
	操作	注水手段の確保 (運転状態)	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1}
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (SA広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA燃料域) ^{※1}
		格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ^{※1} 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ^{※1}
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ^{※1}

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (2/6)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 代替減圧			
a. 手動による原子炉減圧 ②原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧	判断基準	注水手段の確保 (運転状態)	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1}
	操作	運転状態の監視 (運転状態)	原子炉隔離時冷却系系統流量 ^{※3} 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 復水貯蔵タンク水位
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1}
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (SA広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA燃料域) ^{※1}
		格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 ^{※1}
		格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度 ^{※1}
a. 手動による原子炉減圧 ③タービン・バイパス弁による減圧	判断基準	注水手段の確保 (運転状態)	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1}
		運転状態の監視 (運転状態)	原子炉隔離時冷却系系統流量 ^{※3} 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1}
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (SA広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA燃料域) ^{※1}
		補機監視機能	復水器真空度
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1}
b. 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧	判断基準	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1}
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1}
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (SA広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA燃料域) ^{※1}
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力 ^{※3} 代替逃がし安全弁駆動装置窒素ガスボンベ出口圧力 ^{※3}

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (3/6)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧			
a. 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 ^{※3} 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧 ^{※3}
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (S A) ^{※1}
	操作	電源	緊急用直流 125V 主母線盤電圧 ^{※3}
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (S A) ^{※1}
b. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 ^{※3} 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧 ^{※3} 緊急用直流 125V 主母線盤電圧 ^{※3}
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (S A) ^{※1}
	操作	電源	緊急用直流 125V 主母線盤電圧 ^{※3} 緊急用 P / C 電圧 ^{※3}
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (S A) ^{※1}
c. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 ^{※3} 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧 ^{※3} 緊急用直流 125V 主母線盤電圧 ^{※3}
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (S A) ^{※1}
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (S A) ^{※1}

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (4/6)

対応手順		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧			
a. 高圧窒素ガス供給系 (非常用) による窒素確保【窒素供給系から高圧窒素ガス供給系 (非常用) への切替】	判断基準	駆動源の確保	自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低警報 高圧窒素ガス供給系供給圧力 ^{*3}
	操作	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力
a. 高圧窒素ガス供給系 (非常用) による窒素確保【高圧窒素ガス供給系 (非常用) 高圧窒素ガスポンベ切替】	判断基準	駆動源の確保	高圧窒素ガスポンベ圧力低警報 高圧窒素ガス供給系供給圧力 ^{*3} 窒素ガスポンベ出口圧力 ^{*3}
	操作	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力 ^{*3} 窒素ガスポンベ出口圧力 ^{*3}
b. 可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保	判断基準	駆動源の確保	高圧窒素ガスポンベ圧力低警報 高圧窒素ガス供給系供給圧力 ^{*3} 窒素ガスポンベ出口圧力 ^{*3}
	操作	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力 ^{*3}

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (5/6)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順		
(1) 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「二 次格納施設制御」	判断基準	格納容器バイパスの監視 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA燃料域) ※ ¹ 原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (SA) ※ ¹ ドライウエル雰囲気温度※ ¹ ドライウエル圧力※ ¹ 高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力※ ¹ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力※ ¹ 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力※ ¹ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力※ ¹ 主蒸気流量 給水流量
		【漏えい検知】 ISOLATION SYS MS LINE PRESS LOW ISOLATION SYS MS LINE FLOW HIGH LDS CUW ΔP HIGH OR CONT. TROUBLE RCIC STEAM LINE BREAK ΔP HIGH LDS MS TUNNEL TEMP HI LDS T/B MS LINE TEMP HI LDS RCIC EQUIP AREA TEMP HI LDS RCIC PIPE AREA TEMP HI LDS CUW ROOMS TEMP HI LDS RHR EQUIP AREA TEMP HI LDS CUW ROOMS AMBIENT TEMP HI LDS RHR EQUIP ROOMS AMBIENT TEMP HI プロセス放射線モニタ警報 火災報知器警報 原子炉建屋内放射線モニタ警報 原子炉建屋内ダストモニタ警報 【床漏えい警報】 HPCS PUMP AREA FLOODING RCIC PUMP AREA FLOODING LPCS PUMP AREA FLOODING RHR PUMP A(B,C) AREA FLOODING RHR Hx A(B) AREA FLOODING R/B EAST SUMP PUMP AREA FLOODING R/B WEST SUMP PUMP AREA FLOODING 【原子炉建屋サンプ液位警報】 R/B FD SUMP A(B) LEVEL HI-HI OR POWER FAILURE R/B ED SUMP A(B) LEVEL HI-HI OR POWER FAILURE R/B SD SUMP A(B) LEVEL HI-HI OR POWER FAILURE R/B OD SUMP A(B) LEVEL HI OR HI-HI OR POWER FAILURE 【原子炉建屋サンプ温度警報】 R/B ED SUMP A OR B TEMP HIGH 【原子炉建屋内異常漏えい警報】 R/B FD SUMP A(B) LEAKAGE HIGH R/B ED SUMP A(B) LEAKAGE HIGH R/B SD SUMP A(B) LEAKAGE HIGH 【圧力】 HPCS SPRAY HEAD TO TOP OF CORE-PLATE ΔP HIGH HPCS PUMP SUCTION PRESS HI/LO RCIC PUMP SUCTION PRESS HIGH RHR INJECTION VALVE ΔP LOW RHR PUMP DISCH PRESS ABNORMAL HI/LO RHR SHUTDOWN HEADER PRESS HIGH LPCS INJECTION VALVE ΔP LOW LPCS PUMP ABNORMAL HI/LO DISCH PRESS

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

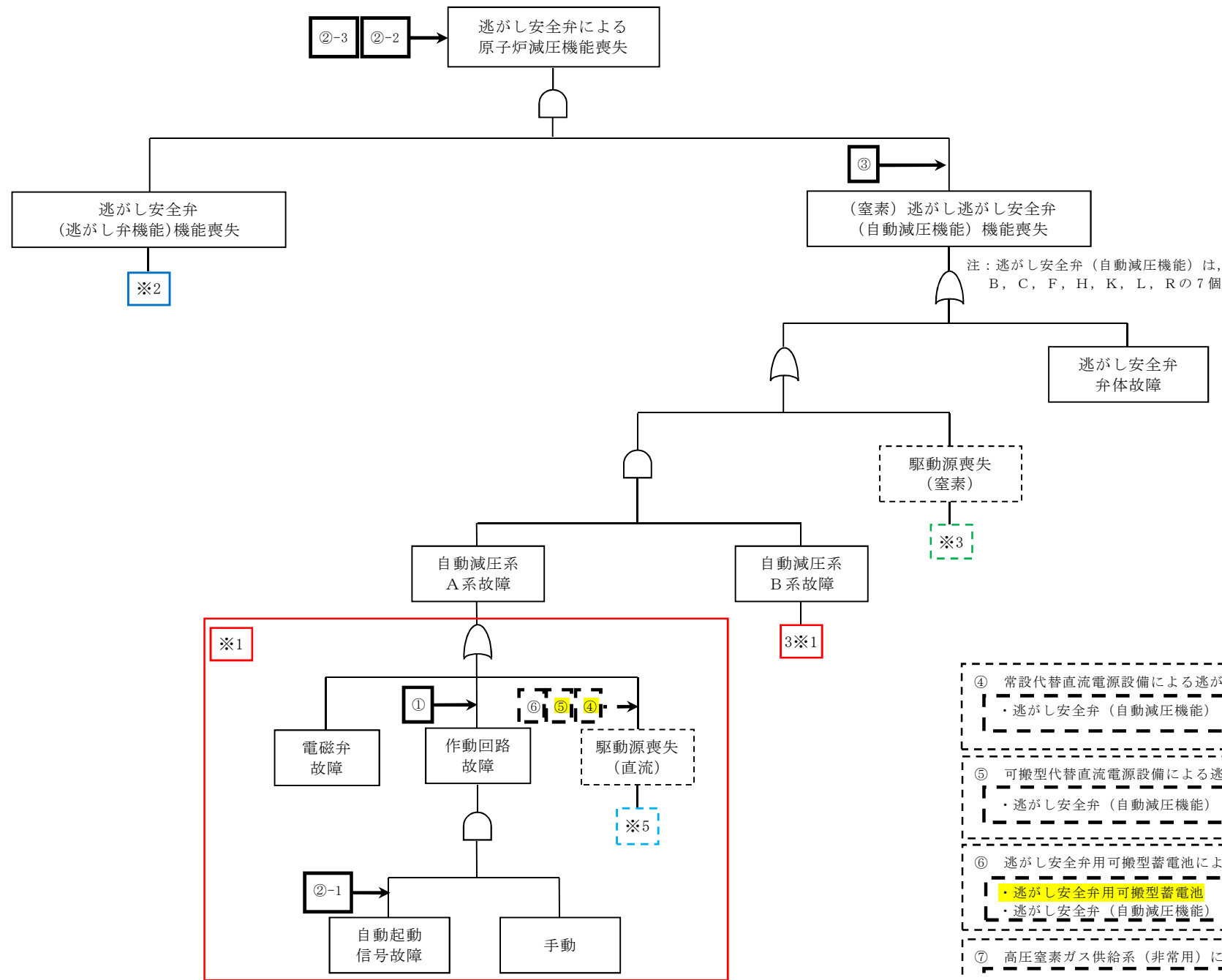
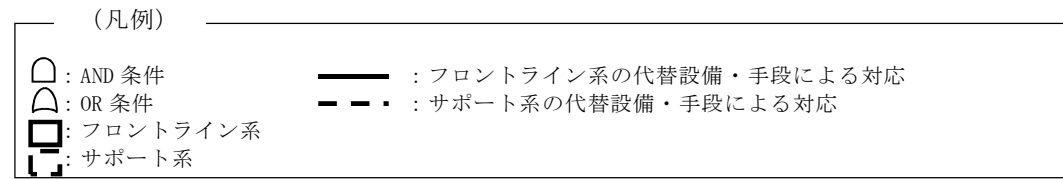
監視計器一覧 (6/6)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順			
(1) 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「二次格納施設制御」	操作	格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1 原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1 ドライウエル雰囲気温度※1 ドライウエル圧力※1 高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力※1 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力※1 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力※1 残留熱除去系ポンプ吐出圧力※1 主蒸気流量 給水流量
		原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレー系系統流量※1 残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレー系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1
		補機監視機能	高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サプレッション・プール水位※1 代替淡水貯槽水位※1
		格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度※1
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※1 残留熱除去系熱交換器出口温度※1 残留熱除去系系統流量※1 残留熱除去系海水系系統流量※1

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
- ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
- ※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

第1.3-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

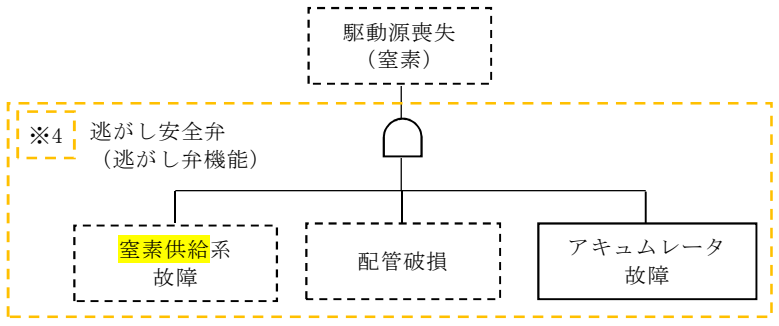
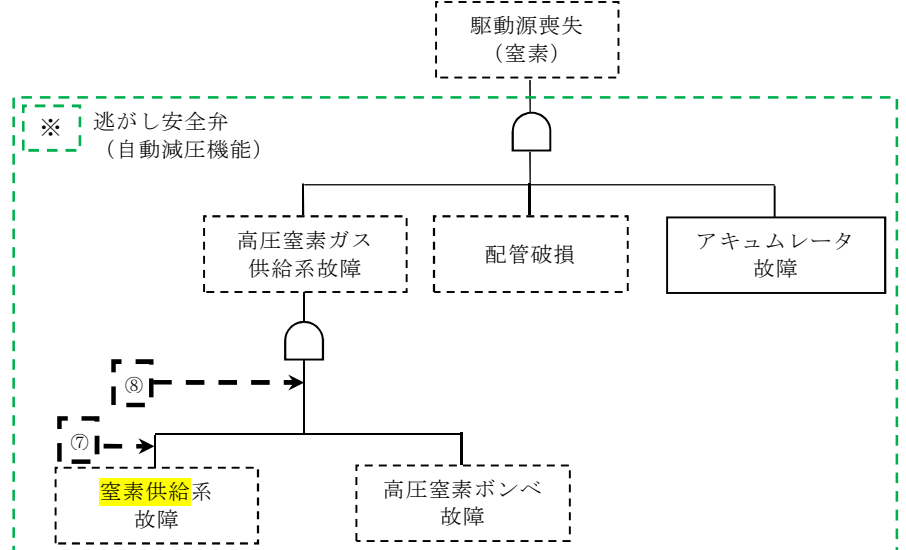
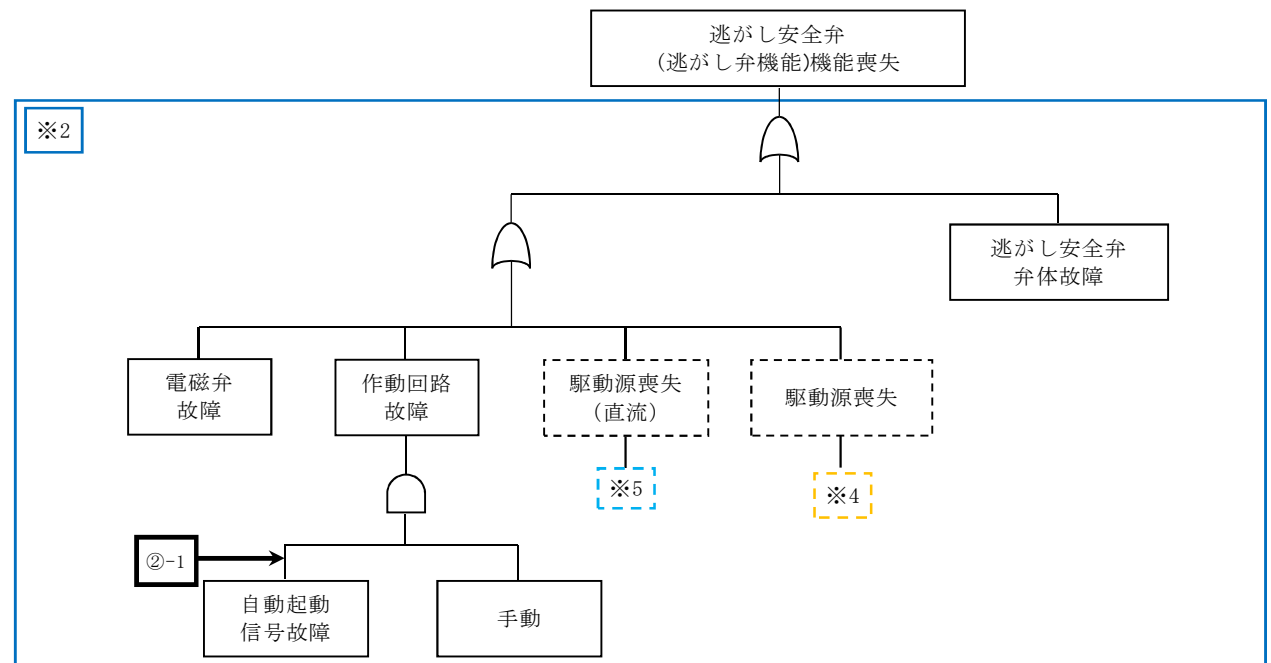
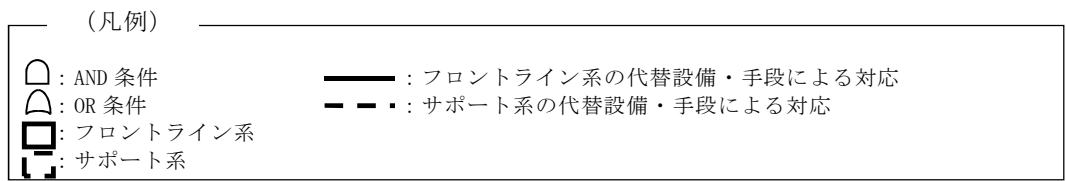
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.3】 原子炉冷却材圧力バウン ダリを減圧するための手 順等</p>	<p>逃がし安全弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 緊急用直流125V主母線盤 直流125V主母線盤2A 直流125V主母線盤2B</p>



- ① 原子炉減圧の自動化
 - ・ 過渡時自動減圧機能
 - ・ 逃がし安全弁 (過渡時自動減圧機能)
 - ・ 逃がし安全弁 (安全弁機能)
- ②-1 手動による原子炉の減圧 (逃がし安全弁)
 - ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
 - ・ 逃がし安全弁 (逃がし弁機能)
- ②-2 手動による原子炉の減圧 (タービン・バイパス弁)
 - ・ タービン・バイパス弁
- ②-3 手動による原子炉の減圧 (原子炉隔離時冷却系)
 - ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ
 - ・ 復水貯蔵タンク
- ③ 代替逃がし安全弁駆動装置による減圧
 - ・ 代替逃がし安全弁駆動装置
 - ・ 逃がし安全弁 (逃がし弁機能)
- ④ 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復
 - ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
- ⑤ 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復
 - ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
- ⑥ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復
 - ・ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池
 - ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
- ⑦ 高圧窒素ガス供給系 (非常用) による窒素確保
 - ・ 高圧窒素ガスポンプ
 - ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
- ⑧ 可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保
 - ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
 - ・ 可搬型窒素供給装置 (小型)
- ⑨ 代替直流電源設備による復旧
 - ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
 - ・ 逃がし安全弁 (逃がし弁機能)
- ⑩ 代替交流電源設備による復旧
 - ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
 - ・ 逃がし安全弁 (逃がし弁機能)

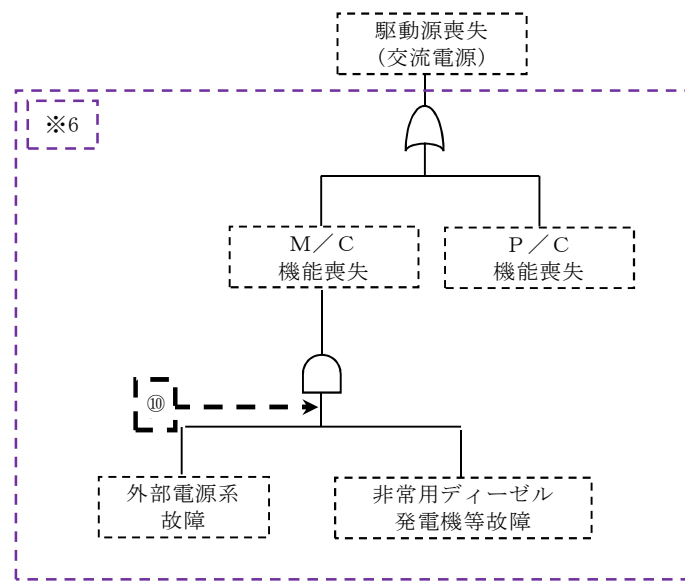
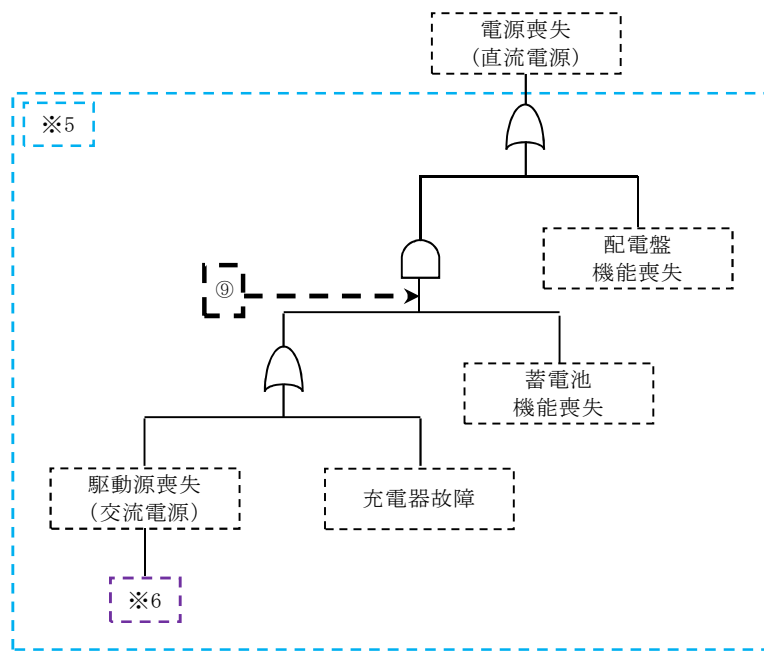
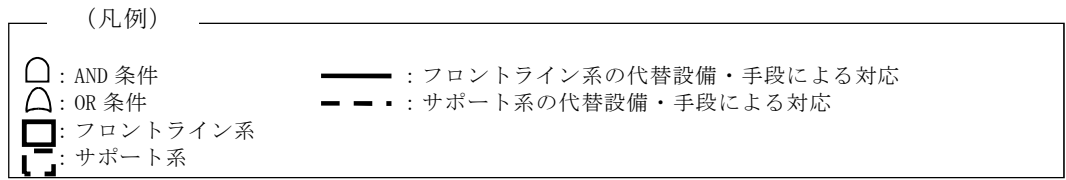
注：①の逃がし安全弁 (過渡時自動減圧機能) は逃がし安全弁 (自動減圧機能) B 及び C が対象
 注：②-2 の対策は、主蒸気隔離弁開時のみ有効
 注：③の対策は、逃がし安全弁 (逃がし弁機能) A, G, S 及び V が対象
 注：⑥の対策は、逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7 個のうち 2 個
 注：④, ⑤ 及び ⑥ の対策は、逃がし安全弁 (自動減圧機能) 用電磁弁 A 系のみ有効

第1.3-1図 機能喪失原因対策分析 (1/3)



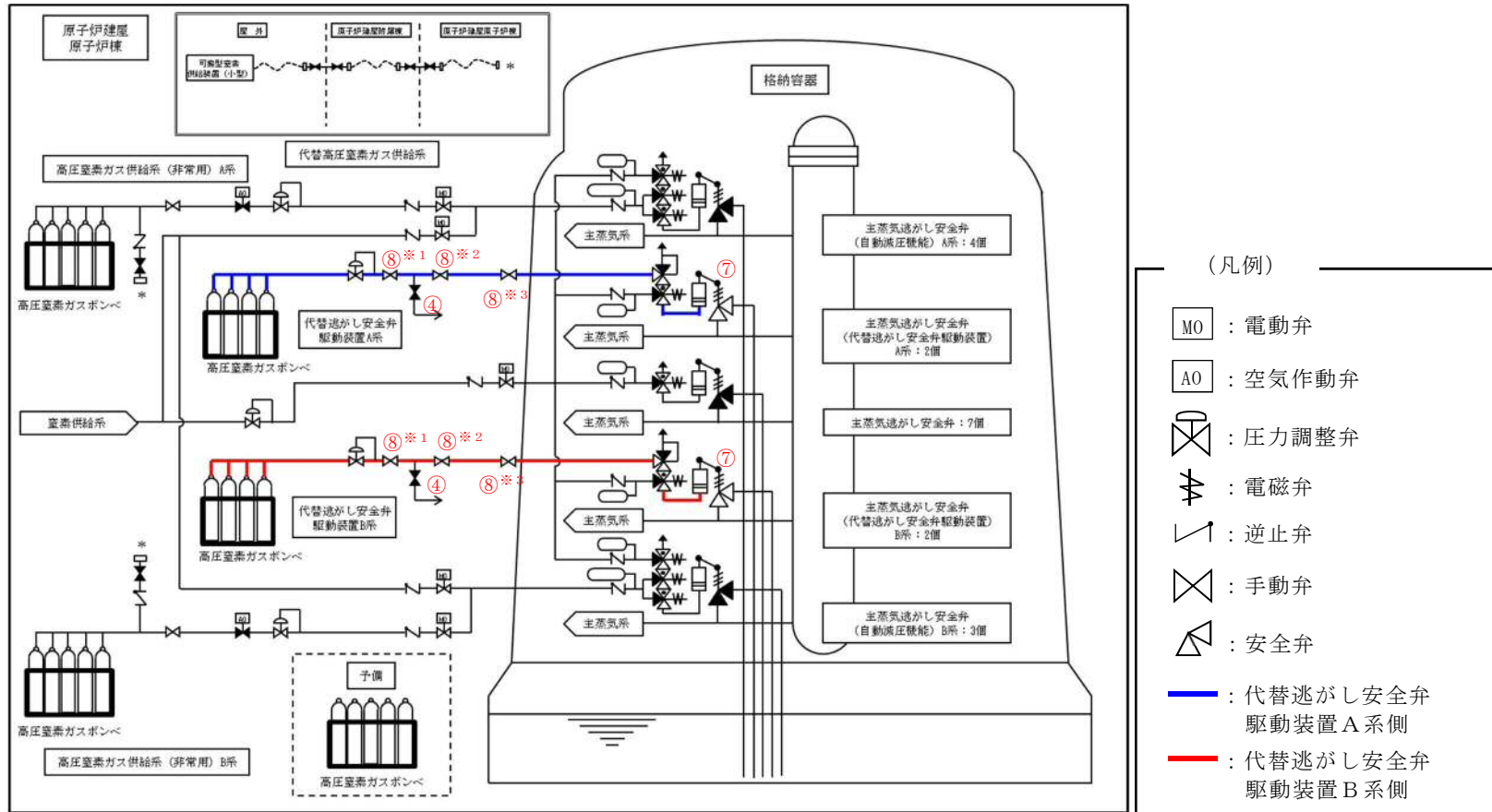
- | | |
|--|--|
| <p>① 原子炉減圧の自動化</p> <ul style="list-style-type: none"> 過渡時自動減圧機能 逃がし安全弁 (過渡時自動減圧機能) 逃がし安全弁 (安全弁機能) | <p>④ 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復</p> <ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁 (自動減圧機能) |
| <p>②-1 手動による原子炉の減圧 (逃がし安全弁)</p> <ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁 (自動減圧機能) 逃がし安全弁 (逃がし安全弁) | <p>⑤ 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復</p> <ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁 (自動減圧機能) |
| <p>②-2 手動による原子炉の減圧 (タービン・バイパス弁)</p> <ul style="list-style-type: none"> タービン・バイパス弁 | <p>⑥ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復</p> <ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 逃がし安全弁 (自動減圧機能) |
| <p>②-3 手動による原子炉の減圧 (原子炉隔離時冷却系)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系ポンプ 復水貯蔵タンク | <p>⑦ 高圧窒素ガス供給系 (非常用) による窒素確保</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧窒素ガスポンプ 逃がし安全弁 (自動減圧機能) |
| <p>③ 代替逃がし安全弁駆動装置による減圧</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替逃がし安全弁駆動装置 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) | <p>⑧ 可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保</p> <ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁 (自動減圧機能) 可搬型窒素供給装置 (小型) |
| | <p>⑨ 代替直流電源設備による復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁 (自動減圧機能) 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) |
| | <p>⑩ 代替交流電源設備による復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁 (自動減圧機能) 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) |

第1.3-1図 機能喪失原因対策分析 (2/3)



① 原子炉減圧の自動化 (過渡時自動減圧機能) ・過渡時自動減圧機能 ・逃がし安全弁 (過渡時自動減圧機能) ・逃がし安全弁 (安全弁機能)	④ 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
②-1 手動による原子炉の減圧 (逃がし安全弁) ・逃がし安全弁 (自動減圧機能) ・逃がし安全弁 (逃がし安全弁)	⑤ 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
②-2 手動による原子炉の減圧 (タービン・バイパス弁) ・タービン・バイパス弁	⑥ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復 ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池 ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
②-3 手動による原子炉の減圧 (原子炉隔離時冷却系) ・原子炉隔離時冷却系ポンプ ・復水貯蔵タンク	⑦ 高圧窒素ガス供給系 (非常用) による窒素確保 ・高圧窒素ガスポンプ ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
③ 代替逃がし安全弁駆動装置による減圧 ・代替逃がし安全弁駆動装置 ・逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	⑧ 可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保 ・逃がし安全弁 (自動減圧機能) ・可搬型窒素供給装置 (小型)
	⑨ 代替直流電源設備による復旧 ・逃がし安全弁 (自動減圧機能) ・逃がし安全弁 (逃がし弁機能)
	⑩ 代替交流電源設備による復旧 ・逃がし安全弁 (自動減圧機能) ・逃がし安全弁 (逃がし弁機能)

第1.3-1図 機能喪失原因対策分析 (3/3)



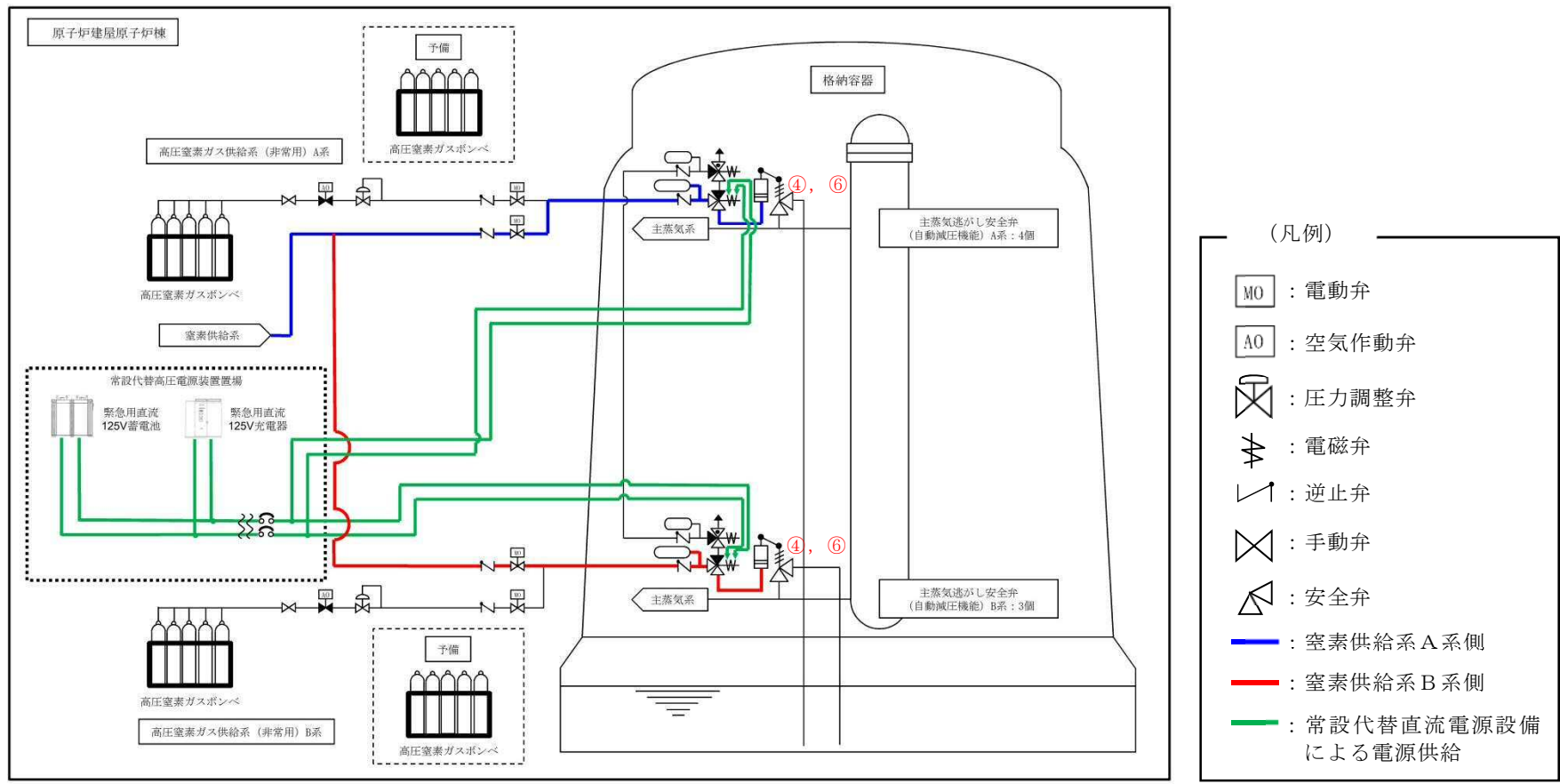
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④	代替逃がし安全弁駆動装置排気ライン止め弁	⑧※1	代替逃がし安全弁駆動装置室素供給弁
⑦	逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	⑧※2, ※3	格納容器隔離弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.3-2図 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧 概要図

		経過時間 (分)												備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120			
手順の項目	実施箇所・必要要員数	代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧 101分														
代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1													減圧開始操作	
	運転員等 (当直運転員) (現場)	2														減圧確認
							移動									
							系統構成									

第 1.3-3 図 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧 タイムチャート



操作手順	弁名称
④, ⑥	逃がし安全弁 (自動減圧機能)

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

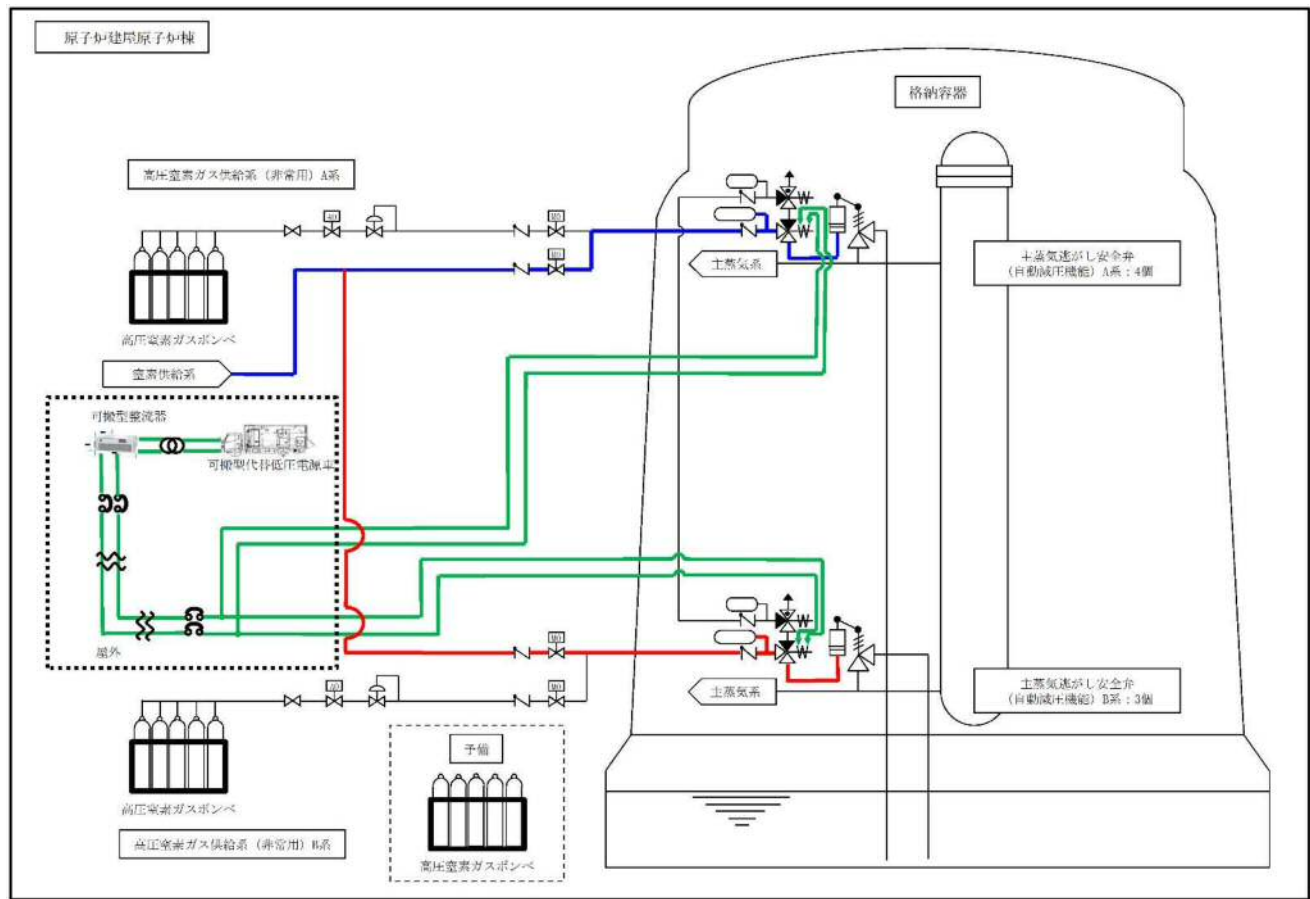
注：常設直流電源設備による電源供給については、逃がし安全弁 (自動減圧機能) 用電磁弁 A 系への供給を示す。

第1.3-4図 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 概要図

		経過時間 (分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 5分										
常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1					必要な負荷の電源切替操作					
							減圧開始操作					
							↓					

第1.3-5図 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 タイムチャ

ート



(凡例)

- MO : 電動弁
- AO : 空気作動弁
- : 圧力調整弁
- : 電磁弁
- : 逆止弁
- : 手動弁
- : 安全弁
- (Blue line) — : 窒素供給系 A 系側
- (Red line) — : 窒素供給系 B 系側
- (Green line) — : 可搬型代替直流電源設備による電源供給

注：可搬型直流電源設備による電源供給については、逃がし安全弁（自動減圧機能）用電磁弁 A 系への供給を示す。

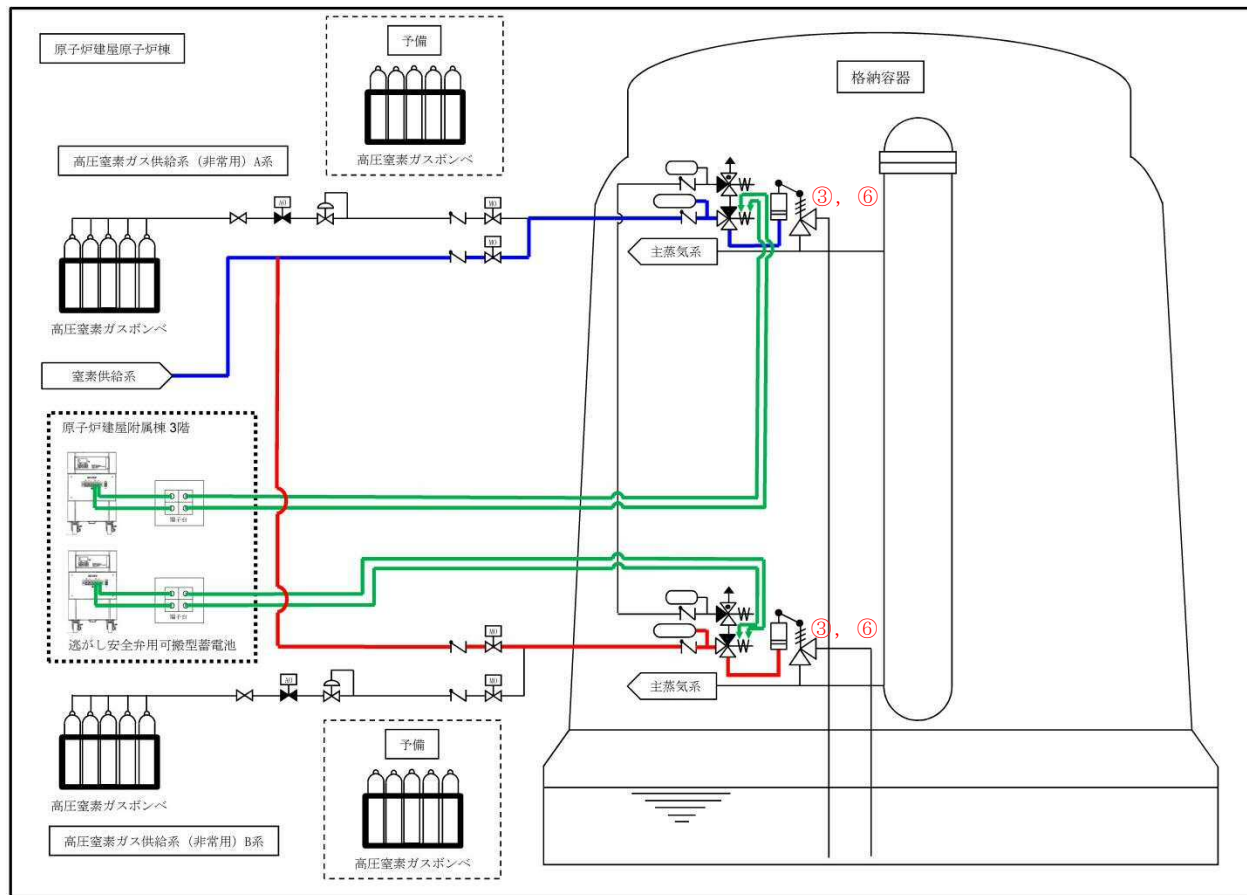
操作手順	弁名称
④, ⑥	逃がし安全弁（自動減圧機能）

記載例 : 操作手順番号を示す。

第1.3-6図 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 概要図

		経過時間 (分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 5分										
可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1					必要な負荷の電源切替操作					
							減圧開始操作					
							→					

第1.3-7図 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 タイムチャート



(凡例)

- MO : 電動弁
- AO : 空気作動弁
- : 圧力調整弁
- : 電磁弁
- : 逆止弁
- : 手動弁
- : 安全弁
- (Blue) — : 窒素供給系 A 系側
- (Red) — : 窒素供給系 B 系側
- (Green) — : 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による電源供給

注：逃がし安全弁用可搬型蓄電池による電源供給については、逃がし安全弁（自動減圧機能）用電磁弁 A 系への供給を示す。

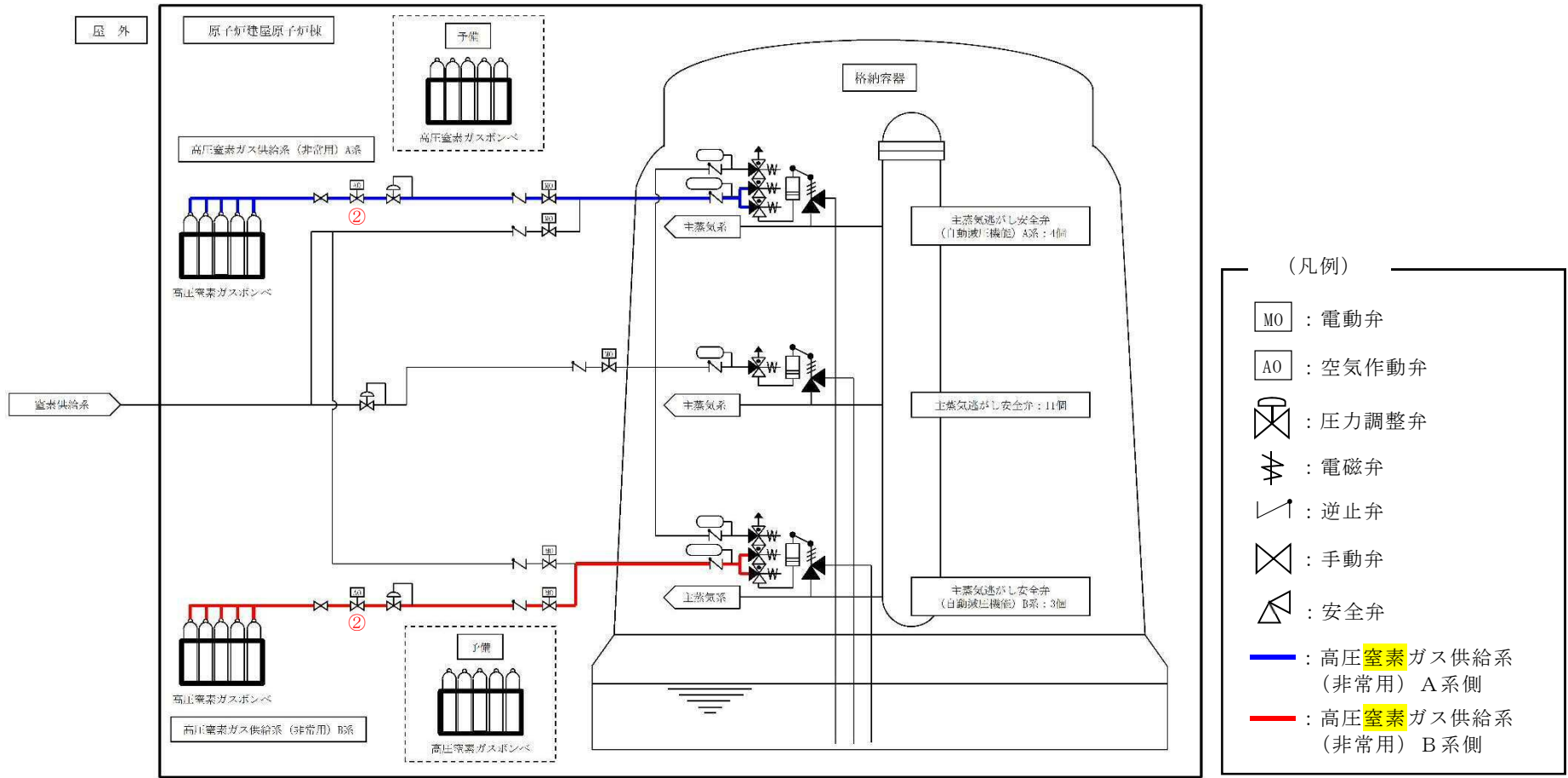
操作手順	弁名称
③, ⑥	逃がし安全弁（自動減圧機能）

記載例 : 操作手順番号を示す。

第1.3-8図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復 概要図

		経過時間 (分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90			
手順の項目	実施箇所・必要要員数	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復 56分											
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	可搬型計測器接続										
						可搬型蓄電池, ケーブル接続							
						減圧開始操作							
						減圧確認							

第1.3-9図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復 タイムチャート



操作手順	弁名称
②	高圧窒素ガスポンベ供給止め弁

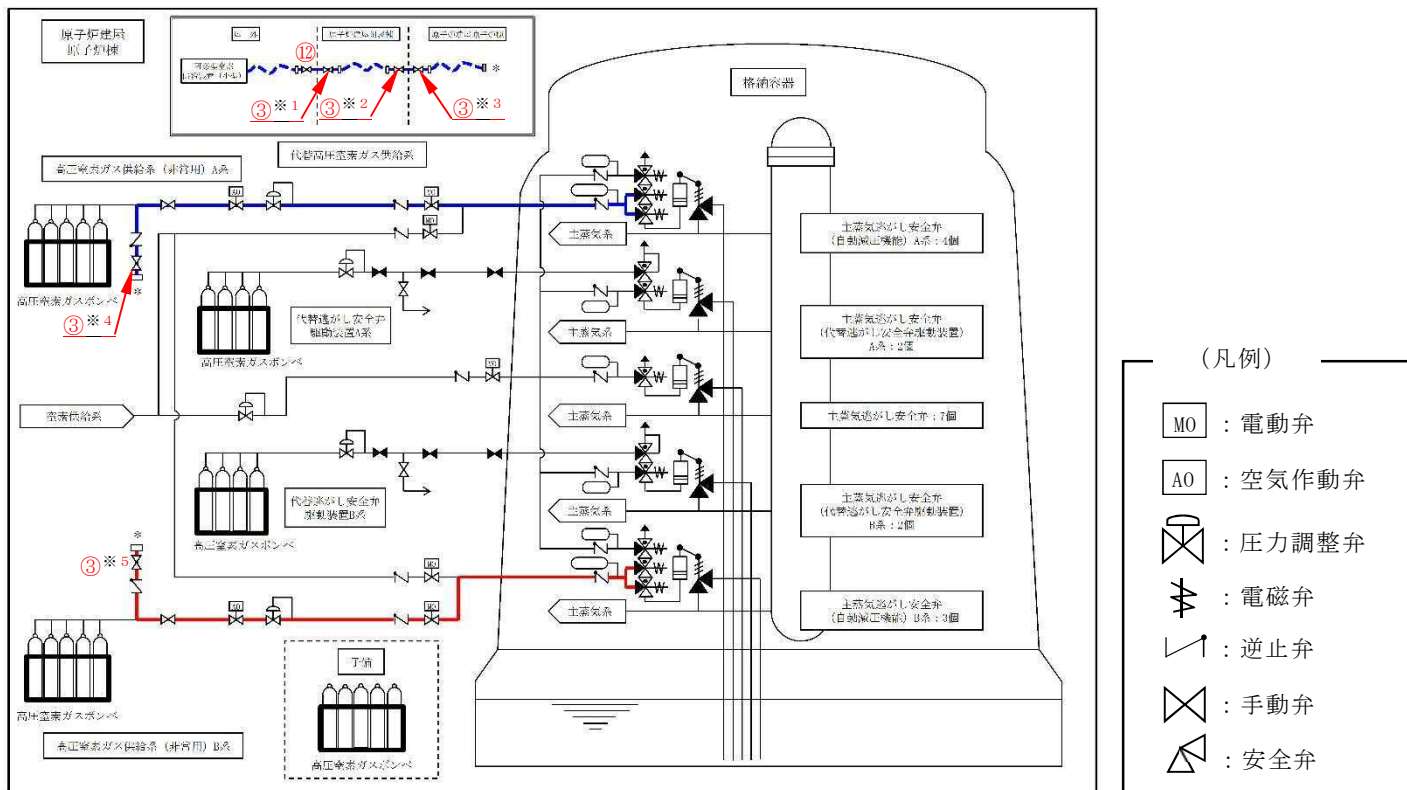
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第 1.3-10 図 高圧窒素ガス供給系 (非常用) による窒素確保 概要図

		経過時間 (分)										備考	
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5			
手順の項目	実施箇所・必要員数	1分 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保											
高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保 【不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系（非常用）への切替】	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	1	警報確認，系統構成確認										

		経過時間 (分)										備考	
		10	20	30	40	250	260	270	280	290			
手順の項目	実施箇所・必要員数	高圧窒素ガスポンベ圧力低警報発生 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保 281分											
高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保 【高圧窒素ガス供給系（非常用）高圧窒素ガスポンベ切替】	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	1	警報確認										
	運転員等 （当直運転員） （現場）		2	移動，ポンベ交換操作									

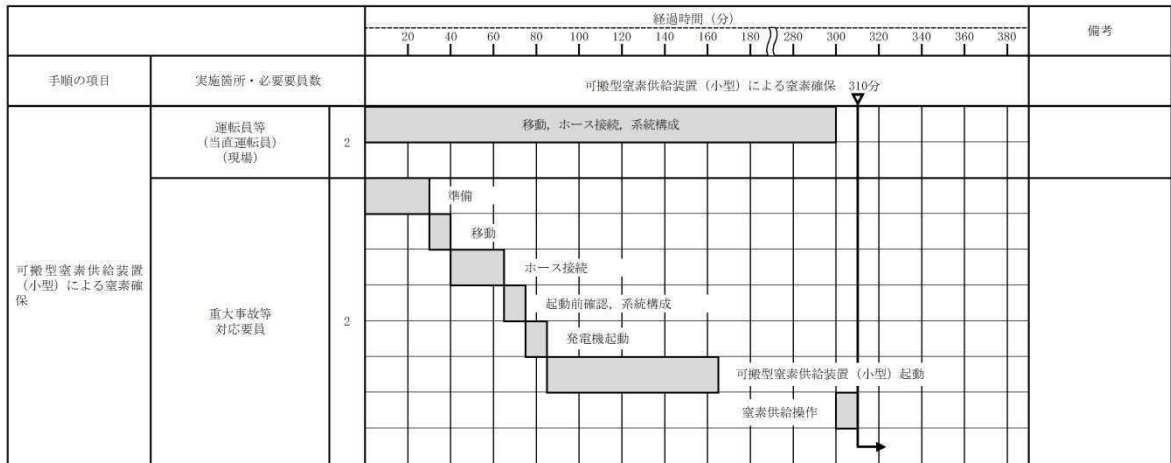
第 1.3-11 図 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保 タイムチャート



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
③※1	代替高圧窒素ガス原子炉建屋内側隔離弁	③※4	代替高圧窒素ガス供給弁 A
③※2	代替高圧窒素ガス原子炉棟外側隔離弁	③※5	代替高圧窒素ガス供給弁 B
③※3	代替高圧窒素ガス原子炉棟内側隔離弁	⑫	代替高圧窒素ガス原子炉建屋外側隔離弁

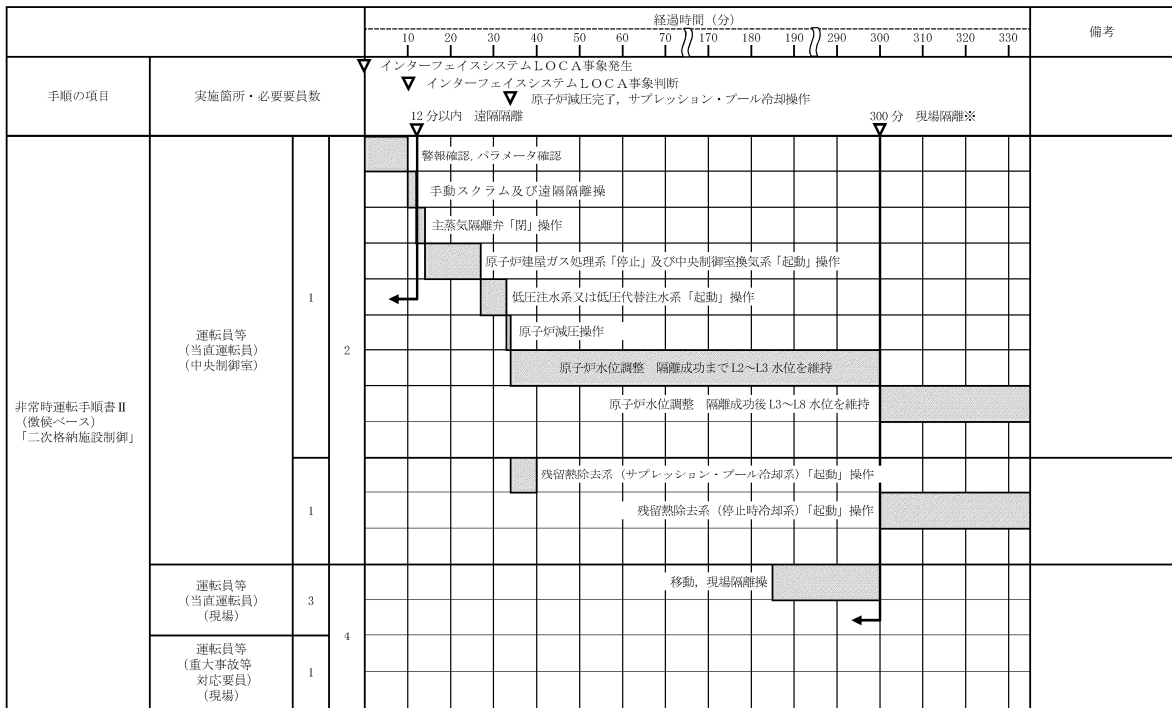
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.3-12 図 可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保 概要図



第 1.3-13 図 可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保 タイム

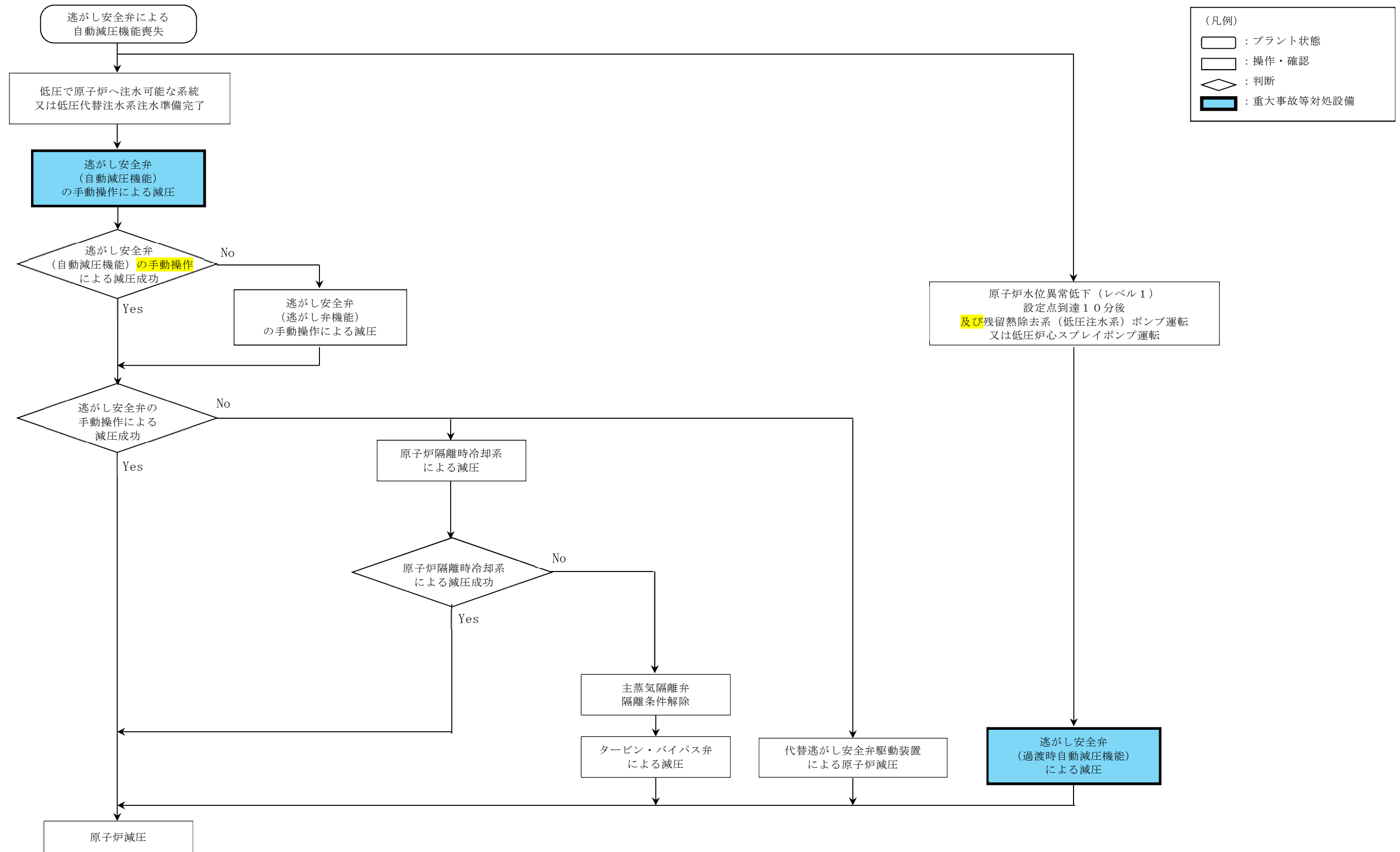
チャート



※：漏えい量によらず，現場での隔離操作の所要時間は300分以内と想定する。

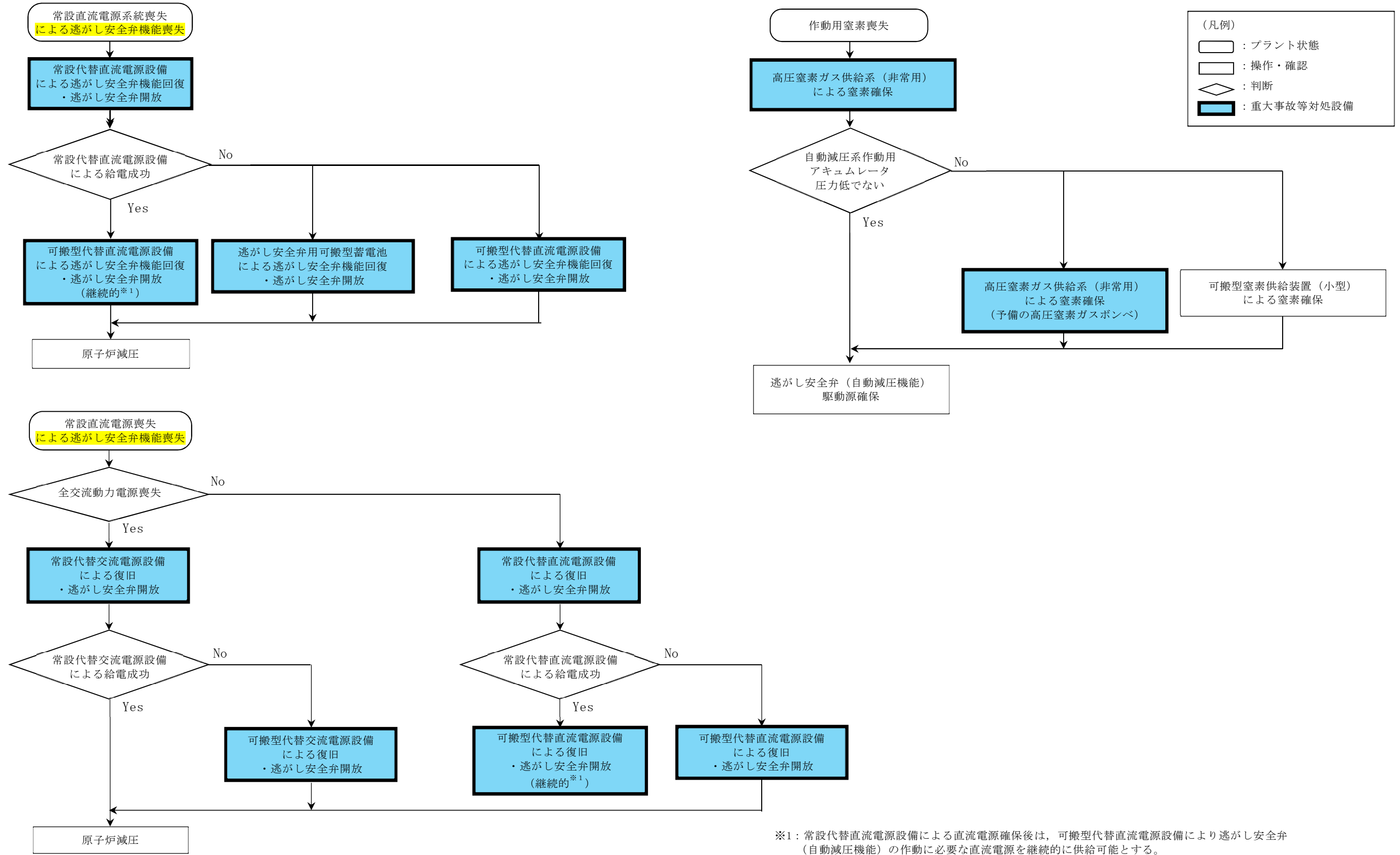
第 1.3-14 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「二次格納施設制御」 タイムチャート（中央制御室からの遠隔操作による漏えい箇所の隔離ができない場合）

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



第 1.3-15 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)

(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第 1.3-15 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/9)

技術的能力審査基準 (1.3)	番号	設置許可基準規則 (第 46 条)	技術基準規則 (第 61 条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑦
<p>【解釈】 1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第 46 条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第 61 条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁 (逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合)) を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	②	<p>(1) ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること (BWR の場合)。</p>	<p>(1) ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること (BWR の場合)。</p>	⑧
<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。</p>	③	<p>(2) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁 (逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合)) を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p>	<p>(2) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁 (逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合)) を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p>	⑨
<p>c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。</p>	④	<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p>	<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p>	⑩
<p>(2) 復旧 a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。</p>	⑤			
<p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR) a) SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。 (PWR の場合)</p>	—	<p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p>	<p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p>	⑪
<p>(4) インターフェイスシステム LOCA (ISLOCA) a) ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合) を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	⑥			

※1: 逃がし安全弁 (過渡時自動減圧機能) の対象はB及びCである。

※2: 代替逃がし安全弁駆動装置の対象はA, G, S及びVである。

※3: 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/9）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備				自主対策設備		
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
原子炉減圧の自動化	過渡時自動減圧機能	既設	① ⑦ ⑧	-		
	逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）※1	既設				
	逃がし安全弁（安全弁機能）	既設				
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設				
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				
	非常用交流電源設備	既設				
	燃料補給設備	既設				
手動による原子炉減圧（逃がし安全弁による減圧①）	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設	① ⑦	-		逃がし安全弁（逃がし弁機能）
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設				主蒸気系配管・クエンチャ
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				逃がし弁機能用アキュムレータ
	所内常設直流電源設備	既設				所内常設直流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				常設代替交流電源設備
	可搬型代替交流電源設備	新設				可搬型代替交流電源設備
	常設代替直流電源設備	新設				常設代替直流電源設備
	可搬型代替直流電源設備	新設				可搬型代替直流電源設備
	燃料補給設備	新設				燃料補給設備

※1：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。

※2：代替逃がし安全弁駆動装置の対象はA，G，S及びVである。

※3：逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/9)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
-	-	-	-	-	(原子炉隔離時冷却系による減圧)	原子炉隔離時冷却系ポンプ
						復水貯蔵タンク
						原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁
						主蒸気系配管・弁
						補給水系配管・弁
						所内常設直流電源設備
					(タービン・バイパス弁による減圧)	タービン・バイパス弁
						タービン制御系
						-
					代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧	代替逃がし安全弁駆動装置
						逃がし安全弁 (逃がし弁機能) *2
						主蒸気系配管・クエンチャ

※1 : 過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。

※2 : 代替逃がし安全弁駆動装置の対象はA, G, S及びVである。

※3 : 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/9）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	常設代替直流電源装置	新設	① ② ⑦ ⑨	-		
	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設				
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設				
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				
可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型代替直流電源設備	新設	① ② ⑦ ⑨	-		
	燃料補給設備	新設				
	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設				
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設				
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	新設	① ② ⑦ ⑨	-		
	逃がし安全弁（自動減圧機能）※3	既設				
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設				
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				

※1：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。

※2：代替逃がし安全弁駆動装置の対象はA，G，S及びVである。

※3：逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5/9）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
高圧窒素ガス供給系（非常用） による窒素確保	高圧窒素ガスポンペ	既設 新設	① ③ ⑦ ⑩	-	可搬型窒素供給装置（小型） による窒素確保	可搬型窒素供給装置（小型）
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				燃料補給設備
	高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁	既設				自動減圧機能用アキュムレータ
	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設				高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁
-	-	-	-	逃がし安全弁（自動減圧機能）		
代替直流電源設備 による復旧①	常設代替直流電源設備	新設	① ⑤ ⑦	-	代替直流電源設備 による復旧	常設代替直流電源設備
	可搬型代替直流電源設備	新設				可搬型代替直流電源設備
	燃料補給設備	新設				燃料補給設備
	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設				逃がし安全弁（逃がし弁機能）
代替交流電源設備 による復旧②	常設代替交流電源設備	新設	① ⑤ ⑦	-	代替交流電源設備 による復旧	常設代替交流電源設備
	可搬型代替交流電源設備	新設				可搬型代替交流電源設備
	燃料補給設備	新設				燃料補給設備
	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設				逃がし安全弁（逃がし弁機能）

- ※1： 過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。
- ※2： 代替逃がし安全弁駆動装置の対象はA，G，S及びVである。
- ※3： 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6/9）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
炉心損傷時における格納容器囲気直接加熱の防止①	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設	① ⑦	-	炉心損傷時における格納容器囲気直接加熱の防止②	逃がし安全弁（逃がし弁機能）
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設				主蒸気系配管・クエンチャ
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				逃がし弁機能用アキュムレータ
	-	-	-	-		
インターフェイスシステムLOCA発生時の対応①	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設	① ⑥ ⑦	-	インターフェイスシステムLOCA発生時の対応②	逃がし安全弁（逃がし弁機能）
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設				主蒸気系配管・クエンチャ
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設				逃がし弁機能用アキュムレータ
	高压炉心スプレイ系注入弁	既設				高压炉心スプレイ系注入弁
	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	既設				原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
	低压炉心スプレイ系注入弁	既設				低压炉心スプレイ系注入弁
	残留熱除去系注入弁 (A)	既設				残留熱除去系A系注入弁
	残留熱除去系注入弁 (B)	既設				残留熱除去系B系注入弁
残留熱除去系注入弁 (C)	既設	残留熱除去系C系注入弁				
逃がし安全弁の 背圧対策	高压窒素ガスポンペ	既設 新設	① ④ ⑦ ⑪	-	-	-
	高压窒素ガス供給系（非常用）配管・弁	既設				-

- ※1：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。
- ※2：代替逃がし安全弁駆動装置の対象はA，G，S及びVである。
- ※3：逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7/9）

技術的能力審査基準（1.3）	適合方針
<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備である逃がし安全弁（自動減圧機能）が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止する手段として、逃がし安全弁による原子炉を減圧するために必要な手順等を整備する。</p> <p>また、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止する手段として、逃がし安全弁による原子炉を減圧するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】 1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p>—</p>
<p>(1) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWR の場合）又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	<p>設計基準事故対処設備である自動減圧機能が常設直流電源系統喪失により使用できない場合には、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう手順等を整備する。</p>

※1：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。

※2：代替逃がし安全弁駆動装置の対象はA，G，S及びVである。

※3：逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。

審査基準，基準規則との対応表（8／9）

技術的能力審査基準（1.3）	適合方針
<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。</p>	<p>設計基準対象施設である（逃がし弁機能）又は設計基準事故対処設備である逃がし安全弁（自動減圧機能）が逃がし安全弁作動用窒素喪失により使用できない場合は、高圧窒素ガス供給系（非常用）又は可搬型窒素供給装置（小型）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素を供給し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう手順等を整備する。</p>
<p>c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。</p>	<p>想定される重大事故等の環境条件を考慮し、格納容器内圧力が設計圧力の2倍の状態（620kPa [gage] (2Pd)）となった場合においても確実に逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることができるように、あらかじめ供給圧力を設定している。</p>
<p>(2) 復旧 a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。</p>	<p>設計基準事故対処設備である自動減圧機能が常設直流電源喪失により使用できない場合には、代替直流電源（常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備）及び代替交流電源（常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備）により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう手順等を整備する。</p> <p>なお、電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>

※1：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。

※2：代替逃がし安全弁駆動装置の対象はA，G，S及びVである。

※3：逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。

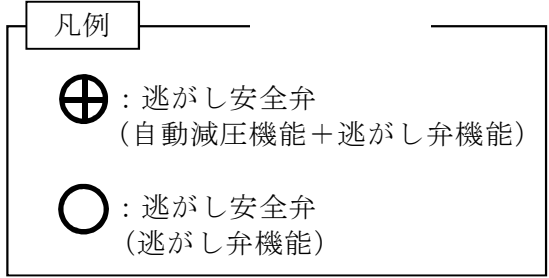
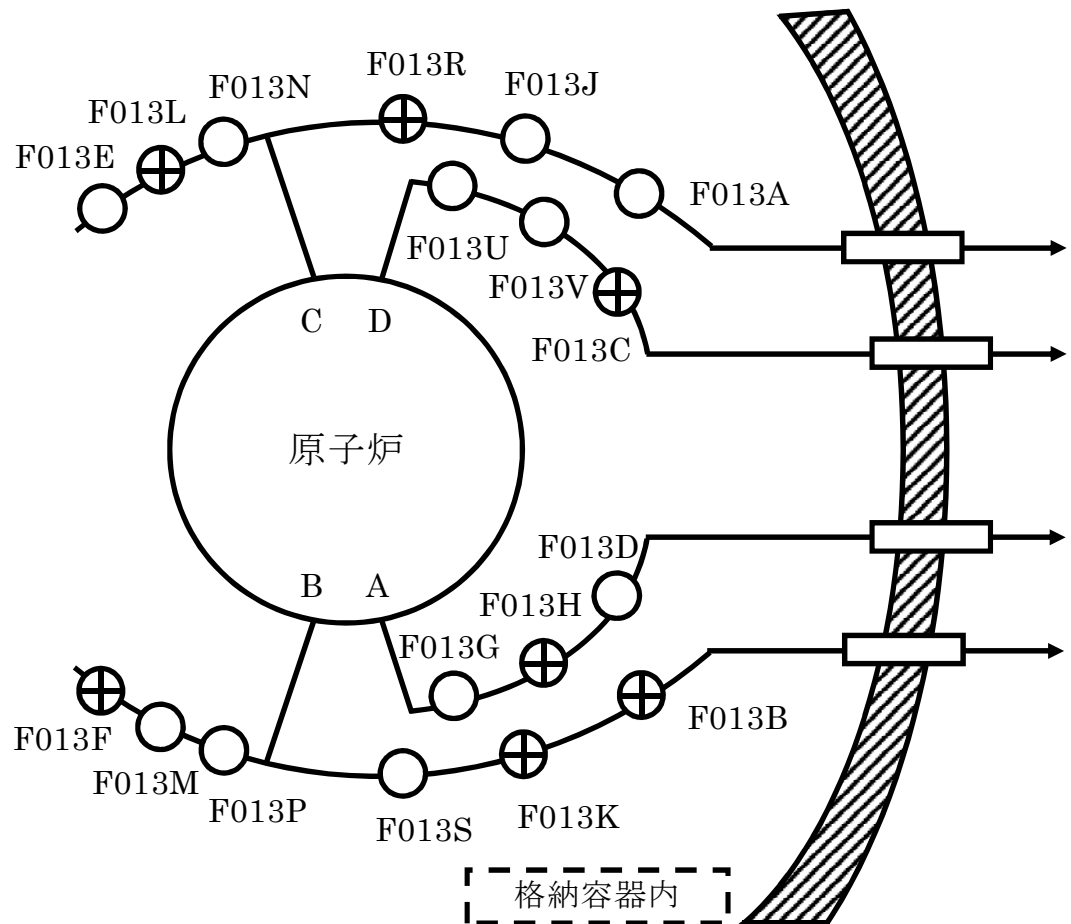
審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (9/9)

技術的能力審査基準 (1.3)	適合方針
<p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR)</p> <p>a) SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。(PWR の場合)</p>	<p>対象外</p>
<p>(4) インターフェイスシステム LOCA (ISLOCA)</p> <p>a) ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合) を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	<p>インターフェイスシステム LOCA 発生時には、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離し、原子炉冷却材の漏えいを抑制する。また、損傷箇所の隔離ができない場合、逃がし安全弁を作動させることにより原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制する手順等を整備する。</p>

※1: 過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。

※2: 代替逃がし安全弁駆動装置の対象はA, G, S及びVである。

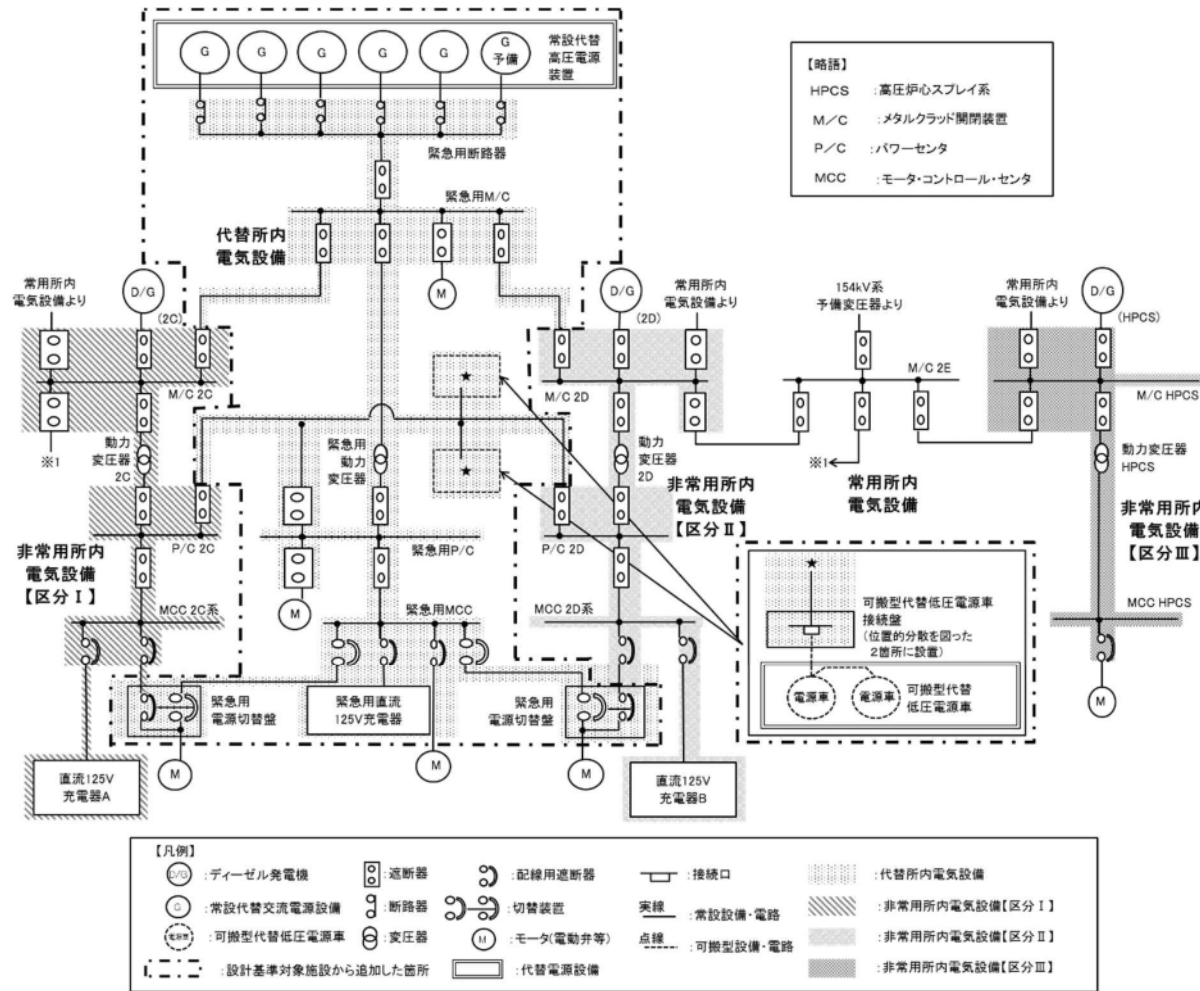
※3: 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。



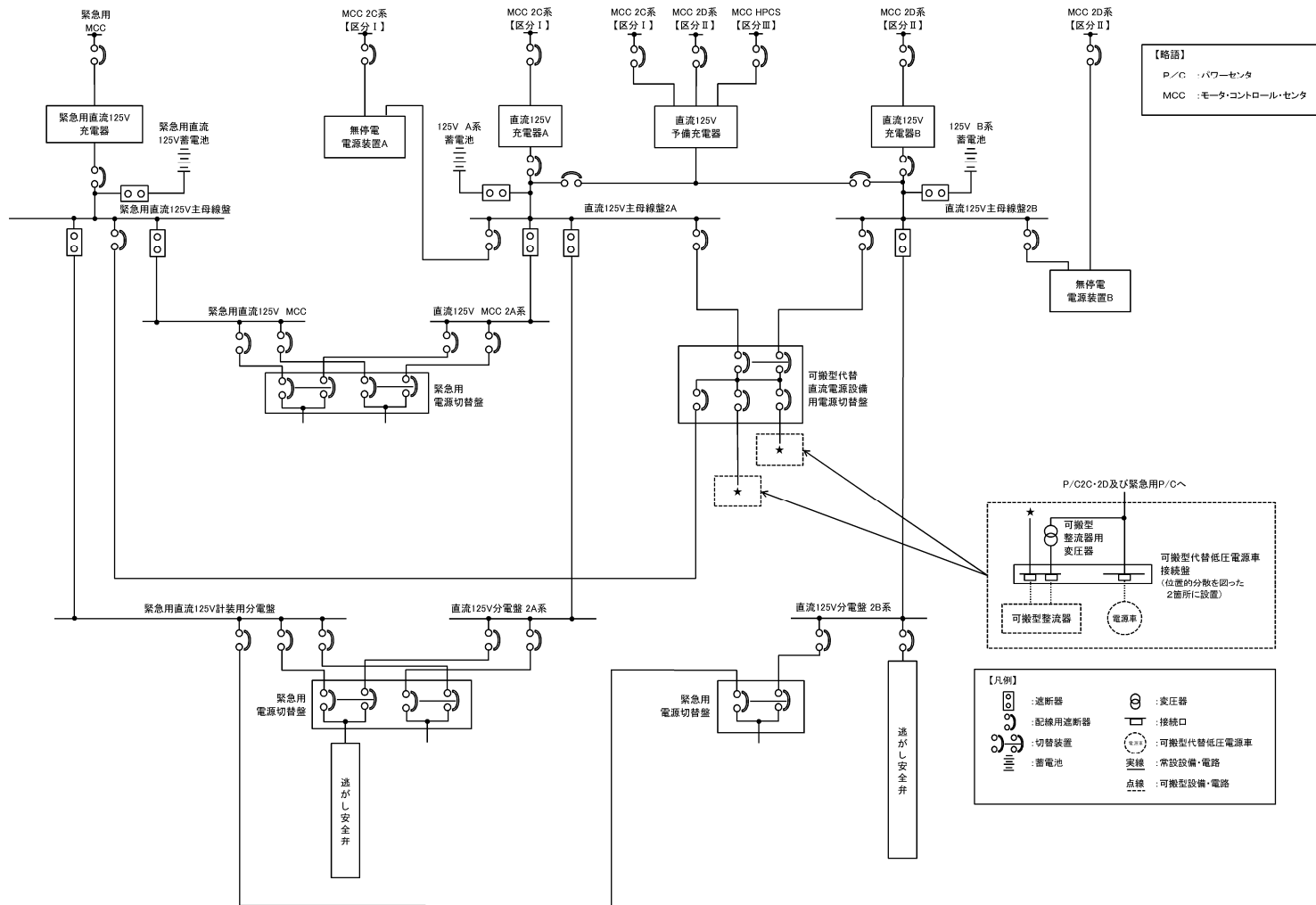
第 1 図 逃がし安全弁の配置図

第1表 対応手段と逃がし安全弁の対象

対応手段	逃がし弁機能			備考
	—	自動減圧機能		
	(A) (D) (E) (G) (J) (M) (N) (P) (S) (U) (V)	(C) (H) (K) (L)	(B) (F) (R)	
原子炉減圧の自動化 (過渡時自動減圧機能による減圧)		○	○	(B) (C)が対象
原子炉減圧の自動化 (安全弁機能による減圧)	○	○	○	
手動による原子炉減圧 (逃がし安全弁による減圧)	○	○	○	
代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧	○			(A) (G) (S) (V)が対象
常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復		○	○	
可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復		○	○	
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復		○	○	7個のうち2個が対象
高圧窒素ガス供給系 (非常用)による窒素確保		○	○	
可搬型窒素供給装置 (小型)による窒素確保		○	○	
代替直流電源設備による復旧	○	○	○	
代替交流電源設備による復旧	○	○	○	



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）

重大事故対策の成立性

1. 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧

(1) 操作概要

代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧が必要な状況において、原子炉建屋原子炉棟地下1階まで移動するとともに、系統構成を実施し、代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁（逃がし弁機能）の電磁弁排気ポートへ窒素を供給することで逃がし安全弁を開放する。

(2) 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地下1階（管理区域）

(3) 必要要員数及び操作時間

代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁開放における、現場での系統構成、減圧操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：100分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

(4) 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性　：設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。

2. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保

(1) 予備の高圧窒素ガスボンベへの交換

a. 操作概要

予備の高圧窒素ガスボンベへの交換が必要な状況において、原子炉建屋原子炉棟地上3階まで移動するとともに、予備の高圧窒素ガスボンベを運搬して使用済みの高圧窒素ガスボンベと交換を実施した後、予備の高圧窒素ガスボンベに切り替えて逃がし安全弁（自動減圧機能）へ窒素を供給する。

b. 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上3階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

高圧窒素ガス供給系（非常用）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保における、予備の高圧窒素ガスボンベへの交換に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：280分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能で

ある。

操作性 : 設置未完のため, 設置工事完了後, 操作性について検証する。

連絡手段 : 携行型有線通話装置, 電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末), 送受話器のうち, 使用可能な設備により, 中央制御室との連絡が可能である。

3. 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保

(1) 系統構成

a. 操作概要

可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保が必要な状況において、原子炉建屋廃棄物処理棟地上1階、原子炉建屋原子炉棟地上1階及び原子炉建屋原子炉棟地上3階まで移動するとともに、ホースの接続及び系統構成を実施した後、逃がし安全弁（自動減圧機能）へ窒素を供給する。

b. 作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟地上1階、原子炉建屋原子炉棟地上1階及び原子炉建屋原子炉棟地上3階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保における、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：300分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

（当該設備は，設置未完のため実績時間なし）

原子炉建屋廃棄物処理棟地上1階：4分以内（操作対象：2弁）

原子炉建屋原子炉棟地上1階：2分以内（操作対象：1弁）

原子炉建屋原子炉棟地上3階：4分以内（操作対象：2弁）

d. 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。

(2) 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保

a. 操作概要

可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保が必要な状況において、原子炉建屋付属棟東側屋外に可搬型窒素供給装置（小型）を配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に接続して可搬型窒素供給装置（小型）により逃がし安全弁（自動減圧機能）へ窒素を供給する。

b. 作業場所

原子炉建屋付属棟東側屋外（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保における、現場でのホース接続、系統構成、窒素供給操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

所要時間目安：310分以内（放射線防護具着用、移動及びホース敷設を含む）

（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

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

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

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



可搬型窒素供給装置 (小型) 起動



可搬型窒素供給装置 (小型) 系統構成

4. インターフェイスシステム L O C A 発生時の漏えい停止操作（残留熱除去系の場合）

(1) 操作概要

インターフェイスシステム L O C A 発生時の漏えい停止操作が必要な状況において、中央制御室からの遠隔操作により隔離ができない場合は、逃がし安全弁により原子炉を減圧して原子炉建屋原子炉棟への原子炉冷却材漏えいを抑制した後、原子炉建屋原子炉棟地上3階まで移動し、現場での人力による隔離操作により漏えいを停止する。

(2) 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上3階（管理区域）

(3) 必要要員数及び操作時間

インターフェイスシステム L O C A 発生時の残留熱除去系からの漏えい停止操作における、現場での隔離操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 4名（運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）4名）

所要時間目安 : 115分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

原子炉建屋原子炉棟地上3階 : 23分以内（操作対象 : 1弁）

(4) 操作の成立性について

作業環境 : 操作現場の温度は作業時間において約41℃程度、湿

度は100%程度となる可能性があるが、放射線防護具（PVA，アノラック，個人線量計，長靴・胴長靴，自給式呼吸用保護具，綿手袋，ゴム手袋）を着用することにより作業可能である。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性：通常の弁操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。



現場手動隔離操作
(放射線防護具着用)



自給式呼吸用保護具



自給式呼吸用保護具着用状態

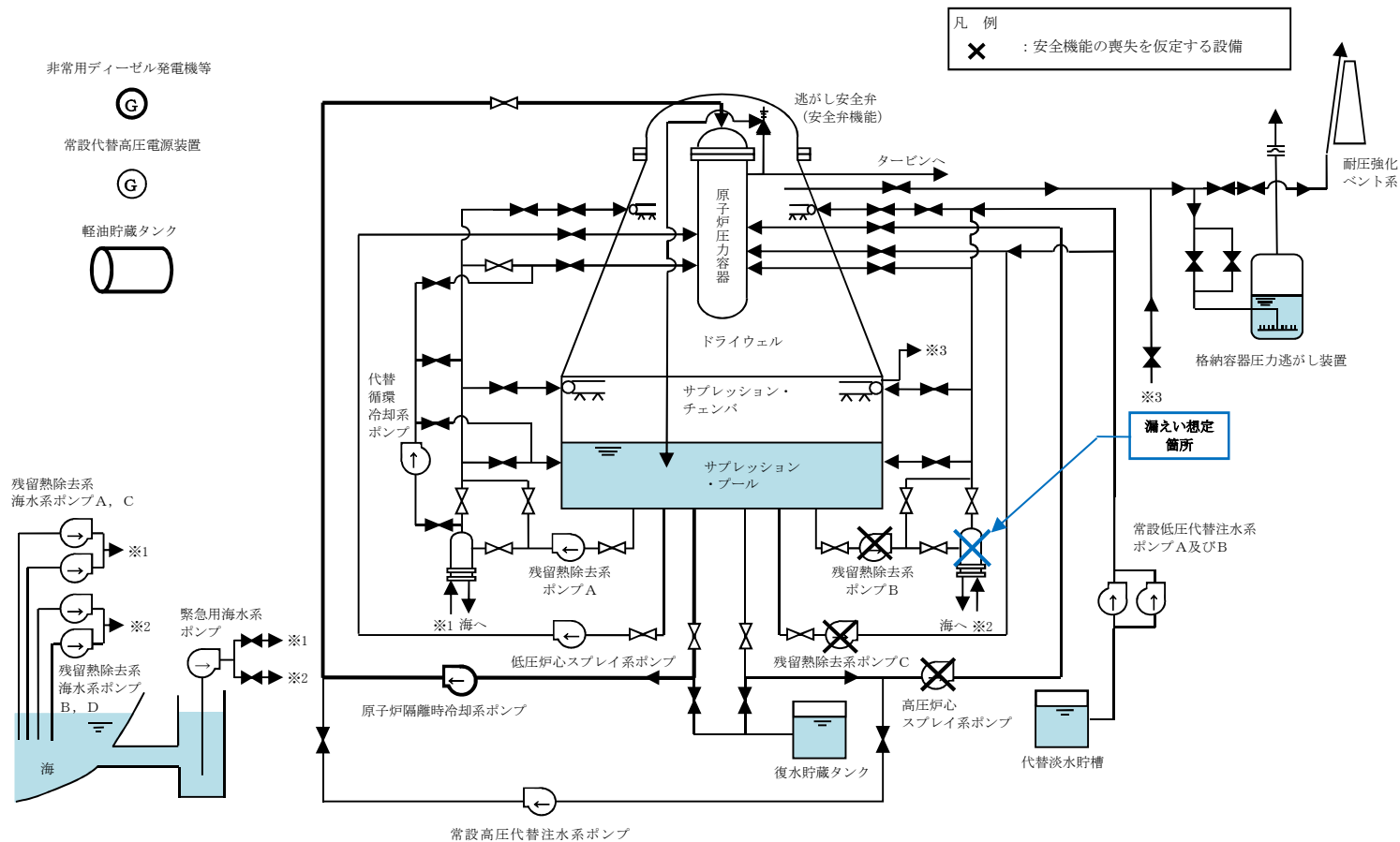
(前面)



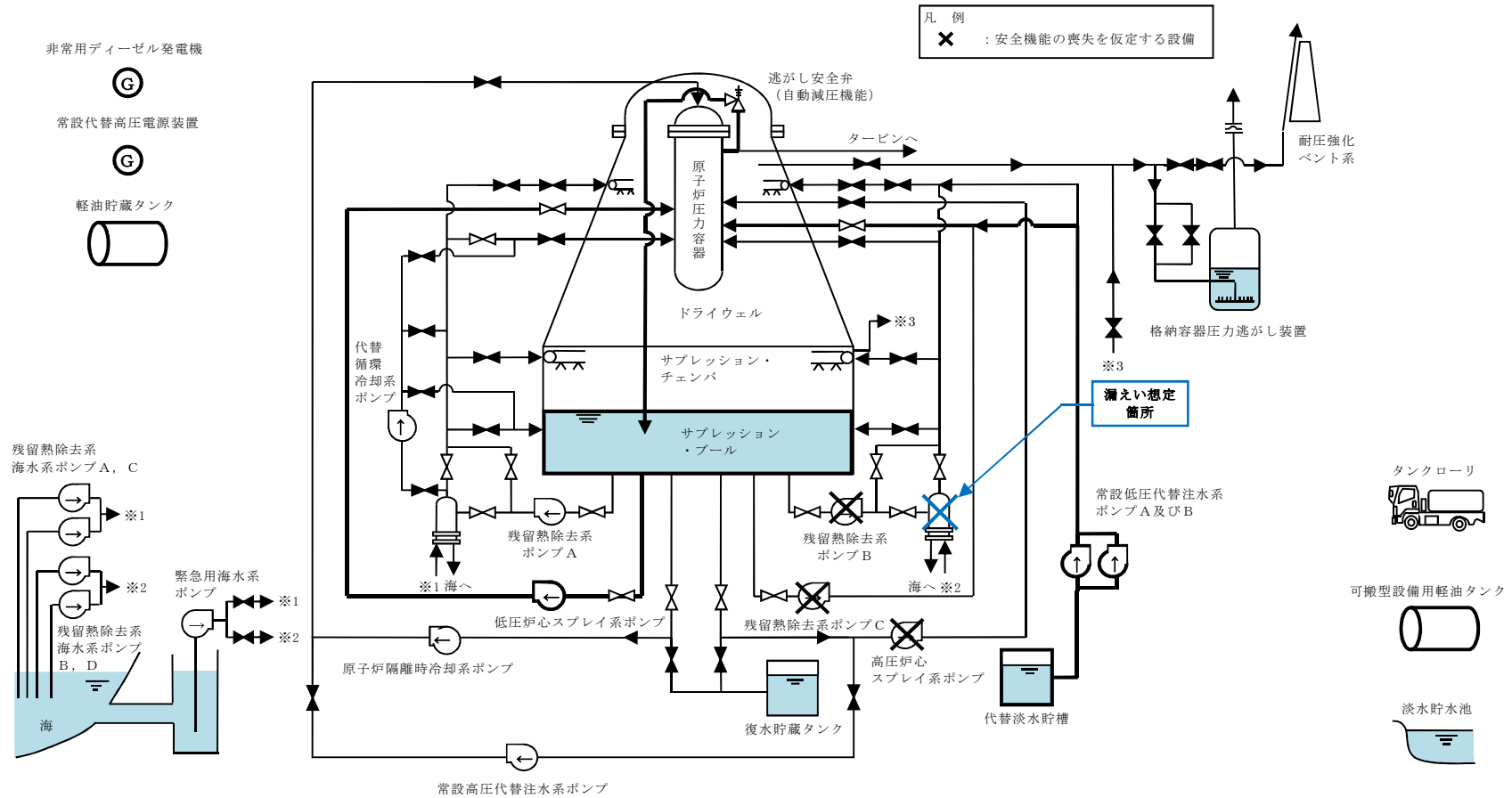
自給式呼吸用保護具着用状態

(後面)

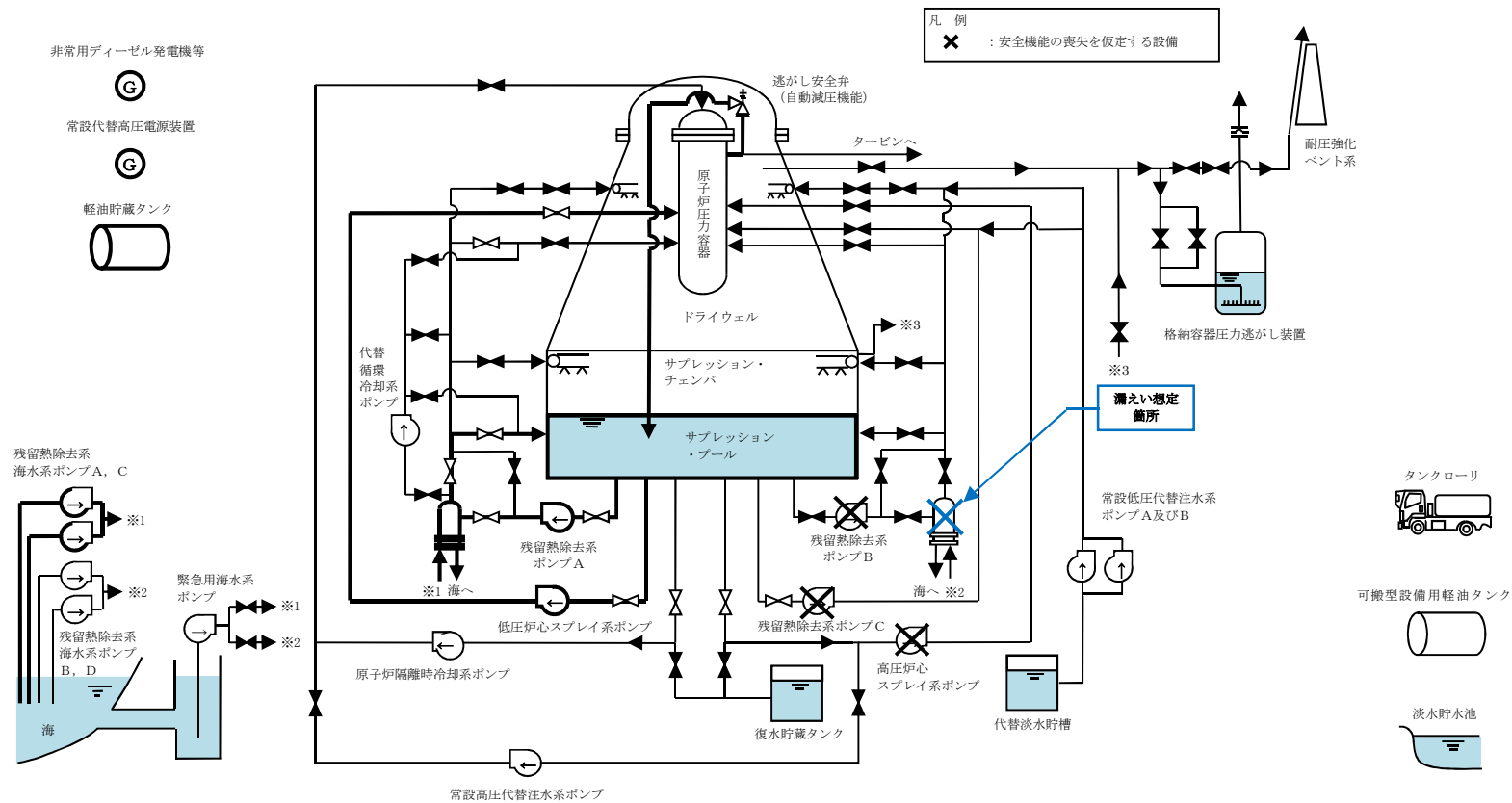
インターフェイスシステムLOCA時の概要図



第1図 格納容器バイパス (ISLOCA) 時の重大事故等対策の概要図
(原子炉隔離時冷却系による原子炉注水段階)



第2図 格納容器バイパス (ISLOCA) 時の重大事故等対策の概略系統図 (2/3)
 (漏えい抑制のための原子炉減圧後の低压炉心スプレイ系及び低压代替注水系
 (常設) による原子炉注水段階)



第3図 格納容器バイパス (ISLOCA) 時の重大事故等対策の概要図
 (隔離成功後の低圧炉心スプレイ系による原子炉注水
 及び残留熱除去系による格納容器除熱段階)

インターフェイスシステム L O C A 発生時の破断面積及び現場環境等について

1. 評価対象系統について

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）」（以下「I S L O C A」という。）では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続し格納容器外に敷設された配管を有する系統において、高圧設計部分と低圧設計部分を分離する隔離弁の誤開放等により低圧設計部分が過圧され、格納容器外での原子炉冷却材の漏えいが発生することを想定する。

I S L O C A の評価対象となる系統は、確率論的リスク評価（以下「P R A」という。）での対象系統の選定の考え方に従い以下の条件を基に選定している。原子炉冷却材圧力バウンダリに接続し格納容器外に敷設された配管を第 1 図に、P R A での選定結果を第 1 表に示す。

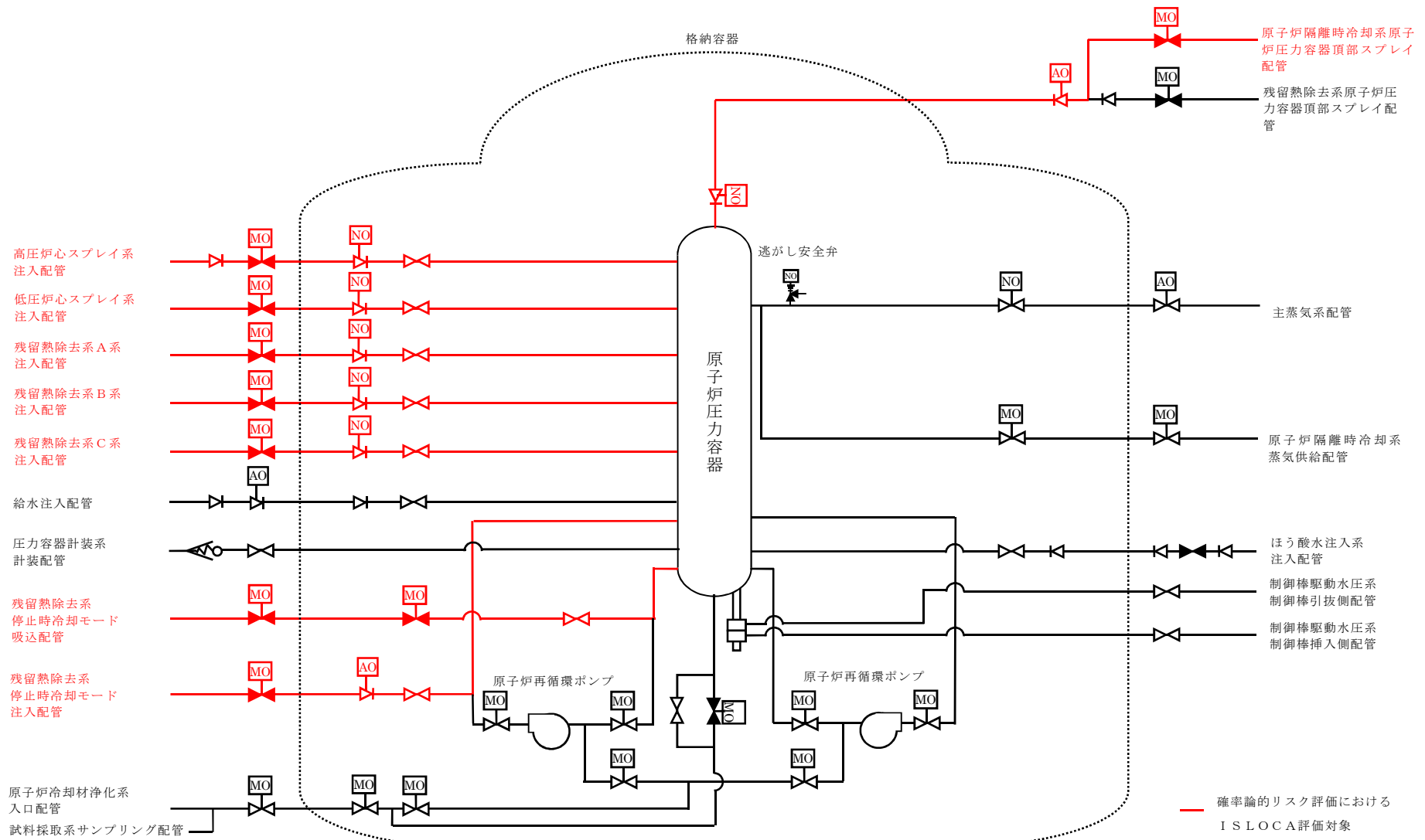
- ①出力運転中に高圧設計部と低圧設計部とを分離する隔離弁が閉止されており、隔離弁の誤開放等により低圧設計部が過圧されることで I S L O C A 発生の可能性のある系統を選定
- ②閉状態の弁が直列に 4 弁以上設置されている系統は発生頻度の観点で除外
P R A において選定された対象系統のうち、残留熱除去系停止時冷却モード配管については、通常運転中に隔離弁の開閉試験を実施しない系統であるため、対象外とした。なお、仮に残留熱除去系停止時冷却モード吸込配管にて I S L O C A が発生した場合は、原子炉圧力はサプレッション・プールに放出されるため系統が加圧されることはなく、残留熱除去系停止時冷却モード原子炉圧力容器戻り配管にて I S L O C A が発生した場合は、系統加圧状態が注入配管にて発生した場合と同じとなることから、注入配

管にて I S L O C A 発生を想定した場合の構造健全性評価に包含される。

以上により， I S L O C A の評価対象としては，以下が選定された。

- ・ 高圧炉心スプレイ系
- ・ 原子炉隔離時冷却系
- ・ 低圧炉心スプレイ系
- ・ 残留熱除去系（低圧注水系）（A系， B系）
- ・ 残留熱除去系（低圧注水系）（C系）

これらの評価対象に対して構造健全性評価を実施し，この結果に基づき有効性評価における破断面積を設定する。



第 1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続し、格納容器外に敷設されている配管

第1表 PRAでのISLOCAの評価対象の選定結果

系統名	原子炉冷却材圧力バウンダリに接続されている配管	選定結果	備考
給水系	給水系注入配管	対象外 ^{※1}	通常運転時に隔離弁が開状態となっており、隔離弁の誤開放等により発生するISLOCA評価の対象外
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ注入配管	評価対象	—
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系原子炉压力容器頂部スプレイ配管	評価対象	—
	原子炉隔離時冷却系蒸気供給配管	対象外 ^{※1}	通常運転時に隔離弁が開状態となっており、隔離弁の誤開放等により発生するISLOCA評価の対象外
低圧炉心スプレイ系	低圧炉心スプレイ系注入配管	評価対象	—
残留熱除去系（A, B, C）	残留熱除去系原子炉注入配管	評価対象	—
残留熱除去系（A, B）	残留熱除去系停止時冷却モード吸込配管	評価対象	—
	残留熱除去系停止時冷却モード原子炉压力容器戻り配管	評価対象	—
残留熱除去系（A）	残留熱除去系原子炉压力容器頂部スプレイ配管	対象外 ^{※2}	閉状態の弁が直列に4弁設置されておりISLOCAの発生頻度が十分低いため対象外
制御棒駆動水圧系	制御棒駆動水圧系制御棒挿入側配管	対象外 ^{※1}	通常運転時に隔離弁が開状態となっており、隔離弁の誤開放等により発生するISLOCA評価の対象外
	制御棒駆動水圧系制御棒引抜側配管	対象外 ^{※1}	
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系注入配管	対象外 ^{※2}	閉状態の弁が直列に4弁設置されておりISLOCAの発生頻度が十分低いため対象外
原子炉冷却材浄化系	原子炉冷却材浄化系入口配管	対象外 ^{※1}	通常運転時に隔離弁が開状態となっており、隔離弁の誤開放等により発生するISLOCA評価の対象外
主蒸気系	主蒸気系配管	対象外 ^{※1}	
原子炉压力容器計装系	原子炉压力容器計装系配管	対象外 ^{※1}	
試料採取系	試料採取系サンプリング配管	対象外 ^{※1}	

※1：出力運転中に高圧設計部と低圧設計部とを分離する隔離弁が閉止されており、隔離弁の誤開放等により低圧設計部が過圧されることでISLOCA発生の可能性のある系統ではないため除外。

※2：閉状態の弁が直列に4弁以上設置されている系統は発生頻度の観点で除外。

2. I S L O C A発生時に低圧設計部に負荷される圧力及び温度条件の設定

1. で選定された I S L O C A の評価対象に対して隔離弁の誤開放等による加圧事象が発生した場合の構造健全性評価を実施した結果、いずれの評価対象においても構造健全性が維持される結果が得られた。いずれの評価対象においても低圧設計部の機器設計は同等であることを踏まえ、以下では加圧範囲に大きなシール構造である熱交換器が設置されている残留熱除去系（A系）に対する構造健全性評価の内容について示す。

残留熱除去系は、通常運転中に原子炉圧力が負荷される高圧設計部と低圧設計部とを内側隔離弁（逆止弁（テストブルチェック弁））及び外側隔離弁（電動弁）の2弁により隔離している。外側隔離弁には、弁の前後差圧が低い場合のみ開動作を許可するインターロックが設けられており、開許可信号が発信した場合は警報が発報する。また、これらの弁の開閉状態は中央制御室にて監視が可能である。本重要事故シーケンスでは、内側隔離弁の内部リーク及び外側隔離弁前後差圧低の開許可信号が誤発信している状態を想定し、この状態で外側隔離弁が誤開放することを想定する。また、評価上は、保守的に逆止弁の全開状態を想定する。

隔離弁によって原子炉定格圧力が負荷されている高圧設計部と低圧設計部が物理的に分離されている状態から隔離弁を開放すると、高圧設計部から低圧設計部に水が移動し、配管内の圧力は最終的に原子炉定格圧力にほぼ等しい圧力で静定する。

一般に、大きな圧力差のある系統間が隔離弁の誤開放等により突然連通した場合、低圧側の系統に大きな水撃力が発生することが知られている。特に低圧側の系統に気相部が存在する場合、圧力波の共振が発生し、大きな水撃力が発生する場合があるが、残留熱除去系は満水状態で運転待機状態にあるため、その懸念はない。また、残留熱除去系以外の非常用炉心冷却系及び原

子炉隔離時冷却系も満水状態で運転待機状態にある。

一方、満水状態であったとしても、隔離弁が急激に開動作する場合は大きな水撃力が発生するが、緩やかな開動作であれば管内で生じる水撃力も緩やかとなり、また、後述するとおり圧力波の共振による大きな水撃力も発生せず、圧力がバランスするまで低圧側の系統が加圧される。

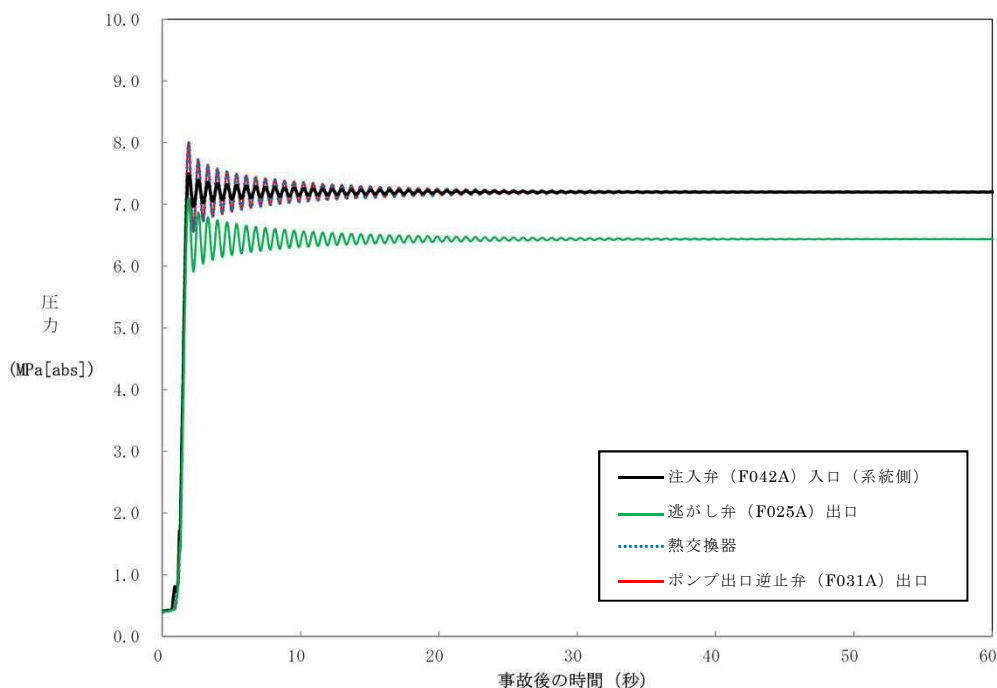
電動弁は、駆動機構にねじ構造やギアボックス等があるため機械的要因では急激な開動作（以下「急開」という。）とはなり難い。また、電動での開放時間は約 10.6 秒であり、電氣的要因でも急開とならないことから、誤開放を想定した場合、水撃作用による圧力変化が大きくなるような急開とはならない。

以上より、残留熱除去系の隔離弁の誤開放等により系統が加圧される場合においても、原子炉圧力を大きく超える圧力は発生しないものと考えられるが、残留熱除去系の逆止弁が全開状態において電動弁が 10.6 秒で全閉から全開する場合の残留熱除去系の圧力推移を T R A C G コードにより評価した。

残留熱除去系過圧時の各部の圧力最大値を第 2 表に、圧力推移図を第 2 図に示す。

第 2 表 残留熱除去系過圧時の各部の圧力最大値

位 置	圧力最大値 (MPa[abs])
注入弁 (F042A) 入口 (系統側)	約 7.50
逃がし弁 (F025A) 入口	約 7.10
熱交換器	約 8.00
ポンプ出口逆止弁 (F031A) 出口	約 8.01



第 2 図 残留熱除去系過圧時の圧力推移

開放直後は、定格運転状態の残留熱除去系の注入弁出口（原子炉压力容器側）の圧力（7.2MPa[abs]）に比べて最大約 0.8MPa 高い圧力（8.01MPa[abs]）まで上昇し、その後、上昇幅は減衰し 10 秒程度で静定する。

次項の構造健全性評価にあたっては、圧力の最大値であるポンプ出口逆止弁出口における約 8.01MPa [abs] に、加圧される範囲の最下端の水頭圧（0.24MPa）を加えた約 8.25MPa[abs]を丸めてゲージ圧力に変換した 8.2MPa[gage]が保守的に系統に負荷され続けることを想定する。また、圧力の上昇は 10 秒程度で静定することからこの間に流体温度や構造材温度が大きく上昇することはないと考えられるが、評価上は保守的に構造材温度が定格運転状態の原子炉冷却材温度である 288℃となっている状態を想定する。

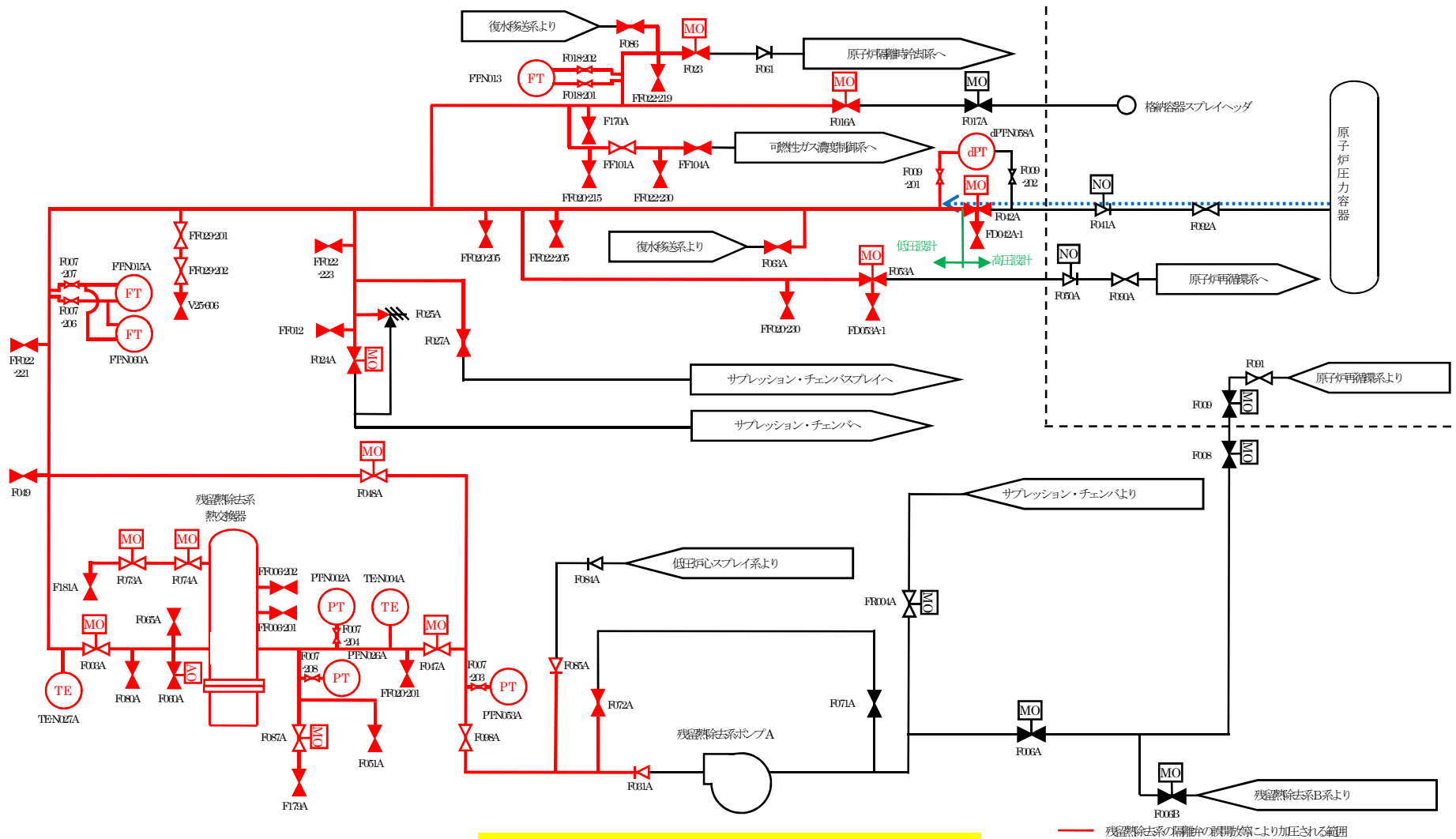
3. 構造健全性評価

3.1 構造健全性評価の対象とした機器等について

残留熱除去系の隔離弁の誤開放等により加圧される範囲において、圧力バウンダリとなる以下の箇所に対して 2. で評価した圧力 (8.2MPa[gage])、温度 (288℃) の条件下に晒された場合の構造健全性評価を実施した。

- ① 熱交換器
- ② 逃がし弁
- ③ 弁
- ④ 計器
- ⑤ 配管・配管フランジ部

詳細な評価対象箇所を第 3 図に示す。



第3図 残留熱除去系A系の評価対象範囲

3.2 構造健全性評価の結果

(1) 熱交換器

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧、加温される熱交換器の各部位について、「東海第二発電所 工事計画認可申請書」（以下「既工認」という。）を基に設計上の裕度を確認し、裕度が評価上の想定圧力（8.2MPa[gage]）と系統の最高使用圧力（3.45MPa[gage]）との比である2.4より大きい部位を除く胴板（厚肉部、薄肉部）、胴側鏡板、胴側入口・出口管台及びフランジ部について評価した。

a. 胴側胴板（厚肉部、薄肉部）

「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版を含む））＜第I編 軽水炉規格＞（JSME S NC1-2005/2007）」（以下「設計・建設規格」という。）「PCV-3122 円筒形の胴の厚さの規定」を適用し、胴板の必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要最小厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

b. 胴側鏡板

設計・建設規格「PCV-3225 半だ円形鏡板の厚さの規定1」を適用し、胴側鏡板の必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要最小厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

c. 胴側入口・出口管台

設計・建設規格「PVC-3610 管台の厚さの規定」を適用し、胴側入口・出口管台の必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要最小厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

d. フランジ部

日本工業規格 JIS B8265「圧力容器の構造—一般事項」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果、ボルトの実機の断面積はボルトの必要な断面積以上であり、かつ、発生応力が許容応力以下であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

(2) 逃がし弁

a. 弁座

設計・建設規格「VVC-3230 耐圧部に取り付く管台の必要最小厚さ」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要最小厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

b. 弁体

弁体下面にかかる圧力が全て弁体の最小肉厚部に作用するとして発生するせん断応力を評価した。その結果、許容せん断応力は発生せん断応力以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

c. 弁本体の耐圧部

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

d. 弁耐圧部の接合部

設計・建設規格「VVC-3310 弁箱と弁ふたがフランジ結合の弁のフランジの応力評価」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。

上記の評価の結果、ボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上であるが、発生応力が許容圧力以上であったため、ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量を算出した。その結果、ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がマイナスであり、弁耐圧部の接合部が圧縮されることになるが、許容応力が発生応力以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

(3) 弁

a. 弁本体

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは計算上必要な厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

b. 弁耐圧部の接合部

設計・建設規格「VVC-3310 弁箱と弁ふたがフランジ結合の弁のフランジの応力評価」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果、F024A, F086, F065A, F080A, F060A, FF029-201 及び FF029-202 の弁はボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上であり、かつ、発生応力が許容圧力以下の弁の評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

また、上記の条件を満たさない弁については、ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量を算出した。その結果、ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がプラスである

弁については、伸び量がガスケットの復元量以下であり、評価した部位は漏えいが発生しないことを確認した。伸び量がマイナスの弁についてはボンネットフランジとリフト制限板がメタルタッチしており、それ以上ガスケットが圧縮しない構造となっていることから、ボンネットナット座面の面圧とボンネットフランジとリフト制限板の合わせ面の面圧が材料の許容応力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいが発生しないことを確認した。

なお、以下の弁は加圧時の温度、圧力以上で設計していることから、破損は発生しないことを確認した。

また、以下の弁は設計・建設規格第 I 編 別表 1 にて温度 300℃における許容圧力を確認し、加圧時の圧力を上回ることから、破損は発生しないことを確認した。

(4) 計 器

a. 圧力計，差圧計

以下の圧力計及び差圧計は、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力以上の計装設備耐圧値を有しており、構造材の温度上昇に伴う耐力低下（温度 -30～40℃における設計引張強さに対する 288℃における設計引張強さの割合は SUS316L の場合で約 79%）を考慮しても加圧時における圧力以上であることから、破損は発生しないことを確認した。

b. 温度計

日本機械学会「配管内円柱状構造物の流量振動評価指針」（JSME S012-1998）を適用し、同期振動発生の回避又は抑制の判定並びに応力評価及び疲労評価を実施した。その結果、換算流速 V_v が 1 より小さく、許容値が組み合わせ応力を上回り、かつ、設計疲労限 σ_F が応力振幅を上回ることから、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確

認した。

(5) 配管

a. 管

設計・建設規格「PPC-3411 直管(1)内圧を受ける直管」を適用し、必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

b. フランジ部

設計・建設規格「PPC-3414 フランジ」を適用してフランジ応力算定用応力を算出し、フランジボルトの伸び量を評価した。その結果、伸び量がマイナスであり、フランジ部が圧縮されることになるが、ガスケットの許容圧縮量が合計圧縮量以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

4. 破断面積の設定について

3. の評価結果から、隔離弁の誤開放等により残留熱除去系の低圧設計部分が加圧されたとしても、破損は発生しないことを確認した。

そこで、残留熱除去系の加圧範囲のうち最も大きなシール構造である熱交換器フランジ部に対して、保守的に弁開放直後の圧力ピーク値 (8.2MPa [gage])、原子炉冷却材温度 (288°C) に晒され続け、かつ、ガスケットに期待しないことを想定した場合の破断面積を評価した。

評価部位	圧力 (MPa)	温度 (°C)	伸び量 (mm)			内径 (mm)	全部材伸び量 (mm)	破断面積 (cm ²)
			+ ΔL1	+ ΔL2	- ΔL3			
熱交換器フランジ部	8.2	288	0.19	1.31	1.19	2,120	0.31	約 21

ΔL1: ボルトの内圧による伸び量

ΔL2: ボルトの熱による伸び量

ΔL3: 管板及びフランジ部の熱による伸び量

その結果、破断面積は約 21cm² となり、有効性評価の I S L O C A では、残留熱除去系熱交換器フランジ部に約 21cm² の漏えいが発生することを想定する。

なお、1. で選定された残留熱除去系（低圧）（A系、B系）以外の評価対象である高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）（C系）は、加圧範囲に熱交換器のような大きなシール構造を有する機器は設置されていない。

また、構造健全性評価の結果、設計・建設規格を適用した1次評価において許容値を満足せず、ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量を算出する2次評価に基づき破損が発生しないことを確認している評価部位の中で、許容値に対する裕度の最も低いF048Aの弁耐圧部の接合部における漏えいを想定する場合、漏えい面積は熱交換器フランジ部と比較して小さくなり、また漏えい場所も同じ熱交換器室であることから、その影響は熱交換器フランジ部に約 21cm^2 の漏えいを想定した場合に包含されると考えられる。

5. 現場の環境評価

I S L O C Aが発生した場合、事象を収束させるために、健全な原子炉注水システムによる原子炉注水操作、逃がし安全弁による原子炉減圧操作及び残留熱除去系によるサプレッション・プール冷却操作を実施する。また、漏えい箇所の隔離は、残留熱除去系（低圧注水系）の注入弁を現場にて閉止する想定としている。

I S L O C A発生に伴い原子炉冷却材が原子炉建屋内に漏えいすることで、建屋下層階への漏えい水の滞留並びに高温水及び蒸気による建屋内の雰囲気温度、湿度、圧力及び放射線量の上昇が想定されることから、設備の健全性及び現場作業の成立性に与える影響を評価した。

現場の環境評価において想定する事故条件、重大事故等対策に関連する機器条件及び重大事故等対策に関連する操作条件は、有効性評価の解析と同様であり、I S L O C Aは残留熱除去系B系にて発生するものとする。

なお、I S L O C Aが残留熱除去系A系にて発生することを想定した場合は、破断面積（21 cm²）及び破断箇所（熱交換器フランジ部）はB系の場合と同じであり、漏えい発生区画は東側となることから、原子炉建屋の東側区画の建屋内雰囲気温度等が同程度上昇する。

(1) 設備の健全性に与える影響について

有効性評価において、残留熱除去系B系におけるI S L O C A発生時に期待する設備は、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系A系及び低圧代替注水系（常設）、逃がし安全弁並びに関連する計装設備である。

I S L O C A発生時の原子炉建屋内環境を想定した場合の設備の健全性への影響について以下のとおり評価した。

a. 溢水による影響

東海第二発電所の原子炉建屋は、地下2階から5階まで耐火壁を設置し東側区分と西側区分に区画化することで、非常用炉心冷却系を物理的に分離する方針である。I S L O C Aによる原子炉冷却材の漏えいは、残留熱除去系B系が設置されている西側区画において発生するのに対して、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系A系は東側区画に位置していることから、溢水の影響はない。

低圧代替注水系（常設）は、ポンプが原子炉建屋から物理的に分離された区画に設置されているため、溢水の影響はない。また、低圧代替注水系（常設）の電動弁のうち原子炉建屋内に設置されるものは原子炉建屋3階以上に位置しており、事象発生から有効性評価において現場隔離操作の完了タイミングとして設定している5時間までの原子炉冷却材の流出量は300tであり、原子炉冷却材が全て水として存在すると仮定しても浸水深は地下2階の床面から約2m程度であるため、溢水の影響は

ない。

b. 雰囲気温度・湿度による影響

別紙7に示すとおり，東側区画における温度・湿度については，初期値から有意な上昇がなく，原子炉隔離時冷却系，低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系A系への影響はない。また，低圧代替注水系（常設）の原子炉建屋内の電動弁は，西側区画に位置するものが2弁あるが，これらはISLOCA発生時の原子炉建屋内の環境を考慮しても機能が維持される設計とすることから影響はない。逃がし安全弁及び関連する計装設備についても，別紙6に示す温度・湿度条件において機能喪失することはない。

(2) 現場操作の成立性に与える影響について

有効性評価において，残留熱除去系B系におけるISLOCA発生時に必要な現場操作は，残留熱除去系B系の注入弁の閉止操作である。また，ISLOCA発生時のアクセスルートは，原子炉建屋内の環境を考慮して，残留熱除去系B系におけるISLOCA発生時には漏えいが発生している原子炉建屋西側とは逆の原子炉建屋東側区画から入域し，東側区画の3階まで昇った後に注入弁の閉止操作場所である西側区画3階に移動して作業を実施する。残留熱除去系B系の注入弁の操作場所及びアクセスルートを第4図に示す。

ISLOCA発生時の原子炉建屋内環境を想定した場合のアクセス性への影響を以下のとおり評価した。

a. 溢水による影響

東側区画は，ISLOCAによる原子炉冷却材漏えいが発生する西側区画とは物理的に分離されていることから，溢水による東側区画のアクセス性への影響はない。また，別紙7に示すとおり，注入弁は西側区画

の3階に設置されており、この場所において注入弁の現場閉止操作を実施するが、事象発生から有効性評価において現場隔離操作の完了タイミングとして設定している5時間までの原子炉冷却材の流出量は300tであり、原子炉冷却材が全て水として存在すると仮定しても浸水深は地下2階の床面から約2m程度であるため、操作及び操作場所へのアクセスへの影響はない。

なお、別紙8に示すとおりブローアウトパネルに期待しない場合でも、同様に操作及び操作場所へのアクセスへの影響はない。

b. 雰囲気温度・湿度による影響

別紙7に示すとおり、東側区画における温度・湿度については、初期値から有意な上昇がなく、アクセス性への影響はない。また、西側区画のうちアクセスルート及び操作場所である3階においては、原子炉減圧操作後に建屋内環境が静定する事象発生2時間から有効性評価において現場隔離操作の完了タイミングとして設定している5時間までの雰囲気温度及び湿度の最大値は約41℃、約100%であるが、放射線防護具（PVA、アノラック、個人線量計、長靴・胴長靴、自給式呼吸用保護具、綿手袋、ゴム手袋）を着用することにより、操作場所へのアクセス及び操作は可能である*。

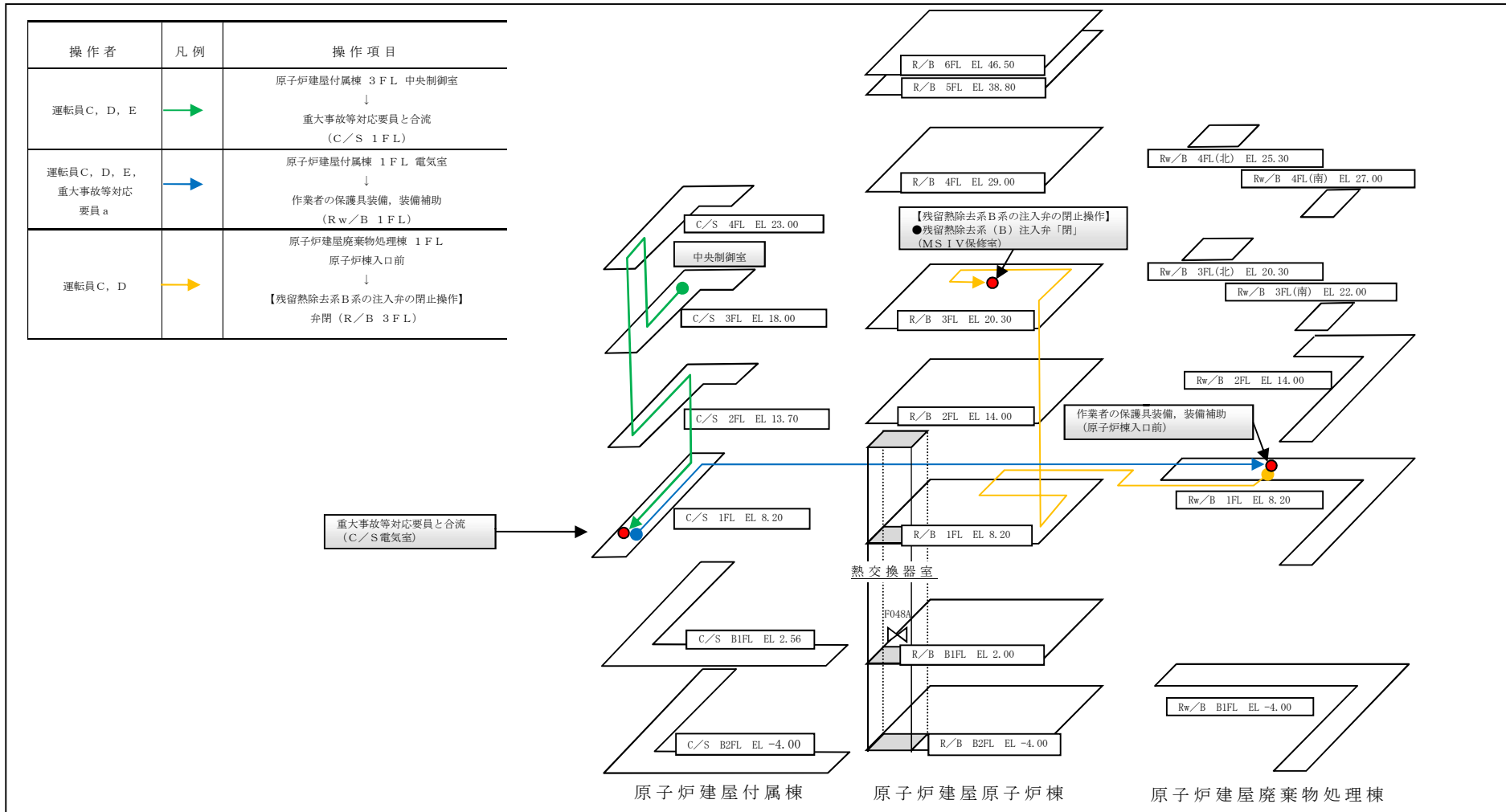
なお、別紙8に示すとおりブローアウトパネルに期待しない場合でも、同様に操作及び操作場所へのアクセスは可能である。

※：想定している作業環境（最大約41℃）においては、主に低温やけどが懸念されるが、一般的に、接触温度と低温やけどになるまでのおおよその時間の関係は、44℃で3～4時間として知られている。（出典：消費者庁 News Release（平成25年2月27日））

c. 放射線による影響

別紙 9 に示すとおり，原子炉減圧時に燃料から追加放出される核分裂生成物の全量が，原子炉建屋内に瞬時に移行するという保守的な条件で評価した結果，線量率は最大でも約 15.2mSv/h 程度である。残留熱除去系 B 系の注入弁の閉止操作は 2 チーム体制で交代で実施し，1 チーム当たりの原子炉建屋内の滞在時間は約 36 分であるため，作業時間を 1 時間と設定し時間減衰を考慮しない場合においても作業員の受ける実効線量は約 15.2mSv である。

また，事故時には原子炉建屋内に漏えいした放射性物質の一部はブローアウトパネルを通じて環境へ放出されるおそれがあるが，これらの事故時には原子炉建屋放射能高の信号により中央制御室の換気系は閉回路循環運転となるため，中央制御室内にいる運転員は過度な被ばくの影響を受けることはない。



第4図 操作場所へのアクセスルート

(3) 結 論

I S L O C A発生時の原子炉建屋内環境を想定した場合でも，I S L O C A対応に必要な設備の健全性は維持される。また，中央制御室の隔離操作に失敗した場合でも，現場での隔離操作が可能であることを確認した。

6. 敷地境界外の実効線量評価について

I S L O C Aが発生後，原子炉建屋が加圧されブローアウトパネルが開放された場合，原子炉建屋内に放出された核分裂生成物がブローアウトパネルから大気中に放出されるため，この場合における敷地境界外の実効線量を評価した。

その結果，敷地境界外における実効線量は約 $1.2 \times 10^{-1} \text{mSv}$ となり，「2.6 L O C A時注水機能喪失」における耐圧強化ベント系によるベント時の実効線量（約 $6.2 \times 10^{-1} \text{mSv}$ ）及び事故時線量限度の 5mSv を下回ることを確認した。

熱交換器からの漏えいの可能性について

既工認から設計上の裕度を算出し、裕度が 2.4 より大きい部位を除く胴板（厚肉部、薄肉部）、胴側鏡板及び胴側入口・出口管台及びフランジ部について、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力（8.2MPa[gage]）、温度（288℃）の条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

1. 強度評価

1.1 評価部位の選定

既工認から設計上の裕度を算出し、裕度が 2.4（隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力 8.2MPa[gage]と最高使用圧力 3.45MPa[gage]の比）より大きい部位を除く胴板（厚肉部、薄肉部）、胴側鏡板、胴側入口・出口管台及びフランジ部について評価した。

1.2 評価方法

(1) 胴側胴板の評価

設計・建設規格「PVC-3122 円筒形の胴の厚さの規定」を適用して必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが必要な最小厚さ以上であることを確認した。

(2) 胴側鏡板の評価

設計・建設規格「PVC-3225 半だ円形鏡板の厚さの規定 1」を適用して必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。

(3) 胴側入口、出口管台

設計・建設規格「PVC-3610 管台の厚さの規定」を適用して必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが必要な最小厚さ以上であることを確認した。

(4) フランジ部

日本工業規格 JIS B8265「圧力容器の構造—一般事項」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果、ボルトの実機の断面積はボルトの必要な断面積以上であり、かつ、発生応力が許容応力以下であることを確認した。

1.3 評価結果

熱交換器の各部位について評価した結果、実機の値は判定基準を満足し、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力 (8.2MPa[gage])、温度 (288℃) の条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。

逃がし弁からの漏えいの可能性について

逃がし弁について、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力（8.2MPa[gage]）、温度（288℃）の条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

1. 強度評価

1.1 評価部位

逃がし弁については、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時において吹き出し前に加圧される弁座、弁体及び入口配管並びに吹き出し後に加圧される弁耐圧部及び弁耐圧部の接合部について評価した。

1.2 評価方法

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時には8.2MPa[gage]になる前に逃がし弁が吹き出し、圧力は低下すると考えられるが、ここでは、逃がし弁の吹き出し前に加圧される箇所と吹き出し後に加圧される箇所ともに8.2MPa[gage]、288℃になるものとして評価する。

(1) 弁座の評価

設計・建設規格には安全弁に関する強度評価手法の記載がない。弁座は円筒形の形状であることから、設計・建設規格「VVC-3230 耐圧部に取り付く管台の必要最小厚さ」を準用し、計算上必要な厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。

(2) 弁体の評価

設計・建設規格には安全弁に関する強度評価手法の記載がない。弁体の中心部は弁棒で支持されており、外周付近は構造上拘束されていることから、弁体下面にかかる圧力（8.2MPa[gage]）がすべての弁体の最小肉厚部に作用するとして発生するせん断応力を算出し、許容せん断応力以下であ

ることを確認する。

(3) 弁本体の耐圧部の評価

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。

(4) 弁耐圧部の接合部の評価

設計・建設規格「VVC-3310 弁箱と弁ふたがフランジ結合の弁のフランジ応力評価」を適用しボルトの必要な断面積及び許容応力を算出し、実機のボルトの断面積がボルトの必要な断面積以上であるが、発生応力が許容応力以下であることを確認した。

1.3 評価結果

逃がし弁の各部位について評価した結果、実機の値は判定基準を満足し、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力 (8.2MPa[gage])、温度 (288℃) の条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。

弁（逃がし弁を除く。）からの漏えいの可能性について

逃がし弁を除く弁について、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力（8.2MPa[gage]）、温度（288℃）の条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

評価対象弁について隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力、温度以上で設計していることから破損が発生しないことを確認した。

1. 強度評価

評価対象弁の構成部品のうち、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に破損が発生すると想定される部位として、弁箱及び弁蓋からなる弁本体の耐圧部並びに弁本体耐圧部の接合部について評価した。

(1) 弁本体の耐圧部の評価

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが必要な最小厚さを上回ることを確認した。

(2) 弁耐圧部の接合部の評価

設計・建設規格「VVC-3310 弁箱と弁ふたがフランジ結合の弁のフランジ応力評価」を適用しボルトの必要な断面積及び許容応力を算出し、実機のボルトの断面積がボルトの必要な断面積を上回り、かつ、発生応力が許容応力を下回ることを確認した。

1.3 評価結果

弁（逃がし弁を除く。）の各部位について評価した結果、実機の値は判定基準を満足し、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力（8.2MPa[gage]）、温度（288℃）の条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。

計器からの漏えいの可能性について

計器について、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力 (8.2MPa[gage])、温度 (288℃) の条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

1. 圧力計，差圧系計

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧される以下の全ての計器について、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力以上の計装設備耐圧値を有しており、構造材の温度上昇に伴う耐力低下 (温度 -30℃~40℃における設計引張強さに対する 288℃における設計引張強さの割合は SUS316L の場合で約 79%) を考慮しても加圧時における圧力以上であることから破損が発生しないことを確認した。

2. 温度計

2.1 評価方針

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧される温度計について、耐圧部となる温度計ウェルの健全性を評価した。評価手法として、日本機械学会「配管内円通状構造物の流量振動評価指針 (JSME S 012-1998) に従い、同期振動発生回避又は抑制評価、一次応力評価並びに疲労評価を実施し、破損の有無を確認した。

2.3 評価結果

計器について評価した結果、実機の値は判定基準を満足し、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力 (8.2MPa[gage])、温度 (288℃) の条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。

配管からの漏えいの可能性について

配管及び配管フランジ部について、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力（8.2MPa）、温度（288℃）の条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

1. 強度評価

1.1 評価部位の選定

配管の構成部品のうち漏えいが想定される部位は、高温・高圧の加わる配管と、配管と配管を繋ぐフランジ部があり、それらについて評価を実施した。

1.2 評価方法

(1) 配管の評価

クラス 2 配管の評価手法である設計・建設規格「PPC-3411(1)内圧を受ける直管」を適用して必要な厚さを算出し、実機の最小厚さが必要な最小厚さを上回ることを確認した。

(2) フランジ部の評価

設計・建設規格「PPC-3411 フランジ」を適用してフランジの手法を適用してフランジ応力算定用圧力からフランジボルトの伸び量を算出したところ、伸び量がマイナスの場合は、フランジ部が増し締めされるため、ガスケット最大圧縮量を下回ることを確認した。

また、熱曲げモーメントの影響については、設計・建設規格で規定されている（PPC-1.7）式を使用し、フランジ部に作用するモーメントを圧力に換算して評価を実施した。

1.3 評価結果

配管の各部位について評価した結果、実機の値は判定基準を満足し、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力（8.2MPa[gage]）、温度（288℃）の条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。

破断面積の設定について

1. 評価部位の選定と破断面積の評価方法

別紙 1～5 の評価結果から、隔離弁の誤開放等により残留熱除去系の低圧設計部分が加圧されたとしても、破損が発生しないことを確認した。

そこで、隔離弁の誤開放による加圧事象発生時の加圧範囲のうち最も大きなシール構造であり、損傷により原子炉冷却材が流出した際の影響が最も大きい熱交換器フランジ部に対して、保守的に弁開放直後の圧力ピーク値 (8.2MPa [gage])、原子炉冷却材温度 (288℃) に晒され続け、かつ、ガスケットに期待しないことを想定した場合の破断面積を評価した。

2. 破断面積の評価結果

熱交換器フランジの破断面積について評価した結果、別第 6-1 表に示すとおり破断面積は約 21cm² となり、有効性評価の I S L O C A では、残留熱除去系熱交換器フランジ部に約 21cm² の漏えいが発生することを想定する。

別第 6-1 表 破断面積評価結果

評価部位	圧力 (MPa)	温度 (℃)	伸び量 (mm)			内径 (mm)	全部材伸び量 (mm)	破断面積 (cm ²)
			+ △L1	+ △L2	- △L3			
フランジ部	8.2	288	0.19	1.31	1.19	2,120	0.31	約 21

△L1：ボルトの内圧による伸び量

△L2：ボルトの熱による伸び量

△L3：管板及びフランジ部の熱による伸び量

ISLOCA発生時の原子炉冷却材漏えい量評価 及び原子炉建屋内環境評価

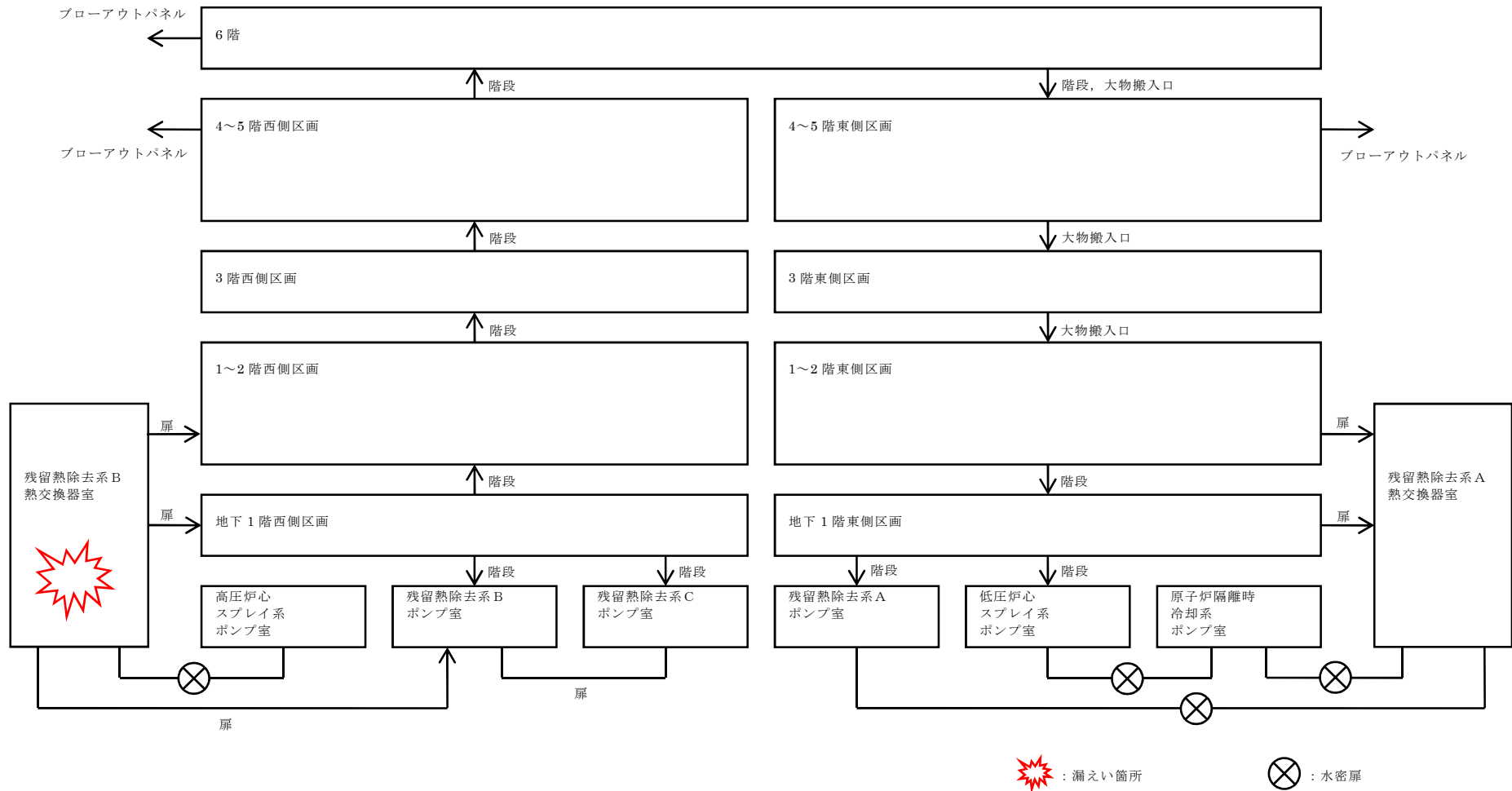
1. 評価条件

有効性評価の想定のとおり，残留熱除去系B系におけるISLOCA発生時の原子炉冷却材の漏えい量及び原子炉建屋内の環境（雰囲気温度，湿度及び圧力）を評価した。

原子炉建屋内の環境評価特有の評価条件を別第 7-1 表に，原子炉建屋のノード分割図を別第 7-1 図に示す。

別第 7-1 表 原子炉建屋内の環境評価条件

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP 4	格納容器及び原子炉建屋等の詳細ノードのモデル化が可能であり、隔離弁の閉止操作等の重大事故等対策を考慮した事象進展を模擬することが可能である解析コード
漏えい箇所	残留熱除去系 B 系 熱交換器室	有効性評価の解析と同様
漏えい面積	約 21cm ²	有効性評価の解析と同様
事故シナリオ	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位低下（レベル 2）設定点到達時に、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始 低圧炉心スプレイ系を起動し、事象発生 15 分後に逃がし安全弁（自動減圧機能）7 弁による原子炉減圧 事象発生 17 分後に低圧代替注水系（常設）を起動 原子炉水位回復後、低圧炉心スプレイ系を停止し、原子炉水位を原子炉水位（レベル 3）設定点以上に維持 事象発生 25 分後、サブプレッション・プール冷却開始 事象発生 5 時間後、残留熱除去系隔離完了 	有効性評価の解析と同様
原子炉建屋モデル	別第 7-1 図参照	原子炉建屋東西の物理的分離等を考慮して設定
原子炉建屋壁から環境への放熱	考慮しない	雰囲気温度、湿度、圧力及び放射線量の観点から厳しい想定として設定
原子炉建屋換気系	考慮しない	雰囲気温度、湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定
ブローアウトパネル 開放圧力	6.9kPa[gage]	ブローアウトパネル設定値を設定

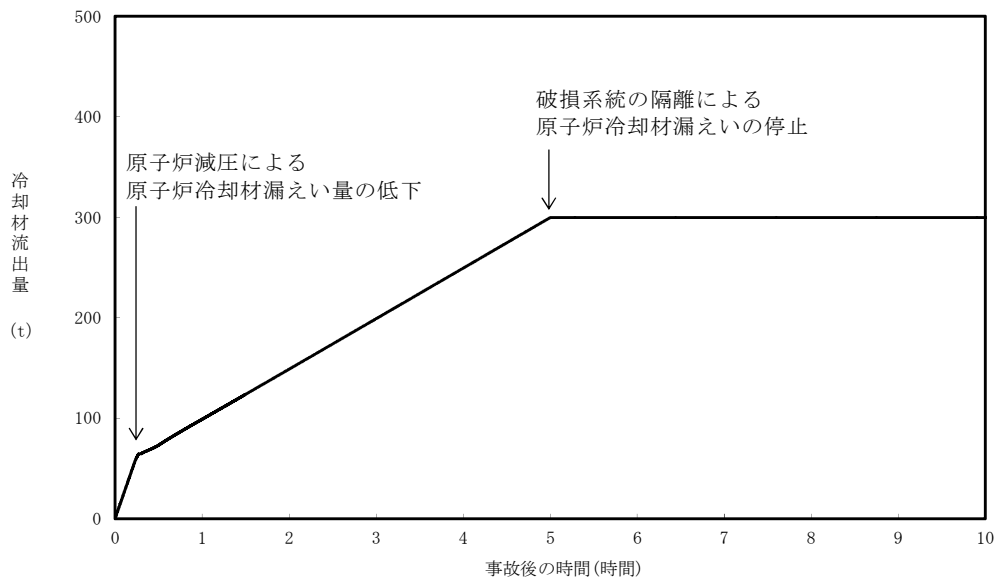


別第 7-1 図 原子炉建屋内ノード分割モデル

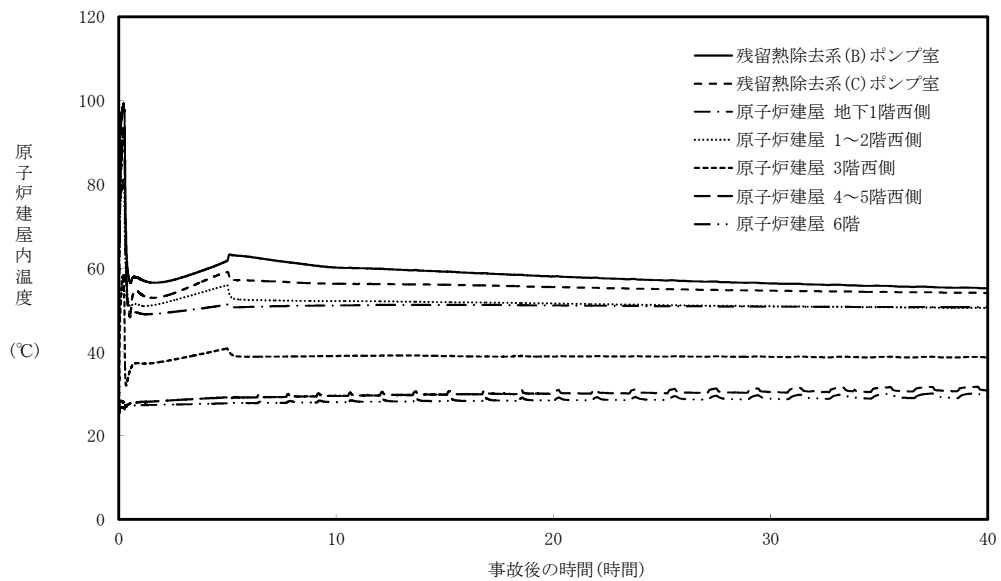
2. 評価結果

原子炉冷却材の積算漏えい量の推移を別第 7-2 図に、原子炉建屋内の雰囲気温度（西側区画）、雰囲気温度（東側区画）、湿度（西側区画）、湿度（西側区画）、圧力（西側区画）及び圧力（東側区画）の推移を別第 7-3 図から別第 7-8 図に示す。

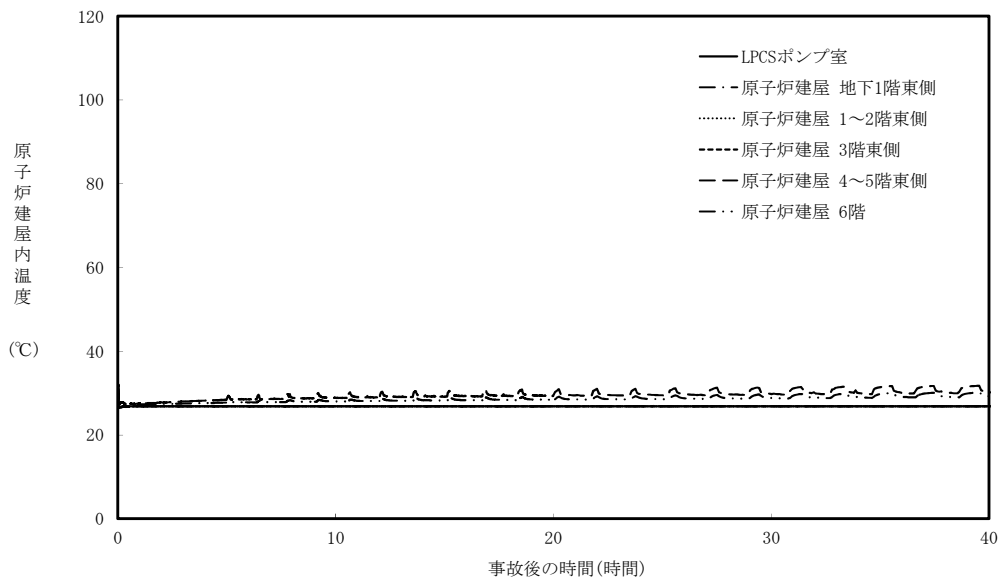
別第 7-2 図に示すとおり、現場隔離操作の完了タイミングとして設定している事象発生 5 時間までの原子炉冷却材の漏えい量は 300t である。また、別第 7-3 図及び別第 7-4 図に示すとおり、原子炉減圧操作後に建屋内環境が静定する事象発生 2 時間から 5 時間までのアクセスルート及び操作場所の雰囲気温度の最大値は 41℃である。



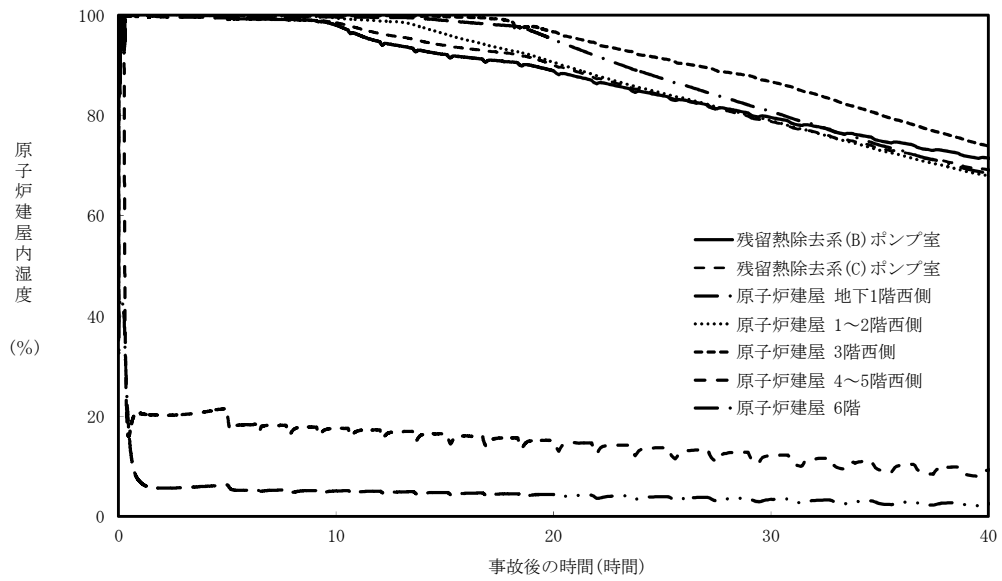
別第 7-2 図 原子炉冷却材の積算漏えい量



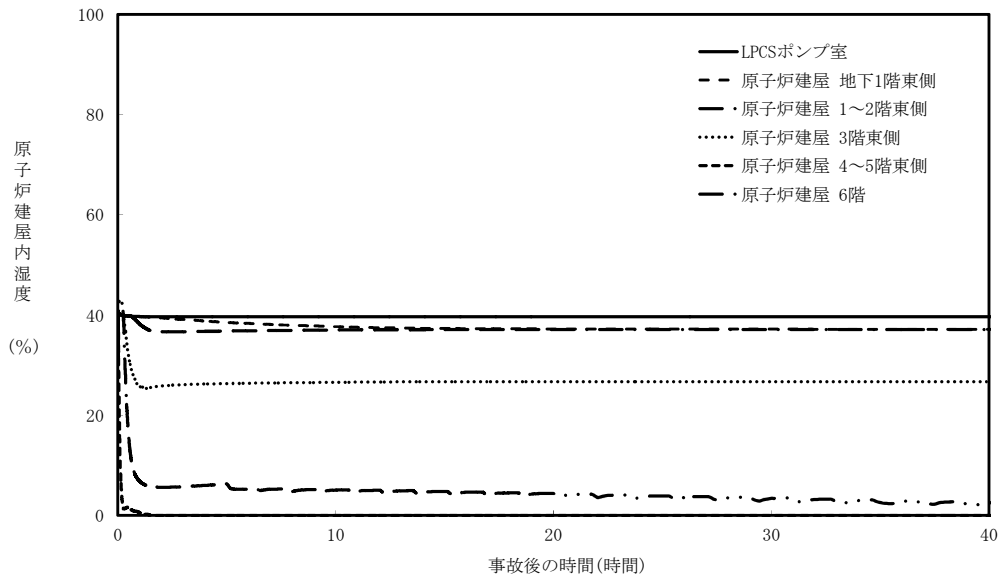
別第 7-3 図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（西側区画）



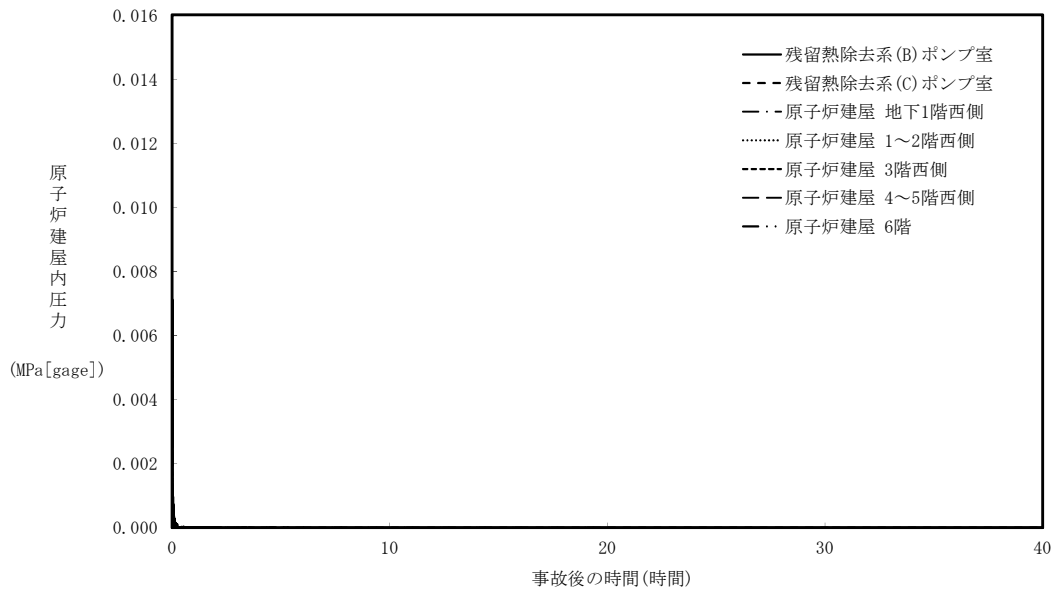
別第 7-4 図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（東側区画）



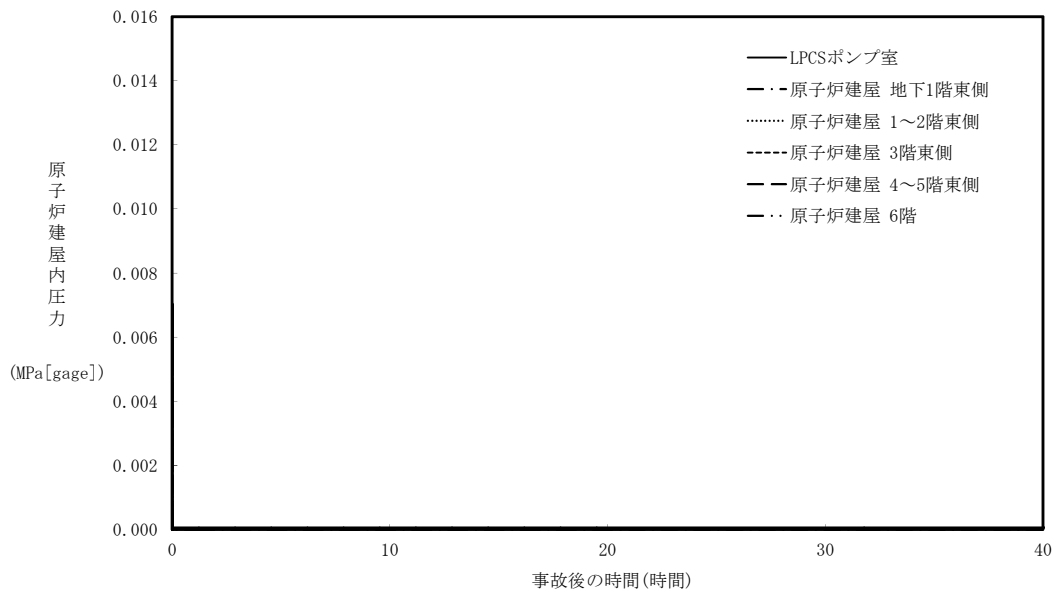
別第 7-5 図 原子炉建屋内の湿度の推移（西側区画）



別第 7-6 図 原子炉建屋内の湿度の推移（東側区画）



別第 7-7 図 原子炉建屋内の圧力の推移（西側区画）



別第 7-8 図 原子炉建屋内の圧力の推移（東側区画）

ブローアウトパネルに期待しない場合の
I S L O C A発生時の原子炉冷却材漏えい量評価
及び原子炉建屋内環境評価

1. 評価条件

別紙 7 の評価条件のうち、ブローアウトパネルのみが開かない場合の条件で評価を実施した。

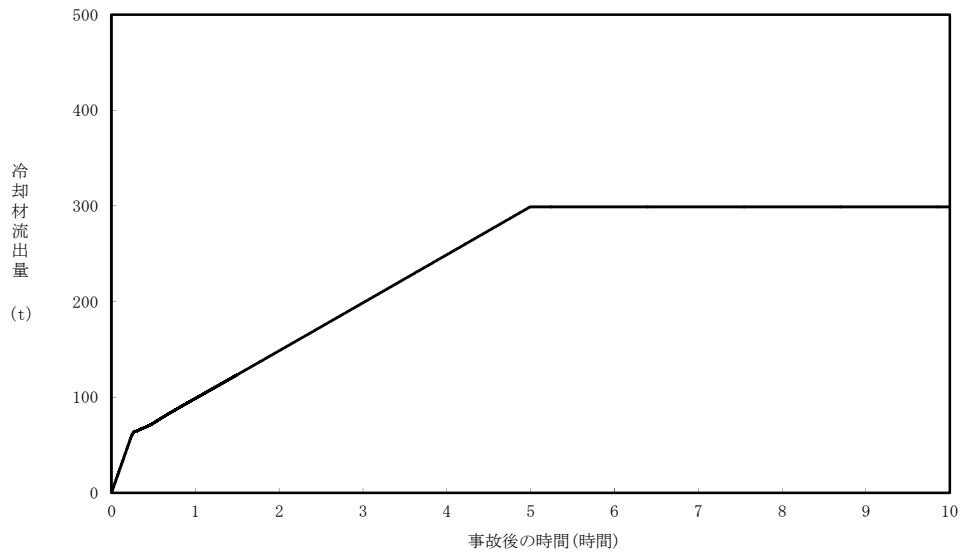
2. 評価結果

原子炉冷却材の積算漏えい量の推移を別第 8-1 図に、原子炉建屋内の雰囲気温度（西側区画）、雰囲気温度（東側区画）、湿度（西側区画）、湿度（西側区画）、圧力（西側区画）及び圧力（東側区画）の推移を別第 8-2 図から別第 8-7 図に示す。

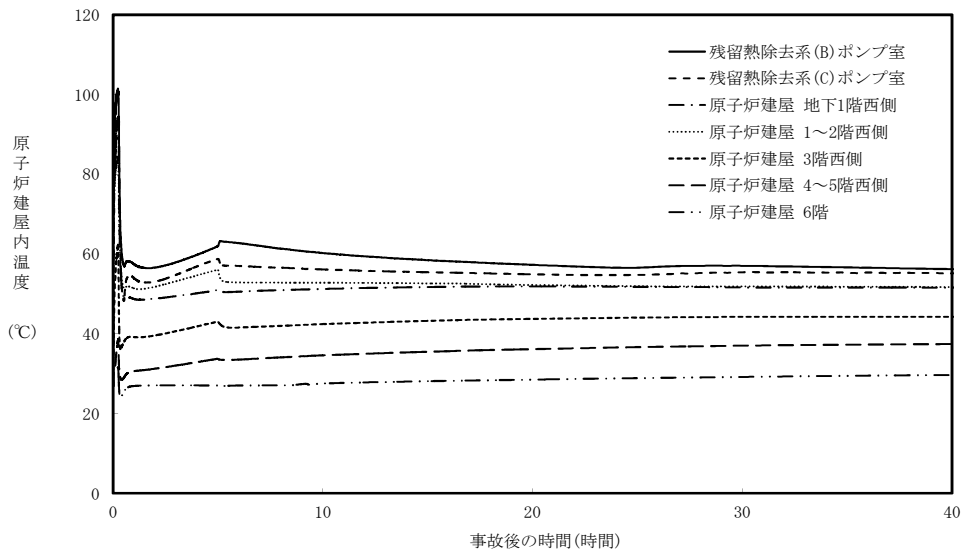
別第 8-1 図に示すとおり、現場隔離操作の完了タイミングとして設定している事象発生 5 時間までの原子炉冷却材の漏えい量は 300t である。また、別第 8-2 図及び別第 8-3 図に示すとおり、原子炉減圧操作後に建屋内環境が静定する事象発生 2 時間から 5 時間までのアクセスルート及び操作場所の雰囲気温度の最大値は 44℃である。ブローアウトパネルに期待する場合と期待しない場合の比較を第 8-1 表に示す。

第 8-1 表 ブローアウトパネルに期待する場合と期待しない場合の
評価結果の比較

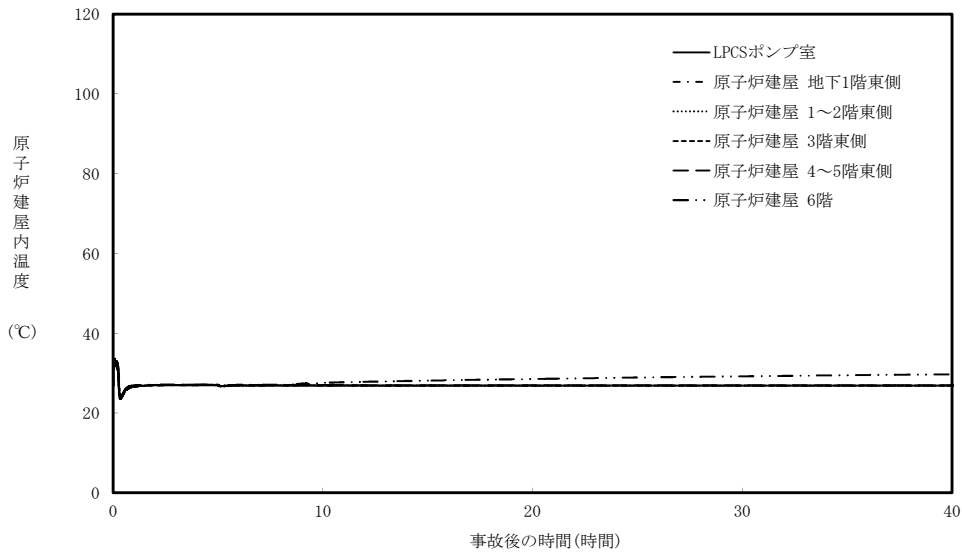
項 目	期待する場合	期待しない場合
原子炉冷却材の漏えい量	300t	300t
事象発生 2 時間から 5 時間までのアクセスルート及び雰囲気温度の最大値	41℃	44℃



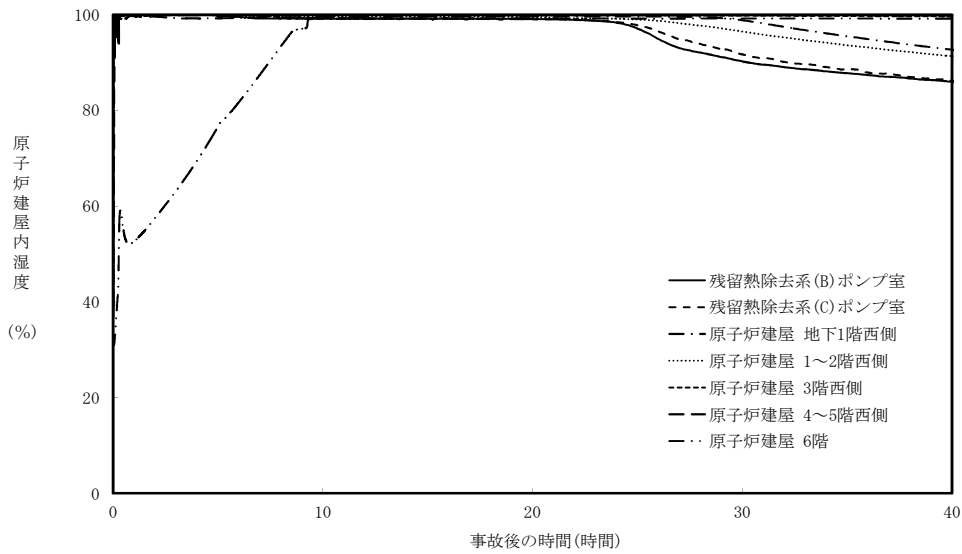
別第 8-1 図 原子炉冷却材の積算漏えい量



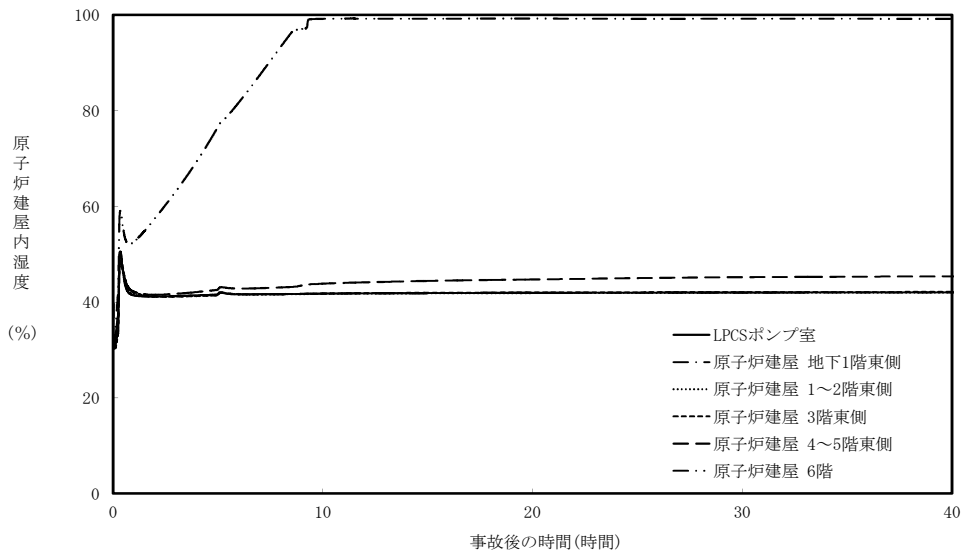
別第 8-2 図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（西側区画）



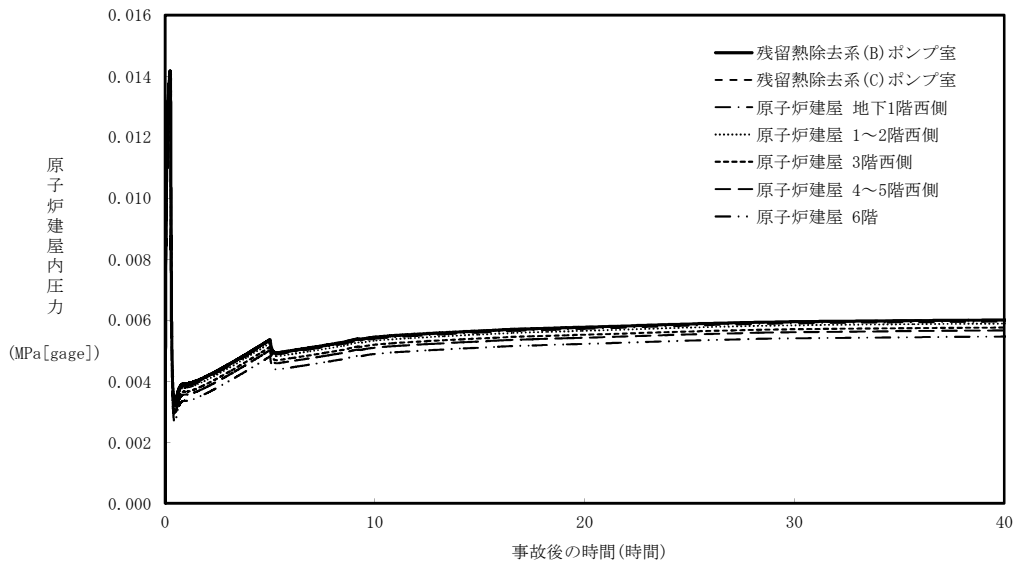
別第 8-3 図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（東側区画）



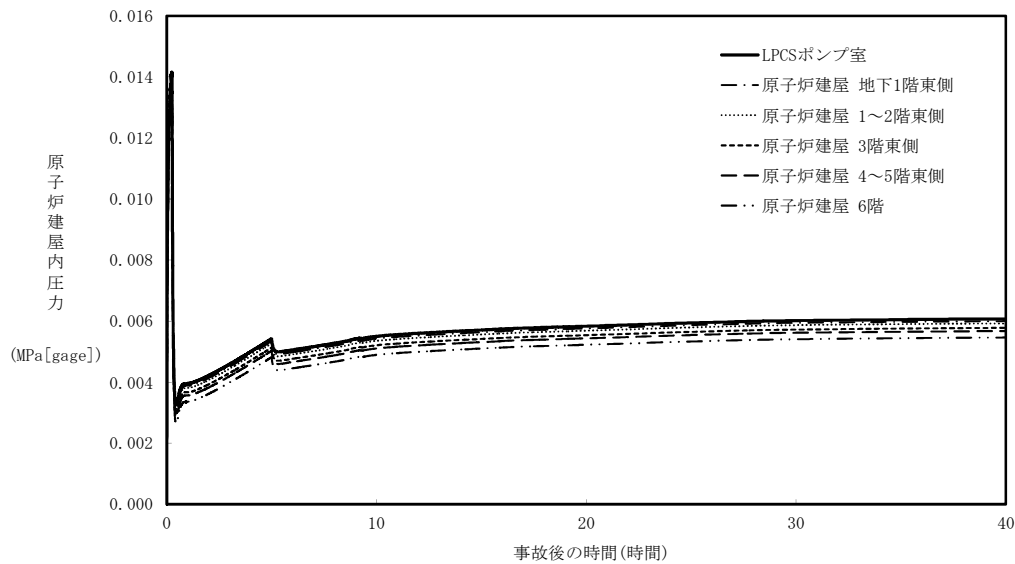
別第 8-4 図 原子炉建屋内の湿度の推移（西側区画）



別第 8-5 図 原子炉建屋内の湿度の推移（東側区画）



別第 8-6 図 原子炉建屋内の圧力の推移（西側区画）



別第 8-7 図 原子炉建屋内の圧力の推移（東側区画）

I S L O C A 発生時の原子炉建屋内線量率評価 及び敷地境界外の実効線量評価

1. 原子炉建屋内線量率について

(1) 評価の想定

原子炉冷却材圧力バウンダリが喪失すると、原子炉冷却材が直接原子炉建屋内に放出される。

原子炉建屋内の線量率の評価に当たっては、漏えいした冷却材中から気相に移行する放射性物質及び燃料から追加放出される放射性物質が原子炉建屋から漏えいしないという条件で原子炉建屋内の線量率について評価した。

評価上考慮する核種は現行設置許可と同じものを想定し、線量評価の条件となる I-131 の追加放出量は、実績データから保守的に設定した。

運転開始から施設定期検査による原子炉停止時等に測定している I-131 の追加放出量の最大値は約 41Ci (約 1.5×10^{12} Bq) [昭和 62 年 4 月 9 日 (第 8 回施設定期検査)] であり、評価に使用する I-131 の追加放出量は、実績値を包絡する値として 100Ci (3.7×10^{12} Bq) と設定した。

また、放出される放射性物質には、冷却材中に含まれる放射性物質があるが、追加放出量と比較すると数%程度であり、追加放出量で見込んだ余裕分に含まれるため考慮しないものとする。

原子炉建屋内の作業の被ばく評価においては、放射線防護具（自給式呼吸用保護具等）を着用することにより内部被ばくの影響が無視できるため、外部被ばくのみを対象とする。

別第 9-1 表 評価条件（追加放出量）

項 目	評価値	実績値（最大）
I-131 追加放出量 (Bq)	3.7×10^{12}	1.5×10^{12} (昭和 62 年 4 月 9 日 (第 8 回施設定期検 査))
希ガス及びハロゲン等の 追加放出量 (γ 線 0.5MeV 換算値) (Bq)	2.3×10^{14}	—

(2) 評価の方法

原子炉建屋内の空間線量率は、以下のサブマージョンモデルにより計算する。サブマージョンモデルの概要を別第 9-1 図に示す。

$$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma}}{V_{R/B}} E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$$

ここで、

D : 放射線量率 (Gy/h)

6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)$

Q_{γ} : 原子炉建屋内放射性物質質量

(Bq : γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

$V_{R/B}$: 原子炉区域内気相部容積 ($85,000\text{m}^3$)

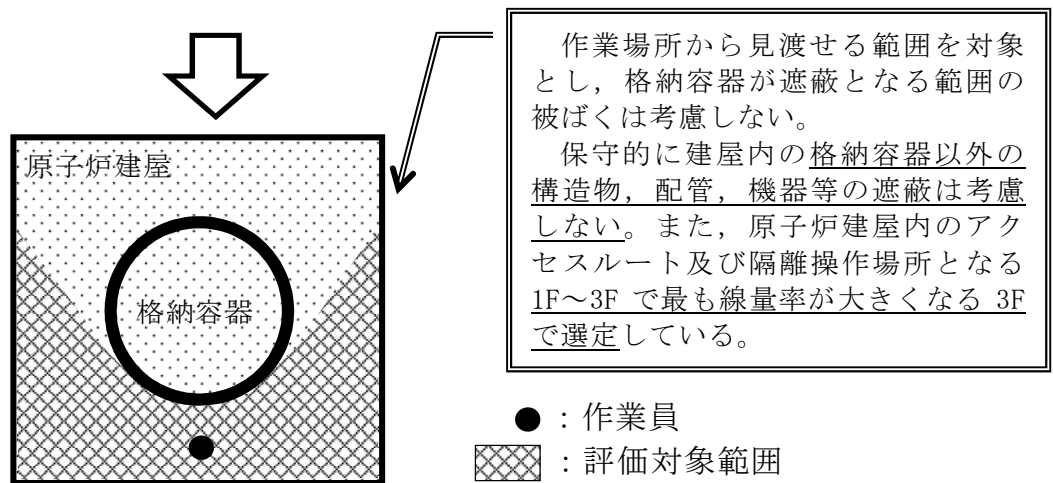
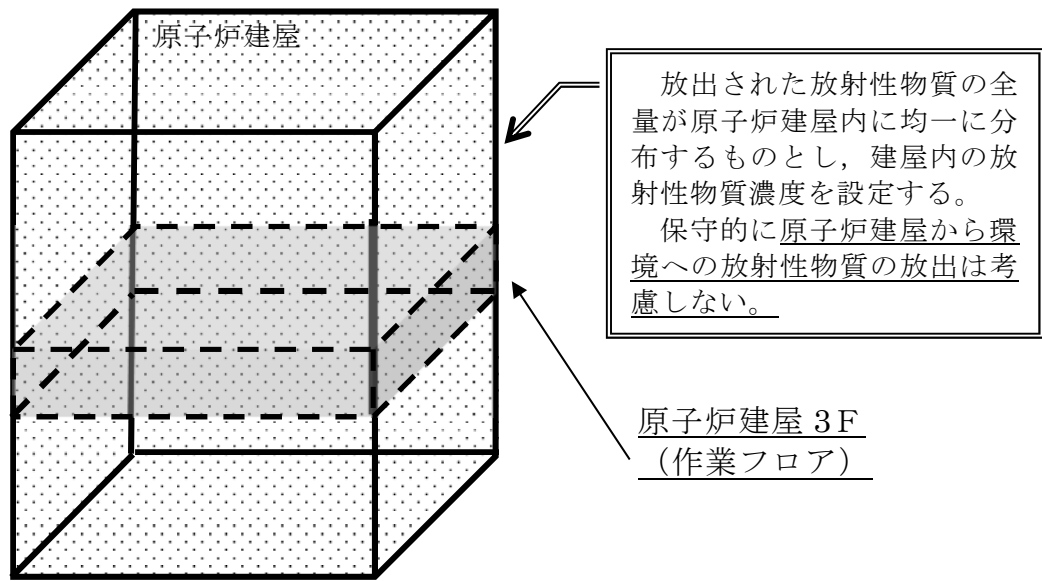
E_{γ} : γ 線エネルギー (0.5MeV/dis)

μ : 空気に対する γ 線のエネルギー吸収係数 ($3.9 \times 10^{-3}/\text{m}$)

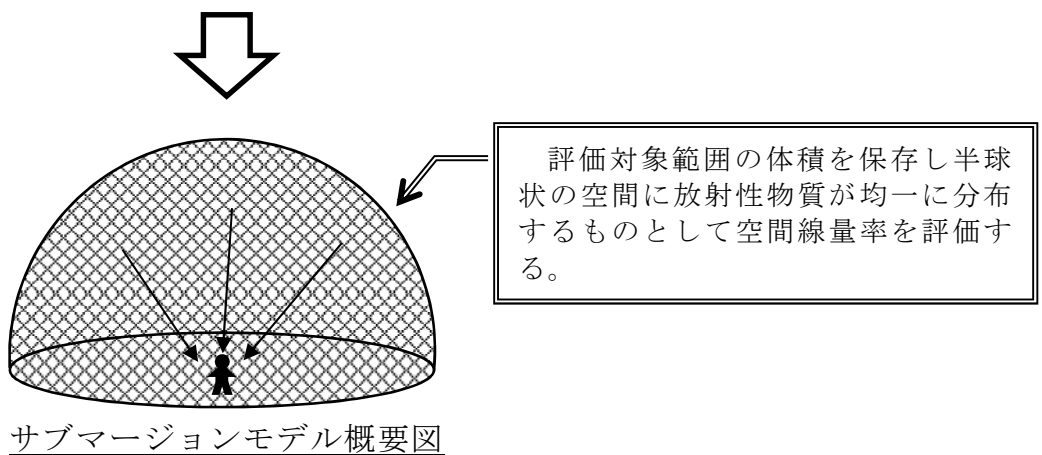
R : 評価対象エリアの空間容積と等価な半球の半径 (m)

$$R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_{OF}}{2 \cdot \pi}}$$

V_{OF} : 評価対象エリア（原子炉建屋地上 3 階）の容積 ($5,000\text{m}^3$)



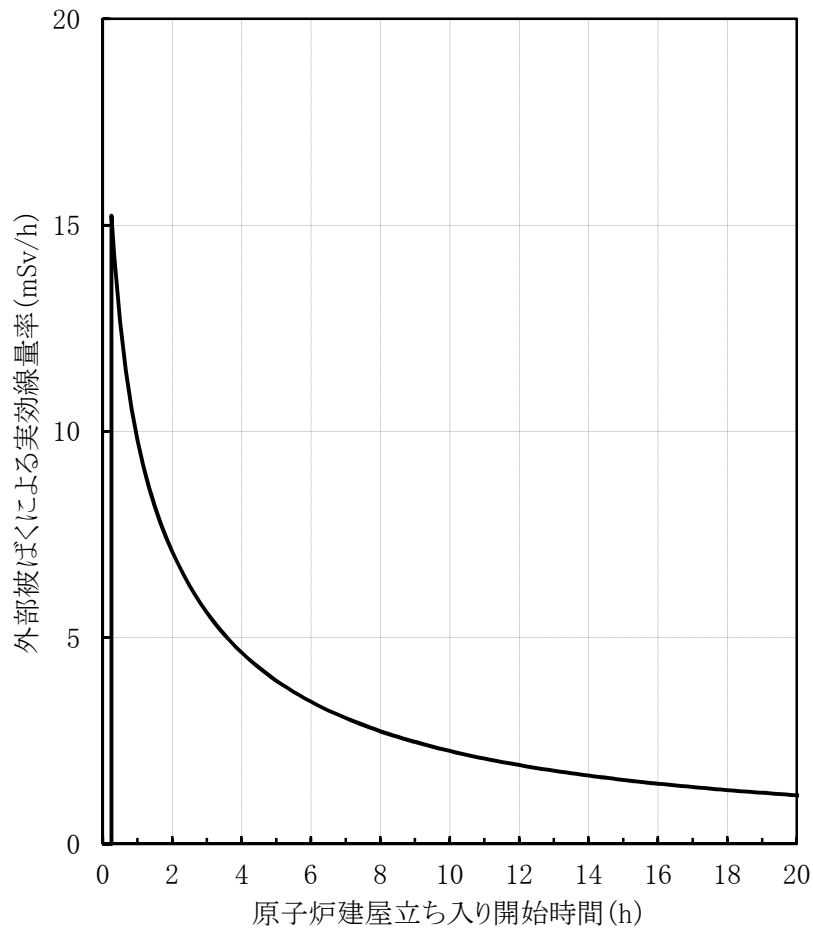
原子炉建屋 3F (平面図)



別第 9-1 図 サブマージョンモデルの概要

(3) 評価の結果

評価結果を別第 9-2 図に示す。線量率の最大は約 15.2mSv/h 程度であり、時間減衰によって低下するため、線量率の上昇が現場操作に影響を与える可能性は小さく、期待している機器の機能は維持される。



別第 9-2 図 原子炉建屋立ち入り開始時間と線量率の関係

なお、事故時には原子炉建屋内に漏えいした放射性物質が環境へ放出される可能性があるが、これらの事故時においては原子炉建屋放射能高の信号により中央制御室の換気系は閉回路循環運転となるため、中央制御室内にいる運転員は過度な被ばくの影響を受けることはない。

別第 9-2 表 I S L O C A 時の放出量

核種	収率 (%)	崩壊定数 (d^{-1})	γ 線実効エネルギー (MeV)	追加放出量 (Bq)	追加放出量 (Bq) (γ 線実効エネルギー0.5MeV換算値)
I-131	2.84	8.60E-02	0.381	3.70E+12	2.82E+12
I-132	4.21	7.30	2.253	5.48E+12	2.47E+13
I-133	6.77	8.00E-01	0.608	8.82E+12	1.07E+13
I-134	7.61	1.90E+01	2.75	9.91E+12	5.45E+13
I-135	6.41	2.52	1.645	8.35E+12	2.75E+13
Br-83	0.53	6.96	0.0075	6.90E+11	1.04E+10
Br-84	0.97	3.14E+01	1.742	1.26E+12	4.40E+12
Mo-99	6.13	2.49E-01	0.16	7.99E+12	2.56E+12
Tc-99m	5.4	2.76	0.13	7.04E+12	1.83E+12
ハロゲン等 合計	—	—	—	5.32E+13	1.29E+14
Kr-83m	0.53	9.09	0.0025	1.38E+12	6.90E+09
Kr-85m	1.31	3.71	0.159	3.41E+12	1.09E+12
Kr-85	0.29	1.77E-04	0.0022	2.25E+11	9.91E+08
Kr-87	2.54	1.31E+01	0.793	6.62E+12	1.05E+13
Kr-88	3.58	5.94	1.950	9.33E+12	3.64E+13
Xe-131m	0.040	5.82E-02	0.020	1.04E+11	4.17E+09
Xe-133m	0.19	3.08E-01	0.042	4.95E+11	4.16E+10
Xe-133	6.77	1.31E-01	0.045	1.76E+13	1.59E+12
Xe-135m	1.06	6.38E+01	0.432	2.76E+12	2.39E+12
Xe-135	6.63	1.83	0.250	1.73E+13	8.64E+12
Xe-138	6.28	7.04E+01	1.183	1.64E+13	3.87E+13
希ガス 合計	—	—	—	7.56E+13	9.93E+13
ハロゲン等 + 希ガス 合計	—	—	—	1.29E+14	2.28E+14

2. 敷地境界外の実効線量評価について

(1) 評価想定

敷地境界外の実効線量評価では、I S L O C Aにより原子炉建屋内に放出された核分裂生成物が大気中に放出されることを想定し、非居住区域境界の実効線量を評価した。評価条件は別第 9-1 表から別第 9-5 表に従うものとする。

破断口から漏えいする原子炉冷却材が原子炉建屋内に放出されることに伴う減圧沸騰によって気体となる分が建屋内の気相部へ移行するものとし、破断口から漏えいする冷却材中の放射性物質が気相へ移行する割合は、運転時の原子炉冷却材量に対する原子炉建屋放出に伴う減圧沸騰による蒸発量の割合から算定した。燃料から追加放出される放射性物質が気相へ移行する割合は、燃料棒内ギャップ部の放射性物質が原子炉圧力の低下割合に応じて冷却材中に放出されることを踏まえ、同様に運転時の原子炉冷却材量に対する原子炉減圧に伴う減圧沸騰による蒸発量の割合から算定した。また、破断口及び逃がし安全弁から放出される蒸気量は、各々の移行率に応じた量が流出するものとした。(別第 9-3 図及び別第 9-4 図参照)

その結果、放出量は別第 9-4 表に示すとおりとなった。

(2) 評価結果

敷地境界外における実効線量は約 1.2×10^{-1} mSv となり、「L O C A 時注水機能喪失」における耐圧強化ベント系によるベント時の非居住区域境界での実効線量 (約 6.2×10^{-1} mSv) 及び事故時線量限度の 5mSv を下回った。

なお、評価上は考慮していないものの、原子炉建屋に放出された放射性

物質は外部に放出されるまでの建屋内壁への沈着による放出量の低減に期待できること及び冷却材中の放射性物質の濃度は運転時の原子炉冷却材量に応じた濃度を用いているが、実際は原子炉注水による濃度の希釈に期待できることにより、さらに実効線量が低くなると考えられる。

別第 9-3 表 放出評価条件

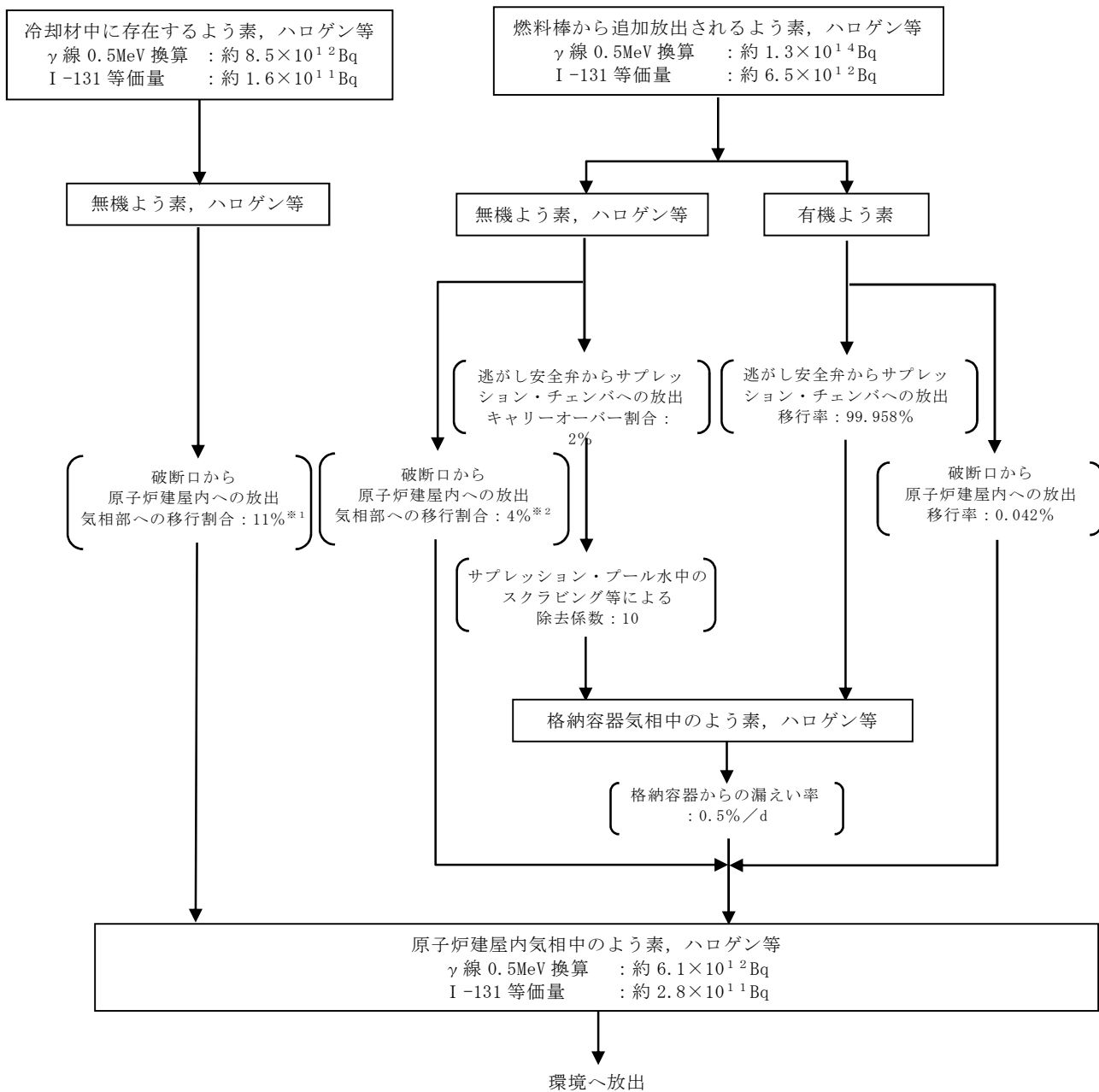
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉運転日数 (日)	2,000	十分な運転時間として仮定した時間
追加放出量 (I-131) (Bq)	3.7×10^{12}	至近の I-131 追加放出量の実績値を包絡する値として設定し、その他の核種はその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の 2 倍の放出があるものとする。
冷却材中濃度 (I-131) (Bq/g)	1.5×10^2	I-131 の追加放出量に基づく全希ガス漏えい率から冷却材中濃度を設定し、その組成を拡散組成とする。 (運転実績の最大の I-131 の冷却材中濃度 ($5.6 \times 10^{-1} \text{Bq/g}$) を十分に包絡する値である。)
原子炉冷却材重量 (t)	289	設計値から設定
原子炉冷却材浄化系流量 (g/s)	1.68×10^4	設計値から設定
主蒸気流量 (g/s)	1.79×10^6	設計値から設定
原子炉冷却材浄化系の除染係数	10	「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき設定
主蒸気中への移行割合 (ハロゲン) (%)	2	「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき設定
主蒸気中への移行割合 (ハロゲン以外) (%)	0.1	「NUREG-0016」に基づき設定
燃料から追加放出されるよう素の割合 (%)	無機よう素：96 有機よう素：4	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき設定
逃がし安全弁からサブプレッション・チェンバへの移行率 (%)	無機よう素、 ハロゲン等：100 有機よう素： 99.958	無機よう素、ハロゲン等については保守的に全量が逃がし安全弁からサブプレッション・チェンバ及び破断口から格納容器のそれぞれに移行するものとするものとして設定 有機よう素については S A F E R 解析の積算蒸気量の割合に基づき設定
破断口から格納容器への移行率 (%)	無機よう素、 ハロゲン等：100 有機よう素：0.042	
サブプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去係数	10	Standard Review Plan 6.5.5 に基づき設定
逃がし安全弁からサブプレッション・チェンバへ移行した放射性物質の気相部への移行割合	2	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき設定
冷却材から気相への放出割合 (冷却材中の放射性物質) (%)	11	原子炉冷却材量に対する原子炉建屋放出に伴う減圧沸騰による蒸気量の割合を設定
冷却材から気相への放出割合 (追加放出される放射性物質) (%)	4	原子炉減圧により燃料棒内ギャップ部から冷却材中へ放出されることを踏まえ、原子炉冷却材量に対する減圧沸騰による蒸気量から算出
格納容器からの漏えい率 (%/d)	0.5	格納容器の設計漏えい率から設定

別第 9-4 表 放出量

核種	放出量 (Bq)
希ガス+ハロゲン等 (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)	9.5×10^{12}
よう素 (I-131 等価量 (小児実効線量係数換算))	2.8×10^{11}

別第 9-5 表 大気拡散条件

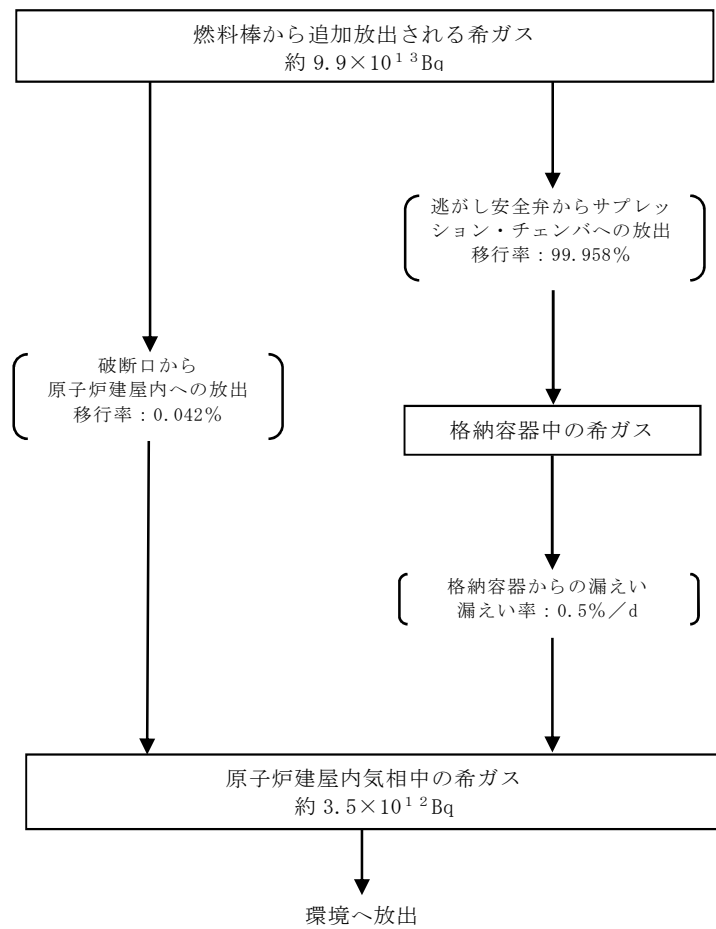
核種	放出量 (Bq)
相対濃度 (χ/Q) (s/m^3)	2.9×10^{-5}
相対線量 (D/Q) (Gy/Bq)	4.0×10^{-19}



※1 運転時冷却材量に対する減圧沸騰による蒸発量の割合として算定。

※2 燃料棒内ギャップ部の放射性物質が原子炉圧力の低下割合に応じて冷却材中に放出されることを踏まえ、急速減圧するまではその低下割合に応じた量の放射性物質が冷却材中に放出されるものとし、急速減圧以降はギャップ内の残りの放射性物質が全て冷却材中に放出されるものとして、冷却材中の放射性物質の濃度を決定し、その冷却材量に対する減圧沸騰による蒸発量の割合として算定。

別第 9-3 図 よう素, ハロゲン等の環境への放出過程



別第 9-4 図 希ガスの環境への放出過程

(ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

I - 131 追加放出量の測定結果について

運転開始から施設定期検査による原子炉停止時等に測定している I

- 131 の追加放出量の測定値は以下のとおり。

中間停止	(昭和 54 年 6 月 2 日)	0.0Ci
第 1 回定検	(昭和 54 年 9 月 7 日)	0.0Ci
中間停止	(昭和 55 年 4 月 29 日)	0.0Ci
第 2 回定検	(昭和 55 年 9 月 6 日)	0.0Ci
中間停止	(昭和 56 年 6 月 16 日)	0.0Ci
第 3 回定検	(昭和 56 年 9 月 12 日)	0.01Ci
第 4 回定検	(昭和 57 年 6 月 11 日)	0.01Ci
中間停止	(昭和 58 年 1 月 31 日)	0.01Ci
第 5 回定検	(昭和 58 年 9 月 17 日)	0.01Ci
第 6 回定検	(昭和 59 年 12 月 12 日)	0.01Ci
中間停止	(昭和 60 年 8 月 1 日)	0.01Ci
第 7 回定検	(昭和 61 年 1 月 20 日)	0.01Ci
第 8 回定検	(昭和 62 年 4 月 9 日)	40.9Ci
第 9 回定検	(昭和 63 年 8 月 1 日)	0.01Ci
第 10 回定検	(平成 元年 11 月 30 日)	4.5×10^8 Bq
中間停止	(平成 2 年 11 月 29 日)	4.7×10^8 Bq
第 11 回定検	(平成 3 年 4 月 20 日)	4.4×10^8 Bq
第 12 回定検	(平成 4 年 9 月 6 日)	1.9×10^8 Bq
中間停止	(平成 5 年 4 月 4 日)	1.7×10^8 Bq
第 13 回定検	(平成 6 年 2 月 19 日)	1.6×10^8 Bq
第 14 回定検	(平成 7 年 4 月 14 日)	1.7×10^8 Bq
中間停止	(平成 8 年 8 月 10 日)	9.8×10^7 Bq
第 15 回定検	(平成 8 年 9 月 10 日)	1.5×10^8 Bq
中間停止	(平成 9 年 7 月 12 日)	1.5×10^8 Bq
第 16 回定検	(平成 10 年 1 月 8 日)	1.6×10^8 Bq
第 17 回定検	(平成 11 年 4 月 4 日)	1.7×10^8 Bq
中間停止	(平成 12 年 12 月 26 日)	1.7×10^8 Bq
第 18 回定検	(平成 13 年 3 月 26 日)	1.7×10^8 Bq
第 19 回定検	(平成 14 年 9 月 15 日)	1.5×10^8 Bq
中間停止	(平成 15 年 3 月 20 日)	8.9×10^7 Bq
第 20 回定検	(平成 16 年 2 月 2 日)	1.3×10^8 Bq
第 21 回定検	(平成 17 年 4 月 24 日)	1.5×10^8 Bq
第 22 回定検	(平成 18 年 11 月 20 日)	8.9×10^7 Bq
	(平成 19 年 3 月 17 日)	1.1×10^8 Bq
第 23 回定検	(平成 20 年 3 月 19 日)	1.2×10^8 Bq
中間停止	(平成 21 年 7 月 21 日)	1.2×10^8 Bq
第 24 回定検	(平成 21 年 9 月 9 日)	1.2×10^8 Bq
中間停止	(平成 22 年 6 月 28 日)	9.7×10^7 Bq
第 25 回定検	-	-

(※ 1Ci = 3.7×10^{10} Bq)

インターフェイスシステムLOCA発生時の検知手段について

(1) インターフェイスシステムLOCA発生時の判断方法について

第1表にインターフェイスシステムLOCAと格納容器内でのLOCAが発生した場合のパラメータ比較を示す。インターフェイスシステムLOCAと格納容器内でのLOCAは、どちらも原子炉冷却材の漏えい事象であるが、漏えい箇所が格納容器の内側か外側かという点で異なる。このため、原子炉圧力、原子炉水位といった原子炉冷却材一次バウンダリ内のパラメータは同様の挙動を示すが、エリアモニタや格納容器圧力といった格納容器内外のパラメータに相違が表れるので、容易にインターフェイスシステムLOCAと判別することができる。

第1表 インターフェイスシステムLOCAと格納容器内でのLOCA発生時のパラメータ比較

	各パラメータ	ISLOCA	格納容器内でのLOCA
原子炉圧力容器 パラメータ	原子炉水位	変動※	変動※
	原子炉圧力	変動※	変動※
格納容器 パラメータ	格納容器内圧力	変化なし	上昇
	ドライウェル雰囲気温度	変化なし	上昇
	格納容器ドレン流量	変化なし	上昇
格納容器外 パラメータ	残留熱除去系系統圧力 等	上昇	変化なし
	原子炉建屋床ドレンサンプポンプ 等 運転頻度	増加※	変化なし
	原子炉建屋内空間線量率	上昇	変化なし

※漏えい量により変動しない場合がある。

(2) インターフェイスシステム L O C A の認知について

インターフェイスシステム L O C A は、低圧設計部と高圧設計部を隔離する弁の誤開放等により発生する事故である。低圧設計部に原子炉圧力が負荷された場合、系統の異常過圧を知らせる警報（RHR ABNORMAL HI/LO PRESS 等）が発報する。系統圧力、原子炉圧力、原子炉水位及び格納容器圧力等の関連パラメータ変化を確認することでインターフェイスシステム L O C A 発生を判断する。これらのパラメータ以外にも第 2 表に示すとおりで室温上昇及び室内への漏水を検知し発報する警報（LDS RHR EQUIP ROOMS AMBIENT TEMP HIGH, RHR Hx AREA FLOODING 等）が設置されているためインターフェイスシステム L O C A 発生時に変化する可能性があるパラメータとして総合的に判断し、インターフェイスシステム L O C A の発生を容易に認知することができる。

インターフェイスシステム L O C A の発生を確認した場合、中央制御室からの遠隔隔離操作を試みる。仮に中央制御室からの遠隔隔離ができない場合は、現場手動操作により弁を閉止することで漏えい系統を隔離する。

第2表 インターフェイスシステムLOCA発生時に変化するパラメータ等

パラメータ等	インターフェイスシステムLOCA発生時の変化
警報「RHR PUMP DISCH PRESS ABNORMAL HI/LO」等(HI側)	残留熱除去系ポンプ出口圧力が約2.75MPa [gage]まで上昇したことを検知し発報する。(通常時約0.49MPa [gage])
警報「RHR Hx AREA FLOODING」等	床面より約300mm水位が形成されたことを検知し発報する。(通常時0mm)
警報「LDS RHR EQUIP ROOMS AMBIENT TEMP HIGH」等	各室内で漏えいが発生した場合において、室温が上昇したことを検知し発報する。
火災警報	蒸気の影響により漏えい発生場所近傍の煙感知器が作動した場合、火災警報が発報する。また、建屋内が75℃以上の高温となった場合には熱感知器が作動し、火災警報が発報する。
原子炉建屋空間線量率	漏えい発生場所近傍のエリアモニタが上昇する。
原子炉建屋ダストモニタ	漏えい発生場所近傍のダストモニタが上昇する。
警報「R/B FD SUMP LEAKAGE HIGH」「R/B FD SUMP LEVEL HI-HI」等	漏えい水のサンプへの流入によりサンプポンプ運転頻度が増加又は連続運転となる。また、サンプ液位が通常運転液位を超えたことを検知し警報が発報する。
警報「R/B ED SUMP TEMP HIGH」	漏えい水のサンプへの流入によりサンプ内の温度が上昇したことを検知し発報する。

炉心損傷前の原子炉の減圧操作について

1. 原子炉の手動減圧操作

炉心損傷前の原子炉の手動減圧操作には、原子炉圧力容器への熱応力の影響を考慮し、原子炉冷却材温度変化率 $55^{\circ}\text{C}/\text{h}$ 以下を監視しながら実施する「通常の減圧」と、事故時において逃がし安全弁 7 弁を開放することにより原子炉を急速に減圧する「急速減圧」がある。

各減圧操作は、低圧で原子炉へ注水可能な手段を確保した上で、以下のとおり判断して実施する。

1.1 通常の減圧操作

通常の減圧操作は、プラント通常起動／停止時及び事故対応中で急速減圧操作の条件が成立していない場合において適用する。

本操作は、主復水器が使用できる場合には、タービンバイパス弁を用いて原子炉の発生蒸気を復水器へ、主復水器が使用できない場合には、逃がし安全弁を間欠で用いてサプレッション・プールへ導くことで原子炉の減圧を行う。

1.2 急速減圧操作

急速減圧操作は、事故対応中において以下のような場合に、逃がし安全弁 7 弁を開放することにより実施する。

- ① 高圧注水機能喪失等により原子炉水位が低下し、低圧注水機能により原子炉への注水を速やかに行う場合

② 高圧注水機能により原子炉水位が緩やかに上昇しているが、炉心露出（原子炉水位が燃料有効長頂部以下）の時間が最長許容炉心露出時間を上回った場合

③ 原子炉水位不明が発生し、低圧の注水機能により原子炉圧力容器を満水にする場合

④ インターフェイスシステム L O C A が発生し、中央制御室からの遠隔隔離に失敗した場合

また、以下の場合で減圧操作に時間余裕がある場合は、減圧による格納容器への熱負荷に留意し、格納容器圧力及び温度を監視しながら逃がし安全弁 7 弁を順次開放するが、原子炉冷却材温度変化率 $55^{\circ}\text{C}/\text{h}$ 以下は適用されない。

⑤ サプレッション・プール熱容量制限に到達した場合

⑥ 格納容器圧力を約 $245\text{kPa}[\text{gage}]$ (0.8Pd) 以下に維持できない場合

⑦ ドライウェル温度が約 171°C に到達した場合

⑧ サプレッション・プール水位が通常水位 $+6.270\text{m}$ に接近又は通常水位 -50cm 以下となった場合

本操作は、逃がし安全弁（自動減圧機能）「7 弁」を手動開放することを第一優先とする。

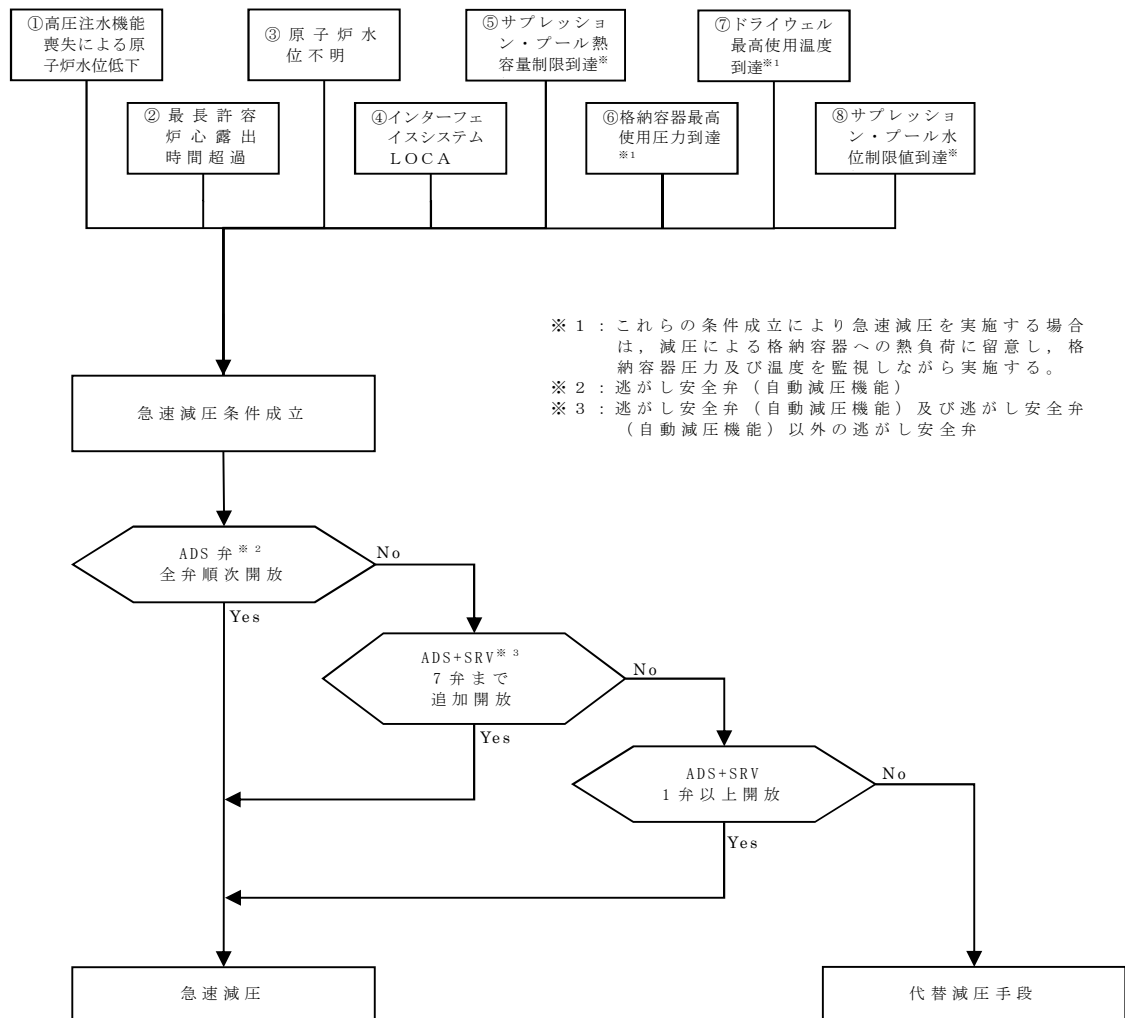
それができない場合は、逃がし安全弁（自動減圧機能）以外の逃がし安全弁を含めたものから使用可能なもの「7 弁」を手動開放する。

さらに、それもできない場合は、急速減圧に必要な最小弁数である「1 弁」以上を手動開放することにより急速減圧する。逃がし安

全弁（自動減圧機能）以外の逃がし安全弁による減圧ができない場合は、代替の減圧手段を試みる。

なお、急速減圧に必要な最小弁数「1弁」は、残留熱除去系（低圧注水系）1台による原子炉注水を仮定した場合に燃料被覆管最高温度が1,200℃以下に抑えられることを条件として設定している。

急速減圧操作の概要は第1図のとおり。



第1図 急速減圧操作概要

2. 原子炉の自動減圧

1.のような運転員による手動操作がない場合でも、事故事象を収束させるための原子炉減圧として、自動減圧系及び過渡時自動減圧回路の2つがある。逃がし安全弁の機能を第1表に整理するとともに、概要を以下に示す。

なお、原子炉停止機能喪失（ATWS）の場合は、原子炉の自動減圧により低温の水が注水されることを防止するため、運転員の判断により自動減圧を阻止するための操作スイッチがある。

2.1 自動減圧回路（第2図）

非常用炉心冷却系の一部であり、高圧炉心スプレイ系のバックアップ設備として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放し原子炉圧力を速やかに低下させ、低圧注水系の早期注水を促す。

具体的には、「原子炉水位異常低下（レベル1）」及び「格納容器圧力高」信号が120秒間継続し、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）が運転中であれば、逃がし安全弁（自動減圧機能）7弁が開放する。

2.2 過渡時自動減圧回路（第2図）

非常用炉心冷却系の自動減圧機能が動作しない場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する。

自動減圧回路の動作信号のうち、格納容器圧力高信号が成立しなくても、原子炉の水位が低い状態で一定時間経過した場合は、残留熱除去系（低圧注水系）等の起動を条件に過渡時自動減圧回路は動作する。

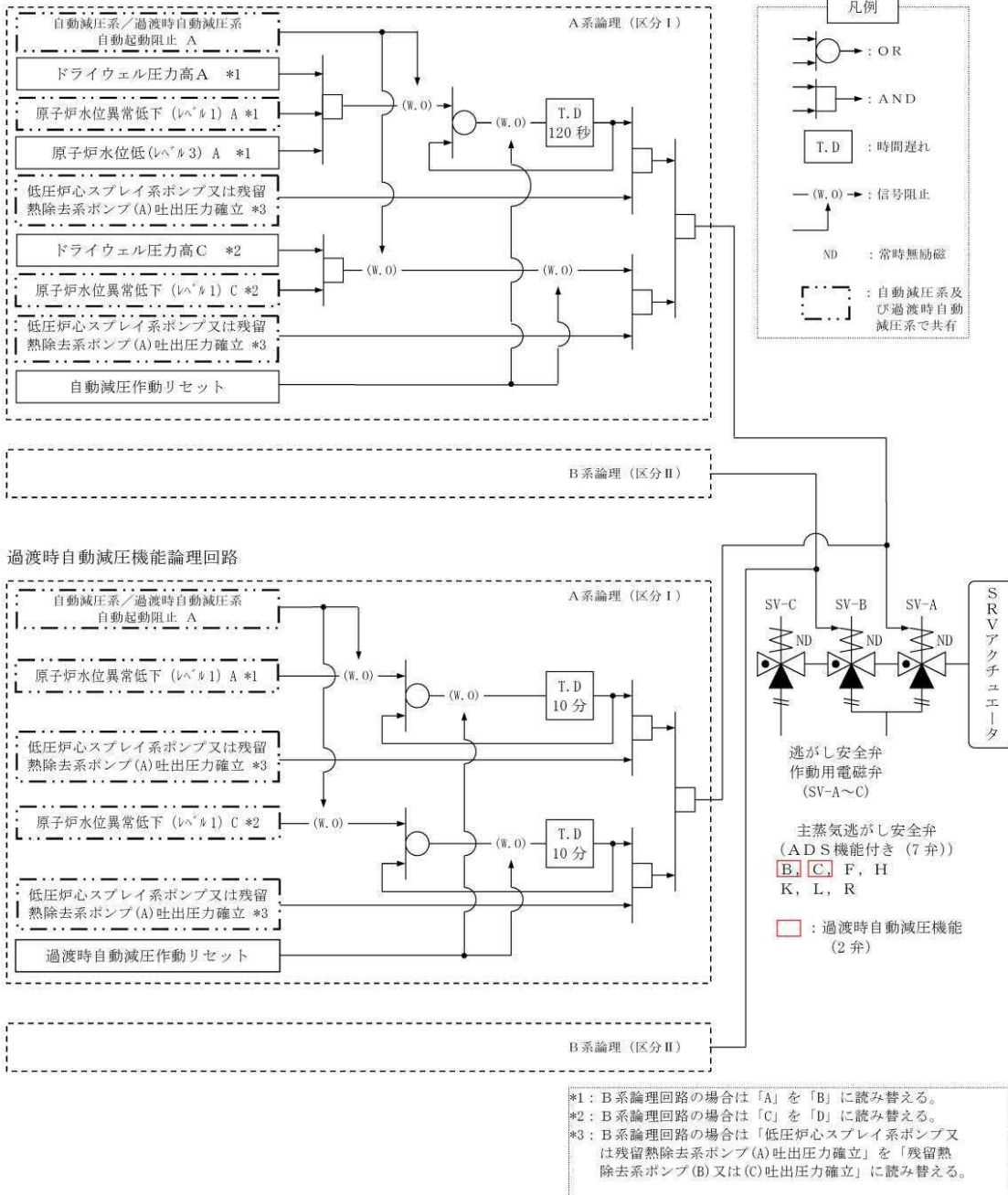
具体的には、原子炉水位異常低下（レベル1）信号が10分間継続し、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）が運転中であれば、過渡時自動減圧機能付き逃がし安全弁2弁が開放する。

過渡時自動減圧回路は、原子炉水位異常低下（レベル1）に「10分間」の時間遅れを考慮して、炉心損傷に至らない台数を検討した結果、1弁を開放すれば炉心損傷の制限値（燃料被覆管 1,200℃以下、被覆管酸化割合 15%以下）を満足するため、余裕として1弁を追加して2弁と設定した。

第1表 逃がし安全弁機能一覧

弁番号	機 能			
	逃がし弁機能	安全弁機能	自動減圧回路	過渡時 自動減圧回路
(A) (D) (E) (G) (J) (M) (N) (P) (S) (U) (V)	○	○	—	—
(F) (H) (K) (L) (R)	○	○	○	—
(B) (C)	○	○	○	○

自動減圧機能論理回路



第 2 図 自動減圧機能論理回路

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

< 目 次 >

1.4.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

b. 原子炉運転中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i) 低圧代替注水

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i) 復旧

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備

i) 低圧代替注水

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 原子炉運転停止中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i) 低圧代替注水

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i) 復旧

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

d. 手順等

1.4.2 重大事故等時の手順

1.4.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

- (1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水
- (2) 低圧炉心スプレー系による原子炉注水
- (3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 低圧代替注水

- (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
- (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）
- (c) 代替循環冷却系による原子炉注水
- (d) 消火系による原子炉注水
- (e) 補給水系による原子炉注水

b. 重大事故等時の対応手段の選択

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

- (a) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水
- (b) 低圧炉心スプレー系復旧後の原子炉注水

b. 重大事故等時の対応手段の選択

(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順

a. 低圧代替注水

- (a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
- (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）
- (c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却
- (d) 消火系による残存溶融炉心の冷却

(e) 補給水系による残存溶融炉心の冷却

b. 重大事故等時の対応手段の選択

1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

b. 重大事故等時の対応手段の選択

1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.4.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.4.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.4.3 重大事故対策の成立性

1. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

(1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

(2) 系統構成

2. 消火系による原子炉注水

(1) 系統構成

3. 補給水系による原子炉注水

(1) 系統構成

4. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

(1) 系統構成

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却

a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。

(2) 復旧

a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。

原子炉運転中において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態が発電用原子炉（以下「原子炉」という。）を冷却するための設計基準事故対処設備が有する機能は、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による注水機能である。

原子炉運転停止中において、原子炉を冷却するための設計基準事故対処設備

が有する機能は、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による注水機能である。また、原子炉を長期的に冷却するための設計基準事故対処設備が有する機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能である。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、原子炉を冷却する対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.4.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

原子炉運転中において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態では原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するための設計基準事故対処設備として、残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサプレッション・プールを設置している。

原子炉運転停止中において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態では原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷を防止するための設計基準事故対処設備として、残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサプレッション・プールを設置している。また、原子炉内の崩壊熱を除去するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプを設置している。

なお、本条項での原子炉運転停止中とは、原子炉冷却材温度100℃未満^{※1}及び原子炉圧力容器全ボルト締付状態で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を冷却している期間とする。

※1：原子炉の昇温を伴う検査時は除く。

これらの設計基準事故対応設備が健全であれば、重大事故等の対応に用いるが、設計基準事故対応設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対応設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対応設備を選定する。（第1.4-1図）

また、炉心の著しい損傷、熔融が発生し、熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、格納容器の破損を防止するための対応手段及び重大事故等対応設備を選定する。

重大事故等対応設備の他に、設計基準事故対応設備により重大事故等の対応を行うための対応手段と重大事故等対応設備（設計基準拡張）^{※2}及び柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{※3}を選定する。

※2 重大事故等対応設備（設計基準拡張）

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

※3 自主対策設備

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

選定した重大事故等対応設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十七条及び技術基準規則第六十二条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対応設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、残留熱除

去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障による機能喪失を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失を想定する。

さらに、炉心の著しい損傷、熔融が発生し、原子炉圧力容器内に熔融炉心が残存する場合を想定する。

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

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.4-1表に整理する。

a. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（低圧注水系又は原子炉停止時冷却系）又は低圧炉心スプレイ系が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ サプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

低圧炉心スプレイ系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・ サプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

b. 原子炉運転中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i) 低圧代替注水

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが故障により原子炉注水ができない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉へ注水する手段がある。

(i) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽

(ii) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽

(iii) 代替循環冷却系による原子炉注水

代替循環冷却系による原子炉注水で使用する設備は以下のとお

り。

- ・代替循環冷却系ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器（A）
- ・サブプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

(iv) 消火系による原子炉注水

消火系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

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

(v) 補給水系による原子炉注水

補給水系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.4.1(2) b. (a) i) (i) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」で使用する設備のうち、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) b. (a) i) (ii) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水」で使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) b. (a) i) (iii) 代替循環冷却系による原子炉注水」

で使用する設備のうち、残留熱除去系熱交換器（A）、サプレッション・プール及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) b. (a) i) (iii) 代替循環冷却系による原子炉注水」で使用する設備のうち、残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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

（添付資料1.4.1）

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが故障により機能喪失した場合においても、原子炉を冷却することができる。

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

- ・代替循環冷却系ポンプ

残留熱除去系の有する格納容器からの除熱機能を代替することを目的に設置した設備であり、原子炉高圧状態から低圧注水に移行することを考慮した注水量としていないため、低圧注水への移行段階での炉心損傷を防止するための注水量としては十分ではない場合があるが、低圧で注水が可能な設備であるため、低圧注水手段としては有効である。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動、設置、ホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、代替循環冷却

系が使用可能であれば、原子炉へ注水する手段として有効である。

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

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉へ注水する手段として有効である。

- ・復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンク

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉へ注水する手段として有効である。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は以下のとおり。

i) 復旧

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失により使用できない場合は、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給するとともに、残留熱除去系海水ポンプ、緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプで冷却水を確保することにより、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系を復旧する手段がある。

また、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合は、緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプで冷却水を確保することにより、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系を復旧する手段がある。

常設代替交流電源設備及び可搬型代替注水大型ポンプへ燃料を補給し、電源及び冷却水の供給を継続することにより、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系を十分な期間、運転継続することが可能である。

また、原子炉運転停止後は残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に移行し、長期的に原子炉を除熱する手段がある。なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）については、「1.4.1(2) c. (b) i) 復旧」にて整備する。

(i) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水

残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却）
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・サブプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

全交流動力電源喪失時の対応手段及び設備は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

(ii) 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水

低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・低圧炉心スプレイ系ポンプ（海水冷却）

- ・ サプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

全交流動力電源喪失時の対応手段及び設備は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.4.1(2) b. (b) i) (i) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水」で使用する設備のうち、サプレッション・プール及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) b. (b) i) (i) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水」で使用する設備のうち、残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却）、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

「1.4.1(2) b. (b) i) (ii) 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水」で使用する設備のうち、サプレッション・プール及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) b. (b) i) (ii) 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水」で使用する設備のうち、低圧炉心スプレイ系ポンプ（海水冷却）及び残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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

以上の重大事故等対処設備により，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合においても，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系を復旧し，原子炉を冷却することができる。

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

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動，設置，ホース接続等に時間を要し，想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが，残留熱除去系（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系が使用可能であれば，原子炉へ注水する手段として有効である。

(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備

i) 低圧代替注水

炉心の著しい損傷，溶融が発生し，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合は，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系により残存溶融炉心を冷却する手段がある。

(i) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設低圧代替注水系ポンプ
- ・代替淡水貯槽

(ii) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・代替淡水貯槽

(iii) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替循環冷却系ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器（A）
- ・サブプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

(iv) 消火系による残存溶融炉心の冷却

消火系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

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

(v) 補給水系による残存溶融炉心の冷却

補給水系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ

・復水貯蔵タンク

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.4.1(2) b. (c) i) (i) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却」で使用する設備のうち、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) b. (c) i) (ii) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却」で使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) b. (c) i) (iii) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却」で使用する設備のうち、代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器（A）、サプレッション・プール及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) b. (c) i) (iii) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却」で使用する設備のうち、残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

これらの設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合においても、残存溶融炉心を冷却することができる。

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

・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動、設置、ホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、代替循環冷却

系が使用可能であれば、残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。

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

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，使用可能であれば，残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。

- ・復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンク

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，使用可能であれば，残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。

c. 原子炉運転停止中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i) 低圧代替注水

原子炉運転停止中に**おいて**，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプが故障により原子炉除熱ができない場合は，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系により原子炉へ注水する手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.4.1(2) b. (a) i) 低圧代替注水」で選定した設備と同様である。

以上の設備により，原子炉運転停止中に**おいて**，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプが故障した場合においても，原子炉を冷却することができる。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は以下のとおり。

i) 復旧

原子炉運転停止中に¹において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が全交流動力電源喪失により使用できない場合は、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2 C又はM/C 2 Dへ電源を供給するとともに、残留熱除去系海水ポンプ²、緊急用海水ポンプ³又は可搬型代替注水大型ポンプ⁴で冷却水を確保することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧する手段がある。

また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合は、緊急用海水ポンプ⁵又は可搬型代替注水大型ポンプ⁶で冷却水を確保することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧する手段がある。

常設代替交流電源設備及び可搬型代替注水大型ポンプ⁷へ燃料を補給し、電源及び冷却水の供給を継続することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を十分な期間、運転継続することが可能である。

(i) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

全交流動力電源喪失時の対応手段及び設備は、「1.14 電源の

確保に関する手順等」にて整理する。

残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.4.1(2) c. (b) i) (i) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱」で使用する設備のうち、緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) c. (b) i) (i) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱」で使用する設備のうち、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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

（添付資料1.4.1）

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合においても、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧し、原子炉を除熱することができる。

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

・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動、設置、ホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、残留熱除去系

(原子炉停止時冷却系) が使用可能であれば、原子炉を除熱する手段として有効である。

d. 手順等

上記「a. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備」, 「b. 原子炉運転中の対応手段及び設備」及び「c. 原子炉運転停止中の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員等^{※4}及び重大事故等対応要員の対応として、「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」, 「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」及び「重大事故等対策要領」に定める。（第1.4-1表）

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する。（第1.4-2表, 第1.4-3表）

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

（添付資料1.4.2）

1.4.2 重大事故等時の手順

1.4.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水

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

a. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

①自動起動信号が発信した場合。

原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高信号が発信した場合。

②手動起動の場合。

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

b. 操作手順

残留熱除去系（低圧注水系）（A）による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（低圧注水系）（B）又は残留熱除去系（低圧注水系）（C）による原子炉注水手順も同様。）

概要図を第1.4-2図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系

（A）ポンプの手動起動又は自動起動の確認を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプの手動起動

操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高）により残留熱除去系（A）ポンプが起動したことを確認し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage]

以上であることを確認した後、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下で

あることを確認し、残留熱除去系（低圧注水系）（A）による原子炉への注水の開始を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（A）の手動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウエル圧力高）により開したことを確認する。

⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

⑥発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持するように指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（A）の開閉操作により残留熱除去系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。

なお、原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間に、格納容器内への格納容器スプレイを実施する必要がある場合は、残留熱除去系注入弁（A）の全閉操作を実施後、残留熱除去系格納容器（A）スプレイ弁を開とし、格納容器スプレイを実施する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから残留熱除去系（低压注水系）の手動起動操作による原子炉注水開始まで6分以内と想定する。

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

なお、残留熱除去系（低压注水系）の起動に必要な残留熱除去系海水ポンプによる冷却水確保の所要時間は4分以内と想定する。

(2) 低压炉心スプレイ系による原子炉注水

低圧炉心スプレイ系が健全な場合は、原子炉水位異常低下（レベル1）若しくはドライウェル圧力高信号による低圧炉心スプレイ系ポンプの自動起動、又は中央制御室からの手動操作により低圧炉心スプレイ系ポンプを起動し、サブレーション・プールを水源とした原子炉への注水を実施する。

a. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

①自動起動信号が発信した場合。

原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高信号が発信した場合。

②手動起動の場合。

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

b. 操作手順

低圧炉心スプレイ系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.4-3図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に低圧炉心スプレイ系ポンプの手動起動又は自動起動の確認を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系ポンプの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウェル圧力高）により低圧炉心スプレイ系ポンプが起動したことを確認し、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力指示値が1.66MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下で

あることを確認し、低圧炉心スプレイ系による原子炉への注水の開始を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系注入弁の手動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウエル圧力高）により開したことを確認する。

⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを低圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

⑥発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持するように指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系注入弁の開閉操作により低圧炉心スプレイ系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから低圧炉心スプレイ系の手動起動操作による原子炉注水開始まで6分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、低圧炉心スプレイ系の起動に必要となる残留熱除去系海水ポンプによる冷却水確保の所要時間は4分以内と想定する。

(3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動し、原子炉

の除熱を実施する。

a. 手順着手の判断基準

原子炉压力容器内の水位が原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下の場合。

b. 操作手順

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（B）による原子炉除熱手順も同様。）

概要図を第1.4-4図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室及び原子炉建屋付属棟にて、原子炉保護系電源の復旧を実施する。
- ③運転員等は中央制御室にて、格納容器隔離を復旧する。
- ④運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、残留熱除去系（A）レグシールライン弁を閉にする。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプ入口弁を閉とする。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉再循環（A）ポンプが停止していることを確認し、原子炉再循環（A）ポンプ出口弁を閉にする。
- ⑦運転員等は、発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の準備が完了したことを報告する。
- ⑧発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）使用可能圧力0.93MPa [gage] 以下であることを確認

し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱するための系統構成を指示する。

- ⑨運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を閉とし、閉側回路を除外する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁の開側回路を除外し、残留熱除去系外側隔離弁を開にする。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁を開にし、開側回路の除外を解除する。
- ⑫運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却ライン入口弁を開にする。
- ⑬運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却注入弁を調整開とする。
- ⑭運転員等は、発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱するための系統構成が完了したことを報告する。
- ⑮発電長は、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の開始を指示する。
- ⑯運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプを起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上、及び残留熱除去系系統流量の流量上昇を確認する。
- ⑰運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を調整開とする。
- ⑱運転員等は中央制御室にて、原子炉除熱が開始されたことを残留熱除去系熱交換器入口温度が低下することにより確認し、発電長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名により操作を実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱開始まで161分以内と想定する。

なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の起動に必要な残留熱除去系海水ポンプによる冷却水確保の所要時間は4分以内と想定する。

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

（添付資料1.4.3）

1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 低圧代替注水

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

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系の手段のうち、低圧で原子炉へ注水可能な系統1系統以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉注水を開始する。

なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、原子炉圧力容器内を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え給水系、復水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）を

使用し原子炉注水を実施する。

(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

i) 手順着手の判断基準

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

ii) 操作手順

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.4-5図に、タイムチャートを第1.4-6図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備を指示する。また、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合は、原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水に必要な残留熱除去系注入弁（C）の受電操作を実施し、残留熱除去系注入弁（C）の表示灯が点灯したことを確認する。また、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合は、原子炉冷却材浄化系吸込弁を閉にする。

③運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

④運転員等は、発電長に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備が完了したことを報告する。

- ⑤発電長は、運転員等に低圧代替注水系（常設）の起動を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（C）ポンプの操作スイッチを隔離する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）の使用モード^{※1}を選択し、低圧代替注水系（常設）を起動した後、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上であることを確認する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁が自動開したことを確認する。
- ⑨運転員等は、発電長に低圧代替注水系（常設）の起動が完了したことを報告する。
- ⑩発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水の開始を指示する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（C）を開にし、原子炉への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。
- ⑫発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように指示する。
- ⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器注水流量調整弁により低圧代替注水系原子炉注水流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持し、発電長に報告

する。

※1：原子炉注水と格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は、原子炉注水及び格納容器内の冷却に必要な系統構成を行い、原子炉注水と格納容器スプレイを実施する。

iii) 操作の成立性

原子炉運転中において、上記の中央制御室対応を運転員等2名にて実施した場合、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水については、作業開始を判断してから原子炉注水開始まで9分以内と想定する。

常設低圧代替注水系ポンプを使用した原子炉注水と格納容器スプレイについては、作業開始を判断してから原子炉注水開始まで15分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、原子炉運転停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）1名により実施し、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉注水開始まで9分以内と想定する。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、以下のいずれかの状況に至った場合。

①代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉注水ができず、

代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

②代替循環冷却系により原子炉注水が実施されているが、原子炉圧力容器内の水位の上昇が確認されず、消火系及び補給水系により原子炉注水ができない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

低压代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）手順の概要は以下のとおり。なお、水源から接続口までの可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

概要図を第1.4-7図に、タイムチャートを第1.4-8図に示す。

（残留熱除去系（C）配管を使用する西側接続口による原子炉注水及び低压炉心スプレイ系配管を使用する東側接続口による原子炉注水の手順は、手順⑩以外同様。）

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に低压代替注水系配管・弁の接続口への低压代替注水系（可搬型）の接続を依頼する。

②災害対策本部長は、発電長に低压代替注水系（可搬型）で使用する低压代替注水系配管・弁の接続口を連絡する。

③災害対策本部長は、重大事故等対応要員に低压代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備を指示する。

④発電長は、運転員等に残留熱除去系（C）配管又は低压炉心スプレイ系配管を使用した低压代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて、低压代替注水系（可搬型）による

原子炉への注水に必要な残留熱除去系注入弁（C）又は低圧炉心スプレイ系注入弁の受電操作を実施し、残留熱除去系注入弁（C）又は低圧炉心スプレイ系注入弁の表示灯が点灯したことを確認する。

⑥ 運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

⑦ 運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（C）ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプの操作スイッチを隔離する。

⑧ 運転員等は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備が完了したことを報告する。

⑨ 発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の系統構成を指示する。

⑩^a 残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合

運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、残留熱除去系注入弁（C）及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。

なお、電源が確保できない場合、運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、現場手動操作により原子炉注水弁、残留熱除去系注入弁（C）及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。

⑩^b 低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合

運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。

なお、電源が確保できない場合、運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、現場手動操作により原子炉注水弁、低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。

⑪運転員等は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑫発電長は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水するための原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了したことを連絡する。

⑬重大事故等対応要員は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水するための準備が完了したことを報告する。

⑭災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡する。

⑮災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑯重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、西側接続口又は東側接続口の弁を開とし、可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑰災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。

⑱発電長は、運転員等に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水が開始されたことの確認を指示する。

⑲運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇で確認し、発電長

に報告する。

⑳ 発電長は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉への注水が開始されたことを連絡する。

㉑ 発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持するように指示する。

㉒ 運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器注水流量調整弁により低圧代替注水系原子炉注水流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

（添付資料1.4.3）

(c) 代替循環冷却系による原子炉注水

i) 手順着手の判断基準

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

ii) 操作手順

代替循環冷却系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.4-9図に，タイムチャートを第1.4-10図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に代替循環

冷却系による原子炉注水の準備を指示する。

- ② 運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系による原子炉への注水に必要な残留熱除去系（A）ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器（A）出口弁、残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁及び残留熱除去系注入弁（A）の受電操作を実施し、残留熱除去系（A）ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器（A）出口弁、残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁及び残留熱除去系注入弁（A）の表示灯が点灯したことを確認する。
- ③ 運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系による原子炉への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認し、発電長に報告する。
- ④ 発電長は、運転員等に代替循環冷却系による原子炉注水の系統構成を指示する。
- ⑤ 運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプの操作スイッチを隔離する。
- ⑥ 運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注水配管分離弁、残留熱除去系（A）ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器（A）出口弁及び残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を閉にする。
- ⑦ 運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系入口弁及び代替循環冷却系テストライン弁を開にする。
- ⑧ 運転員等は、発電長に代替循環冷却系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑨ 発電長は、運転員等に代替循環冷却系ポンプの起動を指示する。
- ⑩ 運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系ポンプを起動し、

代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。

⑪ 発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、代替循環冷却系による原子炉への注水の開始を指示する。

⑫ 運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（A）を開にした後、代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁を開にするとともに代替循環冷却系テストライン弁を閉にする。

⑬ 運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

⑭ 発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持するように指示する。

⑮ 運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁により代替循環冷却系原子炉注水流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉注水開始まで41分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

(d) 消火系による原子炉注水

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、以下のいずれかの状況に至った場合。

①代替循環冷却系により原子炉注水ができず、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合。

②代替循環冷却系により原子炉注水が実施されているが、原子炉圧力容器内の水位上昇が確認されない場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合。

ii) 操作手順

消火系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.4-11図に、タイムチャートを第1.4-12図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に消火系による原子炉注水の準備を指示する。

- ②運転員等は中央制御室にて、消火系による原子炉への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に消火系による原子炉注水の系統構成を指示する。
- ④運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。
- ⑤運転員等は、発電長に消火系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑥発電長は、運転員等に電動駆動消火ポンプ^{*2}又はディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。
- ⑧発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、消火系による原子炉への注水の開始を指示する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（B）消火系ライン弁を開にする。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（B）を開にする。
- ⑪運転員は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。
- ⑫発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低

(レベル3) 設定点以上から原子炉水位高 (レベル8) 設定点の間で維持するように指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁 (B) の開閉操作により残留熱除去系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル3) 設定点以上から原子炉水位高 (レベル8) 設定点の間で維持し、発電長に報告する。

なお、原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間に、格納容器内への格納容器スプレイを実施する必要がある場合は、残留熱除去系注入弁 (B) の全閉操作を実施後、残留熱除去系格納容器スプレイ弁 (B) を開とし、格納容器スプレイを実施する。

※2：常用電源が使用できる場合に、電動駆動消火ポンプを使用する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等 (当直運転員) 1名、現場対応を運転員等 (当直運転員) 2名にて実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉注水開始まで50分以内と想定する。

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

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

(添付資料1.4.3)

(e) 補給水系による原子炉注水

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉注水ができず、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、以下のいずれかの状況に至った場合。

- ①代替循環冷却系及び消火系により原子炉注水ができず、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。
- ②代替循環冷却系により原子炉注水が実施されているが、原子炉压力容器内の水位の上昇が確認されず、消火系により原子炉注水ができない場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

補給水系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.4-13図に、タイムチャートを第1.4-14図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に補給水系による原子炉注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、補給水系による原子炉注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、災害対策本部長に連絡配管閉止フランジの切り替えを依頼する。
- ④災害対策本部長は、重大事故等対応要員に連絡配管閉止フランジの切り替えを指示する。
- ⑤重大事故等対応要員は、連絡配管閉止フランジの切り替えを実

施する。

- ⑥重大事故等対応要員は、災害対策本部長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを報告する。
- ⑦災害対策本部長は、発電長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを連絡する。
- ⑧発電長は、運転員等に補給水系による原子炉注水の系統構成を指示する。
- ⑨運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、補給水系－消火系連絡ライン止め弁を開にする。
- ⑩運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（B）消火系ライン弁を開にする。
- ⑫運転員等は、発電長に補給水系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑬発電長は、運転員等に復水移送ポンプの起動を指示する。
- ⑭運転員等は中央制御室にて、復水移送ポンプを起動し、復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。
- ⑮発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、補給水系による原子炉への注水の開始を指示する。
- ⑯運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（B）を開にし、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

⑰発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように指示する。

⑱運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（B）の開閉操作により残留熱除去系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持し、発電長に報告する。

なお、原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間に、格納容器内への格納容器スプレイを実施する必要がある場合は、残留熱除去系注入弁（B）の全閉操作を実施後、残留熱除去系（B）格納容器スプレイ弁を開とし、格納容器スプレイを実施する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉注水開始まで105分以内と想定する。

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

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

(添付資料1.4.3)

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-21図に示す。

残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水機能が喪失し、原子炉へ注水ができない場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉へ注水する。

低圧代替注水系（常設）が使用できない場合は、代替循環冷却系により原子炉へ注水する。

代替循環冷却系が使用できない場合、又は代替循環冷却系により原子炉注水が実施されているが、原子炉圧力容器内の水位の上昇が確認されない場合は、消火系、補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水する。

なお、消火系による原子炉への注水は、重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合に実施する。また、補給水系は連絡配管閉止フランジの切り替えに時間を要することから、消火系による原子炉への注水ができない場合に実施する。

(2) サポート系故障時の対応手順

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手順は以下のとおり。

a. 復旧

(a) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水

全交流動力電源喪失により残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による注水機能が喪失した場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系（低圧注水系）の電源を復旧するとともに、残留

熱除去系海水ポンプ，緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し，残留熱除去系（低圧注水系）にて原子炉への注水を実施する。

また，残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（低圧注水系）による注水機能が喪失した場合，緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し，残留熱除去系（低圧注水系）にて原子炉への注水を実施する。

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

i) 手順着手の判断基準

【全交流動力電源喪失時】

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

【残留熱除去系海水系機能喪失時】

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

ii) 操作手順

残留熱除去系（低圧注水系）（A）による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（低圧注水系）（B）又は残留熱除去系（低圧注水系）（C）による原子炉注水手順も同様。）

概要図を第1.4-15図に、タイムチャートを第1.4-16図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系（低圧注水系）（A）による原子炉注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（低圧注水系）（A）による原子炉への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に残留熱除去系（A）ポンプの起動を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプを起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉への注水の開始を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（A）を開とし、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。
- ⑦発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持するように指示する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、**残留熱除去系注入弁（A）の開閉操作により残留熱除去系系統流量を調整することで**、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。

なお，原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間に，格納容器内への格納容器スプレイを実施する必要がある場合は，残留熱除去系注入弁（A）又は（B）の全閉操作を実施後，残留熱除去系格納容器スプレイ弁（A）又は（B）を開とし，格納容器スプレイを実施する。

iii) 操作の成立性

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

なお，残留熱除去系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内
- ・緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内
- ・可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

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

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

(b) 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水

全交流動力電源喪失により残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による注水機能が喪失した場合，常設代替交流電源設備により低圧炉心スプレイ系の電源を復旧するとともに，残留熱除去系

海水ポンプ，緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し，低圧炉心スプレイ系にて原子炉への注水を実施する。

また，残留熱除去系海水系機能喪失により低圧炉心スプレイ系による注水機能が喪失した場合，緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し，低圧炉心スプレイ系にて原子炉への注水を実施する。

i) 手順着手の判断基準

【全交流動力電源喪失時】

全交流動力電源喪失時，常設代替交流電源設備により緊急用M/Cが受電され，緊急用M/CからM/C 2Cの受電が完了し，残留熱除去系（低圧注水系）が復旧できず，サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【残留熱除去系海水系機能喪失時】

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

ii) 操作手順

低圧炉心スプレイ系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.4-17図に，タイムチャートを第1.4-18図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に低圧炉心スプレイ系による原子炉注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，低圧炉心スプレイ系による原子炉への注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに，冷却水が

確保されていることを確認し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に低圧炉心スプレイ系ポンプの起動を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系ポンプを起動し、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力指示値が1.66MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。

⑤発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、低圧炉心スプレイ系による原子炉への注水の開始を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系注入弁を開とし、原子炉への注水が開始されたことを低圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

⑦発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持するように指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系注入弁の開閉操作により低圧炉心スプレイ系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

原子炉運転中において、上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから低圧炉心スプレイ系による原子炉注水開始まで6分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作

であるため、速やかに対応できる。

なお、低圧炉心スプレイ系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

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

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-21図に示す。

全交流動力電源が喪失し、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dを受電し、交流動力電源が確保され、残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系海水系が復旧できる場合は、残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉へ注水する。また、残留熱除去系（低圧注水系）が復旧できず、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系海水系が復旧できる場合は、低圧炉心スプレイ系により原子炉へ注水する。

なお、常設代替交流電源設備によりM/C 2C又はM/C 2Dが受電できない場合は、「1.4.2.2(1) a. 低圧代替注水」の対応手順を実施する。

残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系海水系が使用できない場合は、緊急用海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉へ注水する。

残留熱除去系（低圧注水系）が使用できない場合は、低圧炉心スプレ

イ系により原子炉へ注水する。

緊急用海水系が使用できない場合は、代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系により原子炉へ注水するが、代替残留熱除去系海水系の運転に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等により原子炉への注水を並行して実施する。

原子炉運転停止後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。

(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順

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

a. 低圧代替注水

(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

i) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※3}により原子炉圧力容器の破損を判断し、格納容器内の圧力及び温度が低下傾向であり、格納容器内の温度が151℃以下まで低下した場合で、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び代替循環冷却系により原子炉圧力容器内へ注水ができない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※3：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」は、格納容

器下部水温の上昇又は格納容器下部水温指示値の喪失により確認する。

ii) 操作手順

低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.2(1) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」の操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウェル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m³/h、ペDESTAL（ドライウェル部）注水量：30m³/h～80m³/h）を確保し、原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m³/h～50m³/h）の注水を実施する。しかし、十分な注水流量が確保できない場合は、格納容器スプレイを優先する。

なお、概要図は第1.4-5図、タイムチャートは第1.4-6図と同様である。

iii) 操作の成立性

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

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）

i) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断し、格納容器内の圧力及び温度が低下傾向であり、

格納容器内の温度が151℃以下まで低下した場合で、残留熱除去系

(低圧注水系)、低圧炉心スプレイ系、代替循環冷却系、低圧代替注水系(常設)、消火系及び補給水系により原子炉圧力容器内へ注水ができない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却(淡水/海水)については、「1.4.2.2(1) a. (b) 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)」の操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレイ及びペDESTAL(ドライウェル部)への注水に必要な流量(格納容器スプレイ流量: $130\text{m}^3/\text{h}$ 、ペDESTAL(ドライウェル部)注水量: $30\text{m}^3/\text{h}\sim 80\text{m}^3/\text{h}$)を確保し、原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量($14\text{m}^3/\text{h}\sim 50\text{m}^3/\text{h}$)の注水を実施する。しかし、十分な注水流量が確保できない場合は、格納容器スプレイを優先する。

なお、概要図は第1.4-7図、タイムチャートは第1.4-8図と同様である。

iii) 操作の成立性

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

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

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

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

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

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

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

（添付資料1.4.3）

(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

i) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断し，格納容器内の圧力及び温度が低下傾向であり，格納容器内の温度が151℃以下まで低下した場合で，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却については，「1.4.2.2(1) a. (c) 代替循環冷却系による原子炉注水」の操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については，格納容器スプレイ流量を150m³/hを確保し，原子炉圧力容器内への注水量を100m³/hで実施する。

なお、概要図は第1.4-9図、タイムチャートは第1.4-10図と同様である。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉圧力容器内への注水開始まで41分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

(d) 消火系による残存溶融炉心の冷却

i) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断し、格納容器内の圧力及び温度が低下傾向であり、格納容器内の温度が151℃以下まで低下した場合で、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、代替循環冷却系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器内へ注水ができない場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合。

ii) 操作手順

消火系による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.2(1) a.

(d) 消火系による原子炉注水」の操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレー及びペDESTAL（ドライウェル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレー流量：130m³/h，ペDESTAL（ドライウェル部）注水量：30m³/h～80m³/h）を確保し，原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m³/h～50m³/h）の注水を実施する。しかし，十分な注水流量が確保できない場合は格納容器スプレーを優先する。

なお，概要図は第1.4-11図，タイムチャートは第1.4-12図と同様である。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合，作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器内への注水開始まで50分以内と想定する。

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

（添付資料1.4.3）

(e) 補給水系による残存溶融炉心の冷却

i) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断し，格納容器内の圧力及び温度が低下傾向であり，格納容器内の温度が151℃以下まで低下した場合で，残留熱除去系（低圧注水系），低圧炉心スプレー系，代替循環冷却系，低圧代替注水系（常設）及び消火系により原子炉圧力容器内へ注水ができな

い場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

補給水系による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.2(1) a .
(e) 補給水系による原子炉注水」の操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウェル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量： $130\text{m}^3/\text{h}$ 、ペDESTAL（ドライウェル部）注水量： $30\text{m}^3/\text{h}\sim 80\text{m}^3/\text{h}$ ）を確保し、原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（ $14\text{m}^3/\text{h}\sim 50\text{m}^3/\text{h}$ ）の注水を実施する。しかし、十分な注水流量が確保できない場合は、格納容器スプレイを優先する。

なお、概要図は第1.4-13図、タイムチャートは第1.4-14図と同様である。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器内への注水開始まで105分以内と想定する。

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

(添付資料1.4.3)

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-21図に示す。

原子炉圧力容器が破損し、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心

スプレイ系による残存溶融炉心の冷却ができない場合は、代替循環冷却系による残存溶融炉心を冷却する。

代替循環冷却系が使用できない場合は、低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却を実施する。

低圧代替注水系（常設）が使用できない場合は、消火系、補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却を実施する。

なお、消火系による残存溶融炉心の冷却は、重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合に実施する。また、補給水系は連絡配管閉止フランジの切り替えに時間を要することから、消火系による残存溶融炉心の冷却ができない場合に実施する。

1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

原子炉運転停止中に原子炉へ注水する機能が喪失した場合の対応手順については、「1.4.2.2(1) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」、「1.4.2.2(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」、「1.4.2.2(1) a. (c) 代替循環冷却系による原子炉注水」、「1.4.2.2(1) a. (d) 消火系による原子炉注水」及び「1.4.2.2(1) a. (e) 補給水系による原子炉注水」の対応手順と同様である。

(2) サポート系故障時の対応手順

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手順は以下のとおり。

a. 復旧

(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

全交流動力電源喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能が喪失した場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の電源を復旧するとともに、残留熱除去系ポンプ、緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）にて原子炉の除熱を実施する。

また、残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能が喪失した場合、緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）にて原子炉の除熱を実施する。

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

i) 手順着手の判断基準

【全交流動力電源喪失時】

全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2 C又はM/C 2 Dの受電が完了し、原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下である場合。

【残留熱除去系海水系機能喪失時】

残留熱除去系海水系機能喪失時、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水が確保され、原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下である場合。

ii) 操作手順

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（B）による原子炉冷却手順も同様）

概要図を第1.4-19図に、タイムチャートを第1.4-20図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室及び原子炉建屋付属棟にて、原子炉保護系電源の復旧を実施する。
- ③運転員等は中央制御室にて、格納容器隔離を復旧する。
- ④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉の除熱に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認する。
- ⑤運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、残留熱除去系（A）レグシールライン弁を閉にする。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプ入口弁を閉とする。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、原子炉再循環（A）ポンプが停止していることを確認し、原子炉再循環（A）ポンプ出口弁を閉にする。
- ⑧運転員等は、発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の準備が完了したことを報告する。
- ⑨発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が残留熱除去系（原子

炉停止時冷却系) 使用可能圧力0.93MPa [gage] 以下であることを確認し, 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) (A) による原子炉除熱するための系統構成を指示する。

- ⑩運転員等は中央制御室にて, 残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁を閉とし, 閉側回路を除外する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて, 残留熱除去系内側隔離弁の開側回路を除外し, 残留熱除去系外側隔離弁を開にする。
- ⑫運転員等は中央制御室にて, 残留熱除去系内側隔離弁を開にし, 開側回路の除外を解除する。
- ⑬運転員等は中央制御室にて, 残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却ライン入口弁を開にする。
- ⑭運転員等は中央制御室にて, 残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却注入弁を調整開とする。
- ⑮運転員等は, 発電長に残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) (A) による原子炉除熱するための系統構成が完了したことを報告する。
- ⑯発電長は, 運転員等に残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) (A) による原子炉除熱の開始を指示する。
- ⑰運転員等は中央制御室にて, 残留熱除去系 (A) ポンプを起動し, 残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上及び残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認する。
- ⑱運転員等は中央制御室にて, 残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁を調整開とする。
- ⑲運転員等は中央制御室にて, 原子炉除熱が開始されたことを残留熱除去系熱交換器入口温度が低下することにより確認し, 発

電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合，作業開始を判断した後，冷却水を確保してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱開始まで161分以内と想定する。

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

（添付資料1.4.3）

なお，残留熱除去系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-21図に示す。

全交流動力電源が喪失し，常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後，緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dを受電し，交流動力電源が確保され，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）及び残留熱除去系海水系が復旧できる場合は，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。なお，常設代替交流電源設備によりM/C 2C又はM/C 2Dが受電できない場合は，「1.4.2.2(1) a. 低圧代替注水」の対応手順を実施する。

残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系海水系が使用できない場合は、緊急用海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。

緊急用海水系が使用できない場合は、代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱するが、代替残留熱除去系海水系の運転に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等により原子炉への注水を並行して実施する。

1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による冷却水確保手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

水源から接続口までの可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

代替淡水貯槽に補給する手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

常設低圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

第1.4-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順
 対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/27)

(重大事故等対応設備 (設計基準拡張) における残留熱除去系 (低圧注水系)
 による原子炉注水)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備			整備する手順書 ^{※1}
重大事故等対応設備 (設計基準拡張)	—	残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領
				残留熱除去系 (低圧注水系) ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ ^{※2}	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)	
			関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等対応設備	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 非常用交流電源設備 ^{※4} 燃料補給設備 ^{※4}	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)	

※1: 整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2/27）

（重大事故等対応設備（設計基準拡張）における低圧炉心スプレイ系による原子炉注水）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
重大事故等対応設備（設計基準拡張）	—	低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
				低圧炉心スプレイ系ポンプ 残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）	
			関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等対応設備	
				低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 非常用交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3／27）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張）における残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	—	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	主要設備	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「減圧冷却」 重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
			関連設備	残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁 非常用交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4／27）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5／27）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※3 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパー ジャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6／27）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ	代替循環冷却系による原子炉注水①	主要設備	残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
				残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				代替循環冷却系ポンプ	自主対策設備	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（7/27）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ	代替循環冷却系による原子炉注水②	主要設備	残留熱除去系熱交換器（A） サブプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
				代替循環冷却系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ※2	自主対策設備	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8／27）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書 ^{※1}
フロントライン系故障	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ	消火系による原子炉注水	主要設備	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※4} 可搬型代替交流電源設備 ^{※4} 燃料補給設備 ^{※4}	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備 ^{※4}	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				消火系配管・弁	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（9／27）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ	補給水系による原子炉注水	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉压力容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（10／27）

（原子炉運転中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（低圧注水系） 復旧後の原子炉注水①	主要設備	サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※2	重大事故等対処設備
				残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			関連設備	原子炉圧力容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（11/27）

（原子炉運転中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水②	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対処設備
				残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等対処設備（設計基準拡張）
				可搬型代替注水大型ポンプ※2	自主対策設備
			関連設備	原子炉圧力容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（12/27）

（原子炉運転中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水①	主要設備	サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
				低圧炉心スプレイ系ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	原子炉圧力容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（13／27）

（原子炉運転中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水②	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
				低圧炉心スプレイ系ポンプ（海水冷却）	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				可搬型代替注水大型ポンプ※2	自主対策設備	
			関連設備	原子炉圧力容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）					

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（14/27）

（溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	—	低圧代替注水系（常設） による残存溶融炉心の冷却	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－4」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（15／27）

（溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	—	低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※3 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-4」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパー ージャ 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（16／27）

（溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	—	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却①	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－4」 重大事故等対策要領
				残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ 原子炉压力容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（17/27）

（溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	—	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却②	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－4」 重大事故等対策要領
				可搬型代替注水大型ポンプ※2	自主対策設備	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ 原子炉压力容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（18／27）

（溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書 ^{※1}
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	—	消火系による残存溶融炉心の冷却	主要設備	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－4」 重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ^{※4} 可搬型代替交流電源設備 ^{※4} 燃料補給設備 ^{※4}	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備 ^{※4}	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
				消火系配管・弁	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（19／27）

（溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	—	補給水系による残存溶融炉心の冷却	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－4」 重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉压力容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
			関連設備	残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
				補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（20／27）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（21／27）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※3 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（22／27）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	代替循環冷却系による原子炉注水①	主要設備	残留熱除去系熱交換器（A） サブプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※2	重大事故等対処設備
				残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			代替循環冷却系ポンプ	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
			関連設備	非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（23／27）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書 ^{※1}
フロントライン系故障	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	代替循環冷却系による原子炉注水 ^②	主要設備	残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
				代替循環冷却系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ ^{※2}	自主対策設備	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備 ^{※2} 常設代替交流電源設備 ^{※4} 燃料補給設備 ^{※4}	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備 ^{※4}	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（24／27）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	消火系による原子炉注水	主要設備	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
				消火系配管・弁	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（25／27）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	補給水系による原子炉注水	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉压力容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
				補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（26／27）

（原子炉運転停止中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） 復旧後の原子炉除熱①	主要設備	緊急用海水ポンプ※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「減圧冷却」 重大事故等対策要領
				残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			関連設備	原子炉圧力容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（27／27）

（原子炉運転停止中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書 ^{※1}
サポート系故障	外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱②	主要設備	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「減圧冷却」 重大事故等対策要領
				可搬型代替注水大型ポンプ ^{※2}	自主対策設備	
			関連設備	原子炉圧力容器 非常用取水設備 ^{※2} 常設代替交流電源設備 ^{※4} 燃料補給設備 ^{※4}	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/16)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順			
(1) 残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA燃料域) ※ ¹
		原子炉圧力容器への注水量	給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量※ ¹ 高压炉心スプレイ系系統流量※ ¹
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サプレッション・プール水位※ ¹
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA燃料域) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (SA) ※ ¹
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※ ¹
		水源の確保	サプレッション・プール水位※ ¹
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (2/16)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順			
(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA燃料域) ※ ¹
		原子炉压力容器への注水量	給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量※ ¹ 高圧炉心スプレイ系系統流量※ ¹
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サブプレッション・プール水位※ ¹
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA燃料域) ※ ¹
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (SA) ※ ¹
		原子炉压力容器への注水量	低圧炉心スプレイ系系統流量※ ¹
		水源の確保	サブプレッション・プール水位※ ¹
		補機監視機能	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり, 耐震性, 耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (3/16)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順			
(3) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※1 残留熱除去系熱交換器出口温度※1 残留熱除去系系統流量※1

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (4/16)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)												
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水														
	判断基準	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="600 454 973 640">原子炉压力容器内の水位</td> <td data-bbox="973 454 1415 640"> 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="600 640 973 757">原子炉压力容器への注水量</td> <td data-bbox="973 640 1415 757"> 残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="600 757 973 873">補機監視機能</td> <td data-bbox="973 757 1415 873"> 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="600 873 973 983">水源の確保</td> <td data-bbox="973 873 1415 983">代替淡水貯槽水位※1</td> </tr> </table>	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1	原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	水源の確保	代替淡水貯槽水位※1				
原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1													
原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1													
補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力													
水源の確保	代替淡水貯槽水位※1													
(a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水	操作	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="600 983 973 1173">原子炉压力容器内の水位</td> <td data-bbox="973 983 1415 1173"> 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="600 1173 973 1290">格納容器内の圧力</td> <td data-bbox="973 1173 1415 1290"> ドライウエル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="600 1290 973 1406">原子炉压力容器内の圧力</td> <td data-bbox="973 1290 1415 1406"> 原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="600 1406 973 1523">原子炉压力容器への注水量</td> <td data-bbox="973 1406 1415 1523">低圧代替注水系原子炉注水流量※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="600 1523 973 1639">水源の確保</td> <td data-bbox="973 1523 1415 1639">代替淡水貯槽水位※1</td> </tr> <tr> <td data-bbox="600 1639 973 1744">補機監視機能</td> <td data-bbox="973 1639 1415 1744">常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力</td> </tr> </table>	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1	格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1	原子炉压力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量※1	水源の確保	代替淡水貯槽水位※1	補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1													
格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1													
原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1													
原子炉压力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量※1													
水源の確保	代替淡水貯槽水位※1													
補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力													

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2：重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (5/16)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水		
(b) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水 (淡水/海水)	判断基準	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉压力容器への注水量 残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1
		補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保 代替淡水貯槽水位※1
	操作	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		原子炉压力容器への注水量 低圧代替注水系原子炉注水流量※1
		水源の確保 代替淡水貯槽水位※1

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり, 耐震性, 耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (6/16)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水			
(c) 代替循環冷却系による原子炉注水	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA燃料域) ※ ¹
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※ ¹ 低圧炉心スプレー系系統流量※ ¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量※ ¹
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サブプレッション・プール水位※ ¹
		操作	原子炉压力容器内の水位
原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (SA) ※ ¹		
原子炉压力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量※ ¹		
水源の確保	サブプレッション・プール水位※ ¹		
補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力		

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2：重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3：発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (7/16)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水			
(d) 消火系による原子炉注水	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA燃料域) ※ ¹
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※ ¹ 低圧炉心スプレイ系系統流量※ ¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量※ ¹ 代替循環冷却系原子炉注水流量※ ¹
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA燃料域) ※ ¹
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (SA) ※ ¹
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※ ¹
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (8/16)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水			
(e) 補給水系による原子炉注水	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (9/16)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧			
(a) 残留熱除去系 (低圧注水系) 復旧後の原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧※3 P/C 2 C 電圧※3 M/C 2 D 電圧※3 P/C 2 D 電圧※3 緊急用M/C 電圧※3 緊急用P/C 電圧※3
		最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ※1 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) ※1 残留熱除去系海水系系統流量※1
		水源の確保	サブプレッション・プール水位※1
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		水源の確保	サブプレッション・プール水位※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (10/16)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧			
(b) 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 ※3 P/C 2 C 電圧 ※3 M/C 2 D 電圧 ※3 P/C 2 D 電圧 ※3 緊急用 M/C 電圧 ※3 緊急用 P/C 電圧 ※3
		最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ※1 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) ※1 残留熱除去系海水系系統流量 ※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 ※1
			操作
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (SA) ※1		
原子炉圧力容器への注水量	低圧炉心スプレイ系系統流量 ※1		
水源の確保	サブプレッション・プール水位 ※1		
補機監視機能	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力		

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (11/16)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			
(a) 低圧代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※1
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレー系系統流量※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量※1
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (12/16)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			
(b) 低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却 (淡水/海水)	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※1
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
	水源の確保	代替淡水貯槽水位※1	
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		原子炉圧力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量※1
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (13/16)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			
(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA燃料域) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (SA) ※ ¹
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ ¹
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※ ¹
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※ ¹ 低圧炉心スプレイ系系統流量※ ¹
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サプレッション・プール水位※ ¹
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA燃料域) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (SA) ※ ¹
		原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却系原子炉注水流量※ ¹
		水源の確保	サプレッション・プール水位※ ¹
		補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (14/16)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			
(d) 消火系による残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA燃料域) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (SA) ※ ¹
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ ¹
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※ ¹
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※ ¹ 低圧炉心スプレイ系系統流量※ ¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量※ ¹ 代替循環冷却系原子炉注水流量※ ¹
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA燃料域) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (SA) ※ ¹
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※ ¹
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (15/16)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			
(e) 補給水系による残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※1
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※1
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレー系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (16/16)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧			
(a) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 復旧後の原子炉除熱	判断基準	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1}
		電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※3} P/C 2 C 電圧 ^{※3} M/C 2 D 電圧 ^{※3} P/C 2 D 電圧 ^{※3} 緊急用M/C 電圧 ^{※3} 緊急用P/C 電圧 ^{※3}
		最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ^{※1} 残留熱除去系海水系系統流量 ^{※1}
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (SA広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA燃料域) ^{※1}
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1}
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 ^{※1}
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度 ^{※1} 残留熱除去系熱交換器出口温度 ^{※1} 残留熱除去系系統流量 ^{※1}

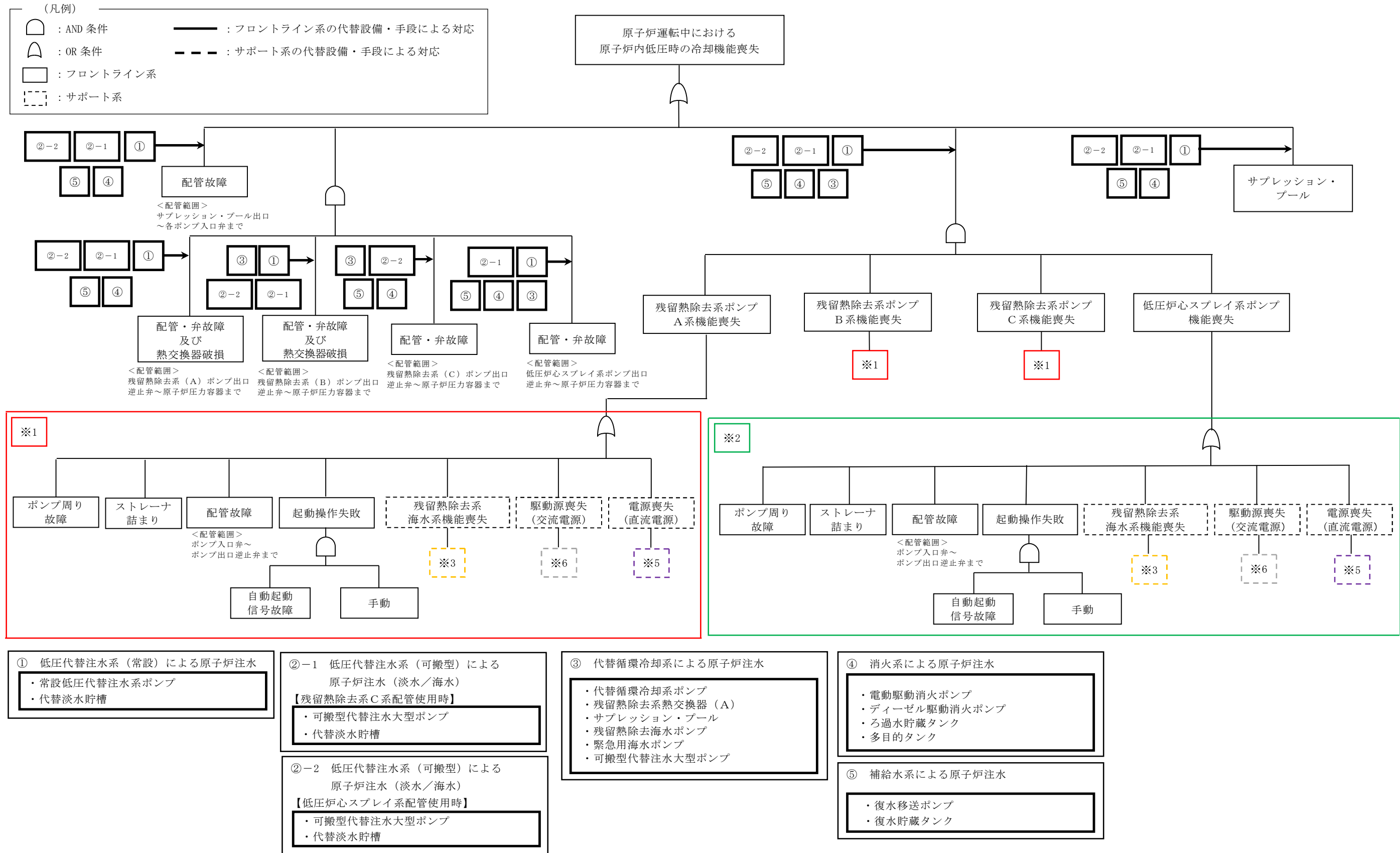
※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

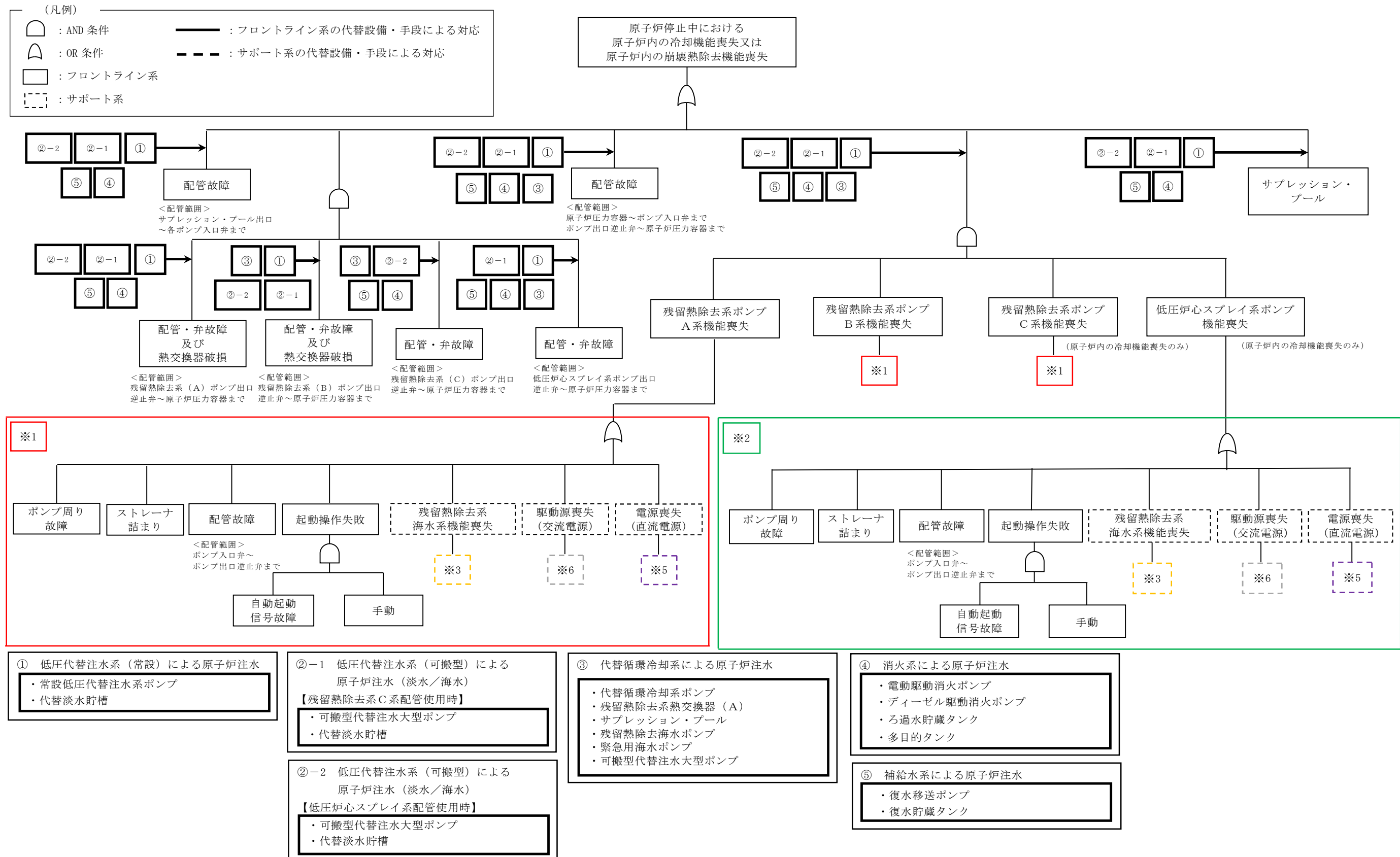
第1.4-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却 するための手順等</p>	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C
	低圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC
	低圧炉心スプレイ系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系
	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系
	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C
	代替循環冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC



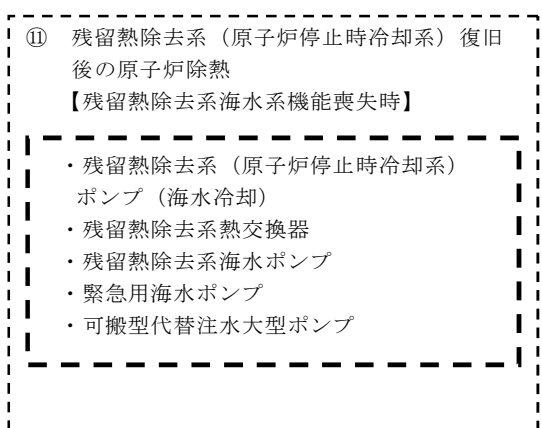
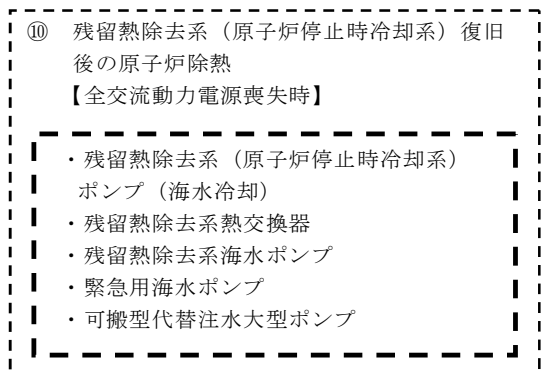
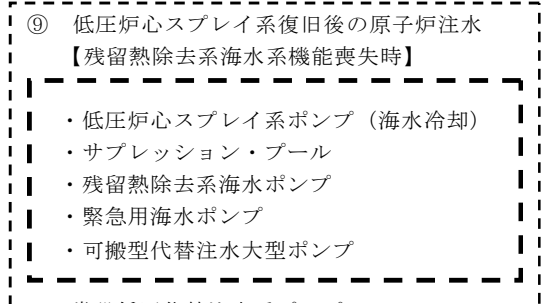
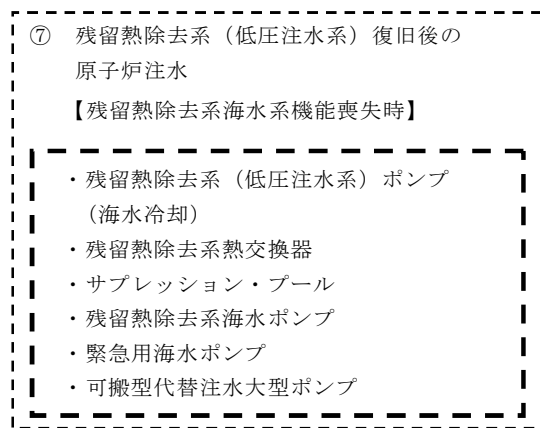
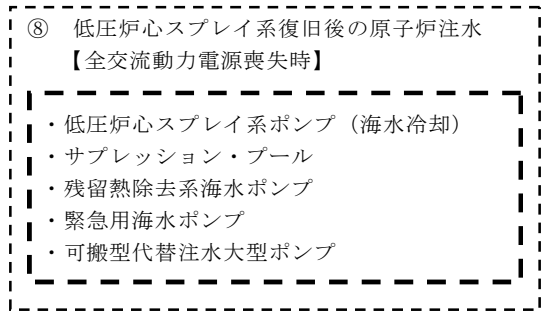
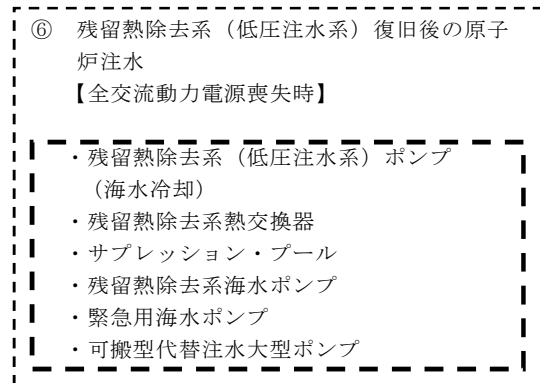
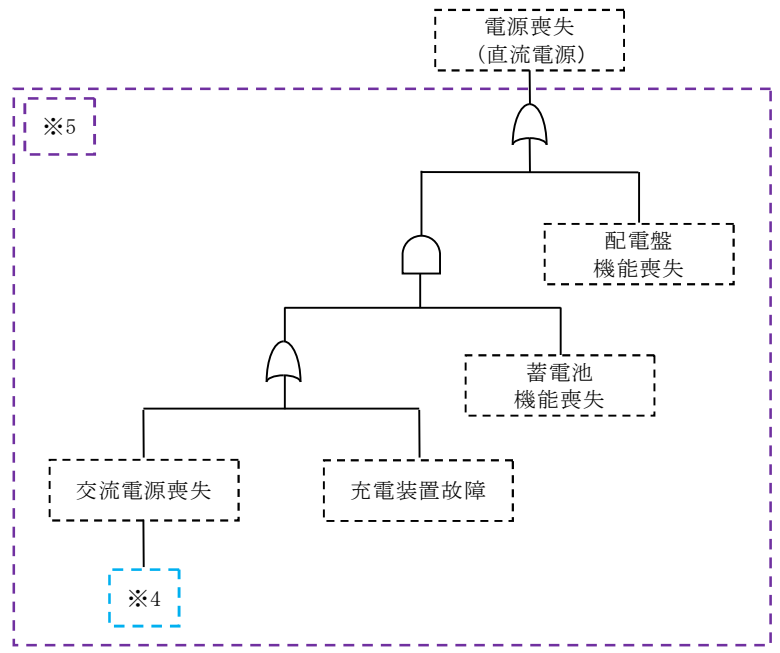
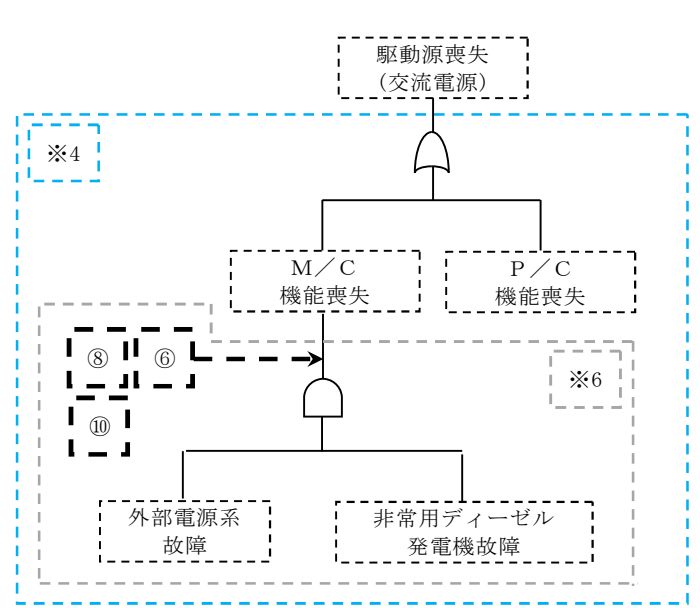
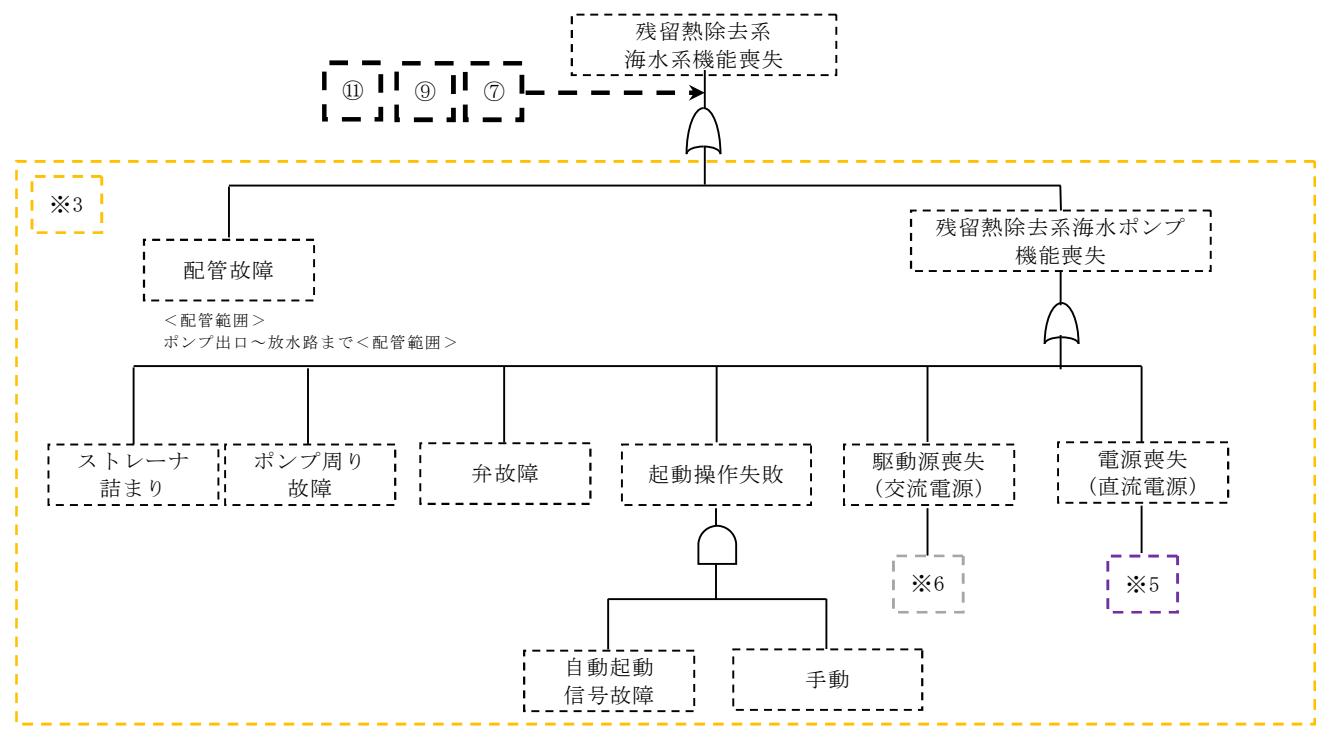
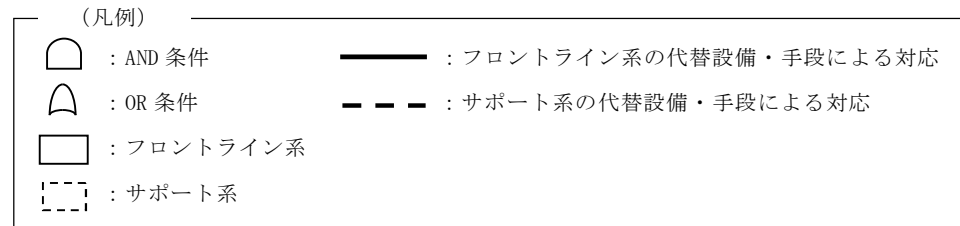
注1: 残留熱除去系(C)については、熱交換器を有しておらず原子炉停止時冷却系の手段はないため、全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失時における復旧後の原子炉除熱手段は対象外である。

第 1.4-1 図 機能喪失原因対策分析 (1/3)



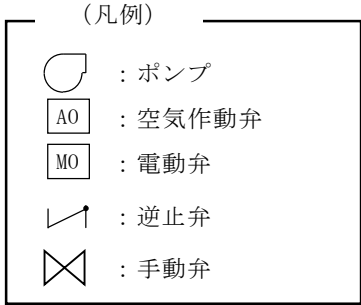
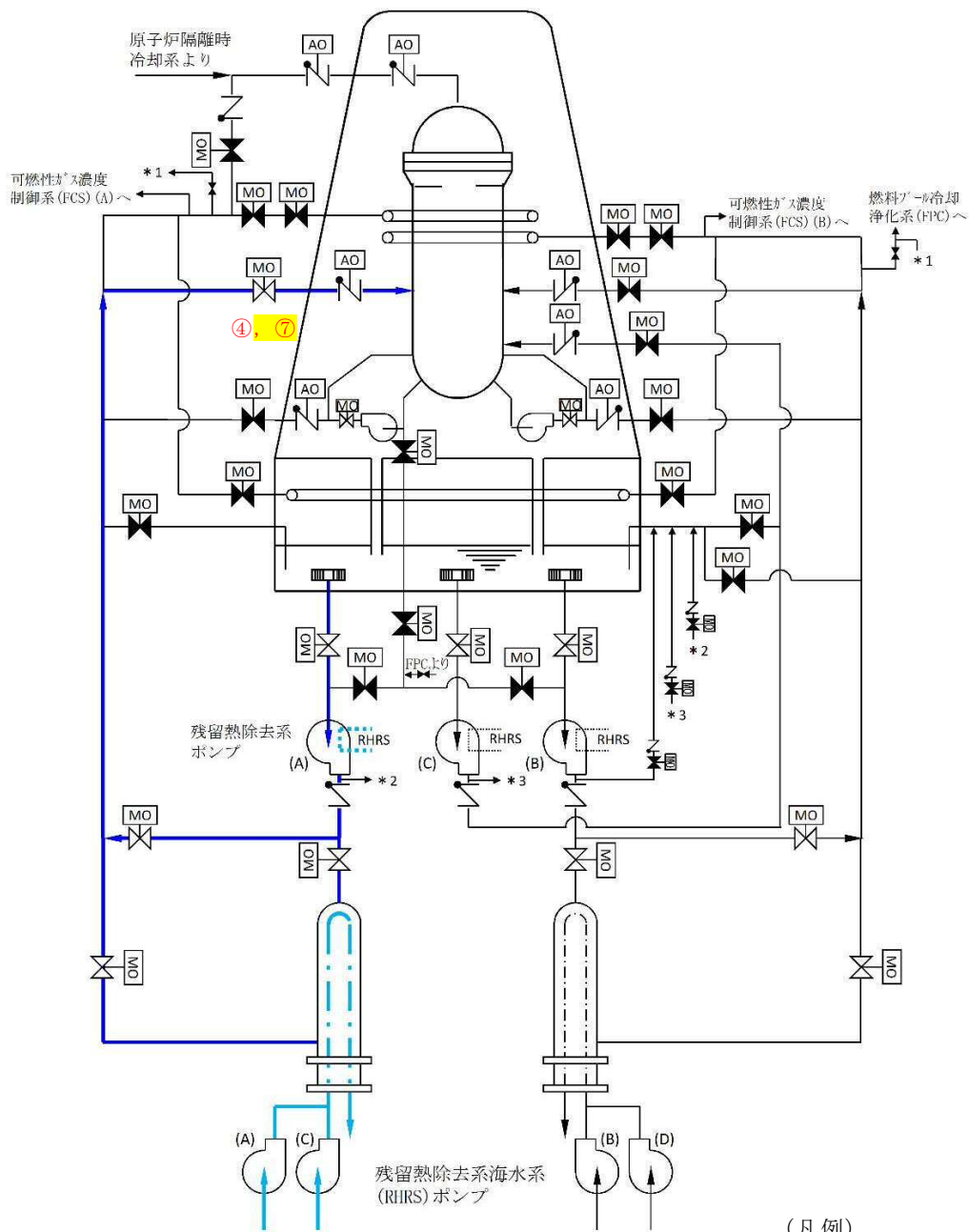
注1: 残留熱除去系(C)については、熱交換器を有しておらず原子炉停止時冷却系的手段はないため、全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失時における復旧後の原子炉除熱手段は対象外である。

第 1.4-1 図 機能喪失原因対策分析 (2/3)



注1：残留熱除去系（C）については、熱交換器を有しておらず原子炉停止時冷却系的手段はないため、全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失時における復旧後の原子炉除熱手段は対象外である。
注2：残留熱除去系海水ポンプ、緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより残留熱除去系ポンプを冷却する手段として海水を確保する。

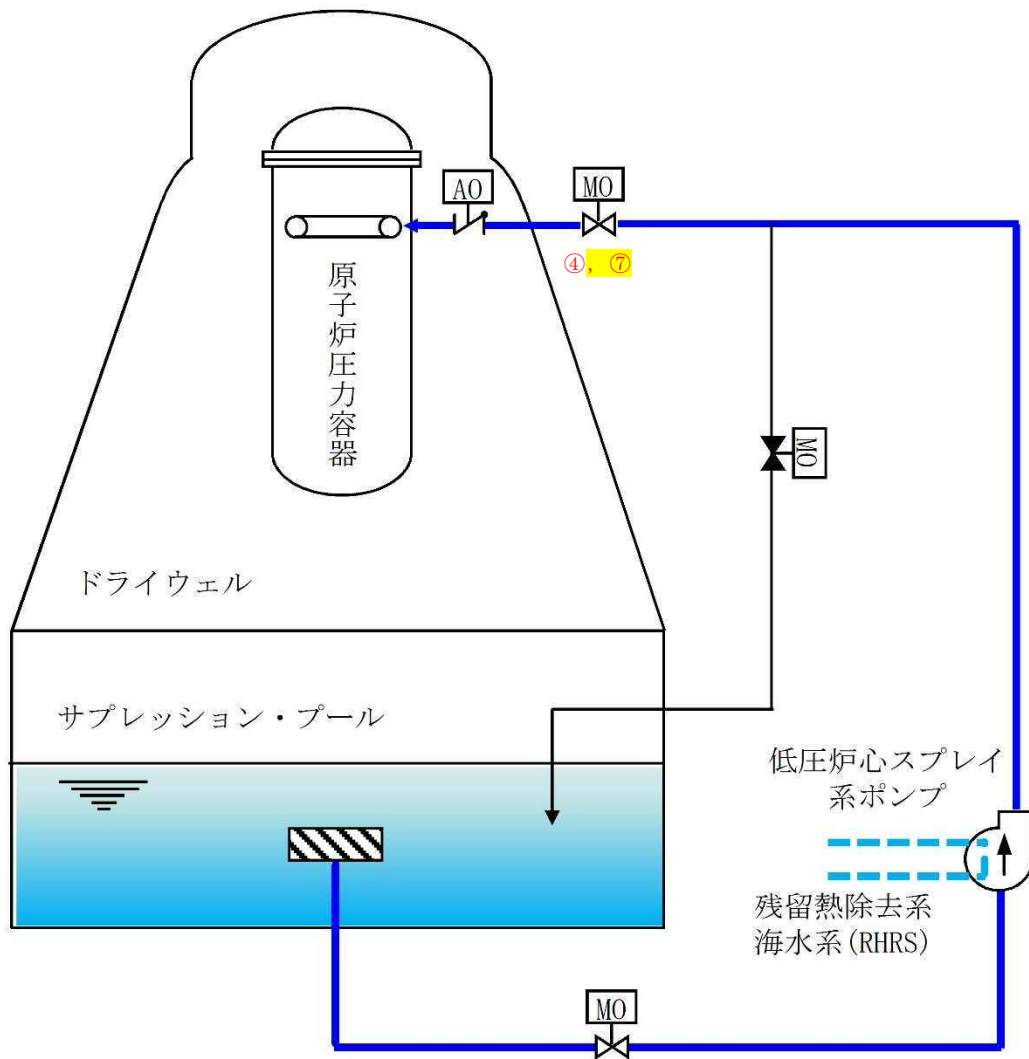
第 1.4-1 図 機能喪失原因対策分析 (3/3)



操作手順	弁名称
④, ⑦	残留熱除去系注入弁 (A)

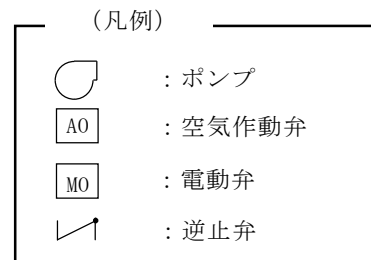
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第1.4-2図 残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水 概要図

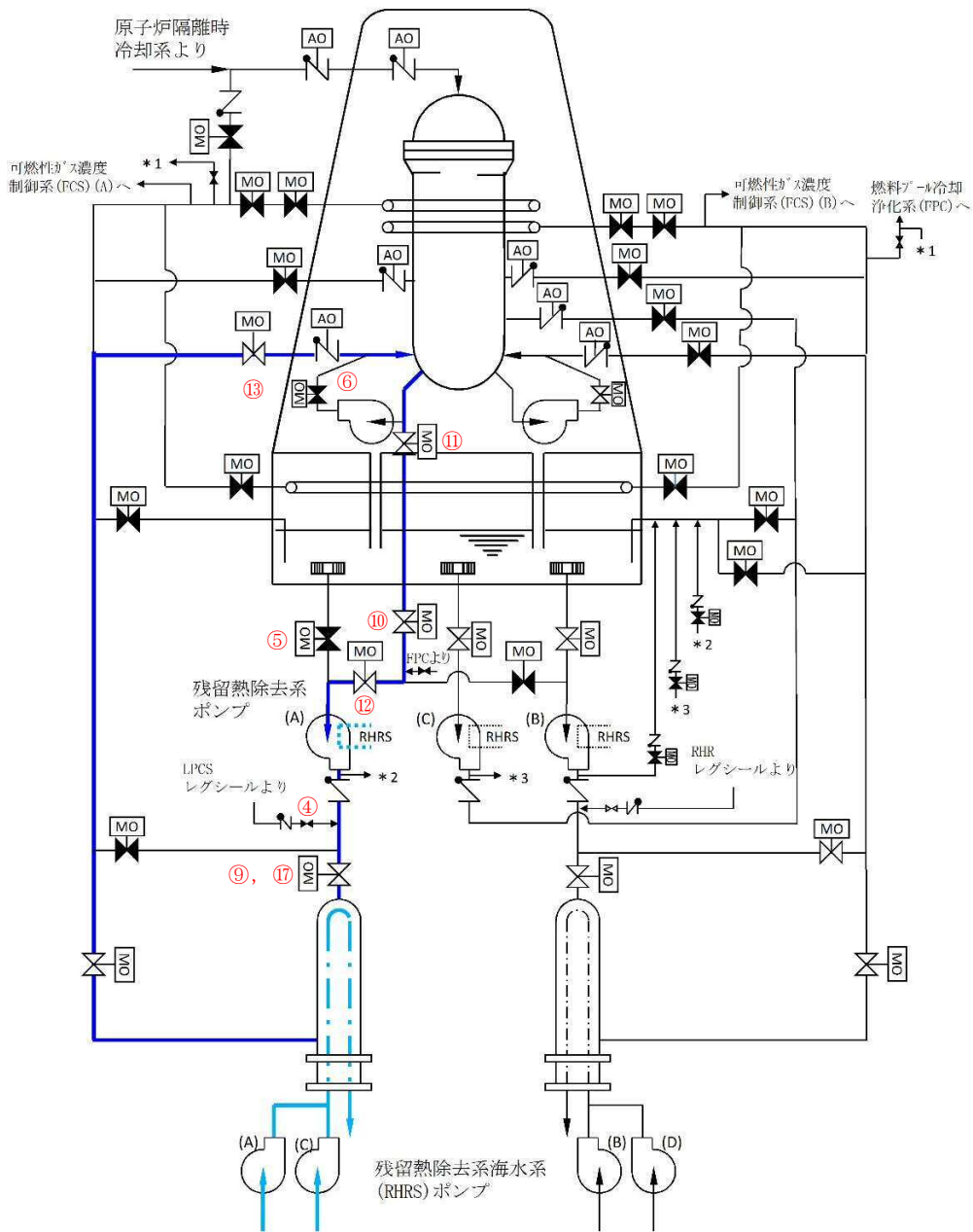


操作手順	弁名称
④, ⑦	低圧炉心スプレイ系注入弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

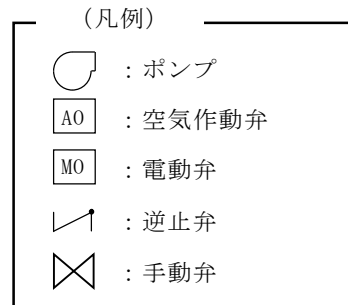


第1.4-3図 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 概要図

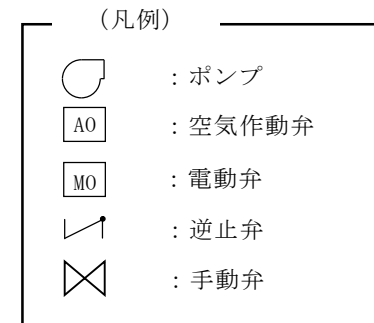
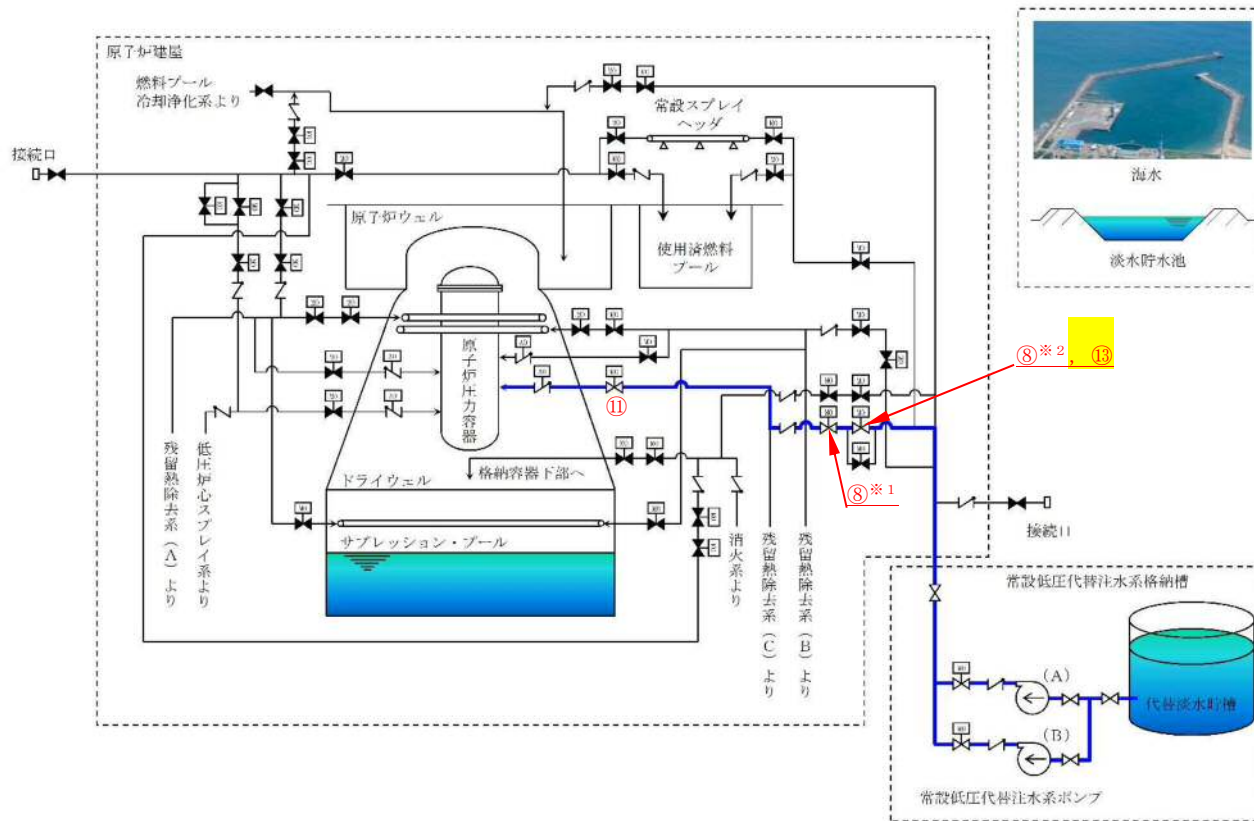


操作手順	弁名称
④	残留熱除去系 (A) レグシールライン弁
⑤	残留熱除去系 (A) ポンプ入口弁
⑥	原子炉再循環 (A) ポンプ出口弁
⑨, ⑰	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁
⑩	残留熱除去系外側隔離弁
⑪	残留熱除去系内側隔離弁
⑫	残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却ライン入口弁
⑬	残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却注入弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。



第1.4-4図 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱 概要図



操作手順	弁名称
⑧※1	原子炉注水弁
⑧※2, ⑬	原子炉圧力容器注水流量調整弁
⑩	残留熱除去系注入弁 (C)

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.4-5図 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 概要図

		経過時間 (分)												備考		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12			
手順の項目	実施箇所・必要員数	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 9分 必要の電源切替操作 原子炉冷却材浄化系吸込弁の開操作（※2） 系統構成、注水開始操作														
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	運転員等 ^{※1} （当直運転員） （中央制御室）	2														

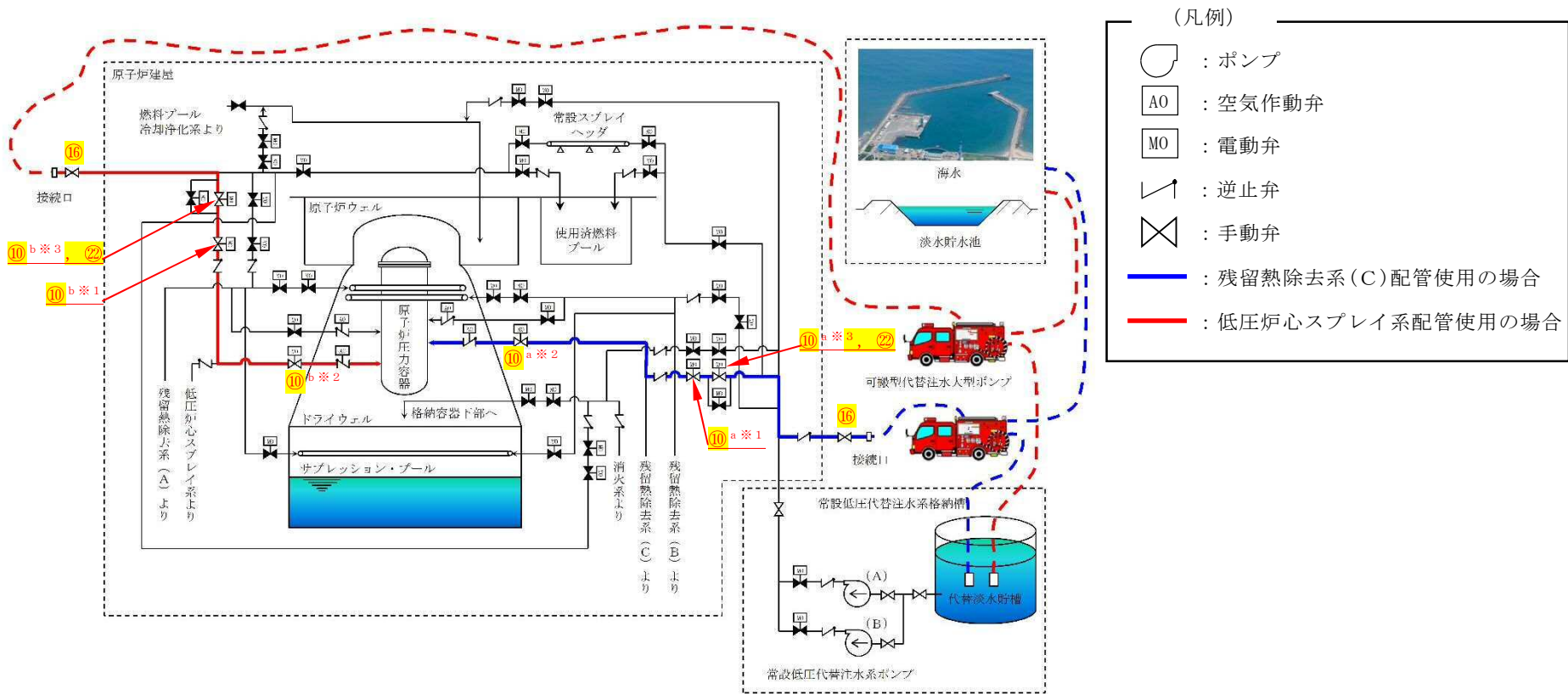
※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は9分以内と想定する。
 ※2：原子炉冷却材喪失事象が確認された場合。

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の場合

		経過時間 (分)												備考		
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24			
手順の項目	実施箇所・必要員数	常設低圧代替注水系ポンプを使用した原子炉注水と格納容器スプレイ 15分 必要の電源切替操作 原子炉冷却材浄化系吸込弁の開操作 系統構成 格納容器内の冷却開始操作 原子炉注水開始操作														
常設低圧代替注水系ポンプを使用した原子炉注水と格納容器スプレイ	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	2														

常設低圧代替注水系ポンプを使用した原子炉注水と格納容器スプレイの場合

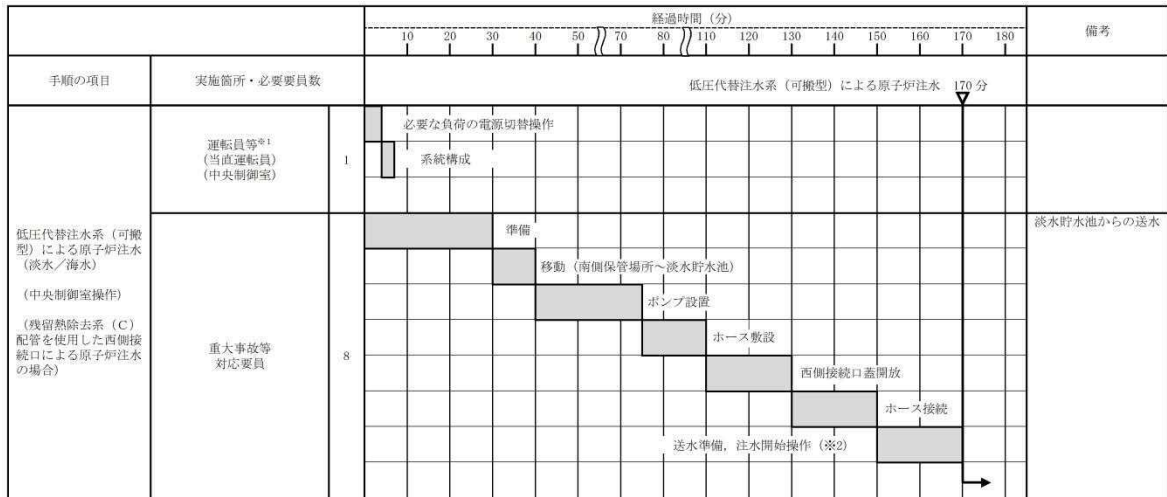
第1.4-6図 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 タイムチャート



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑩ a※1, b※1	原子炉注水弁	⑩ a※3, b※3, ㉓	原子炉压力容器注水流量調整弁
⑩ a※2	残留熱除去系注入弁 (C)	⑩ ⑩	西側接続口又は東側接続口の弁
⑩ b※2	低圧炉心スプレイ系注入弁		

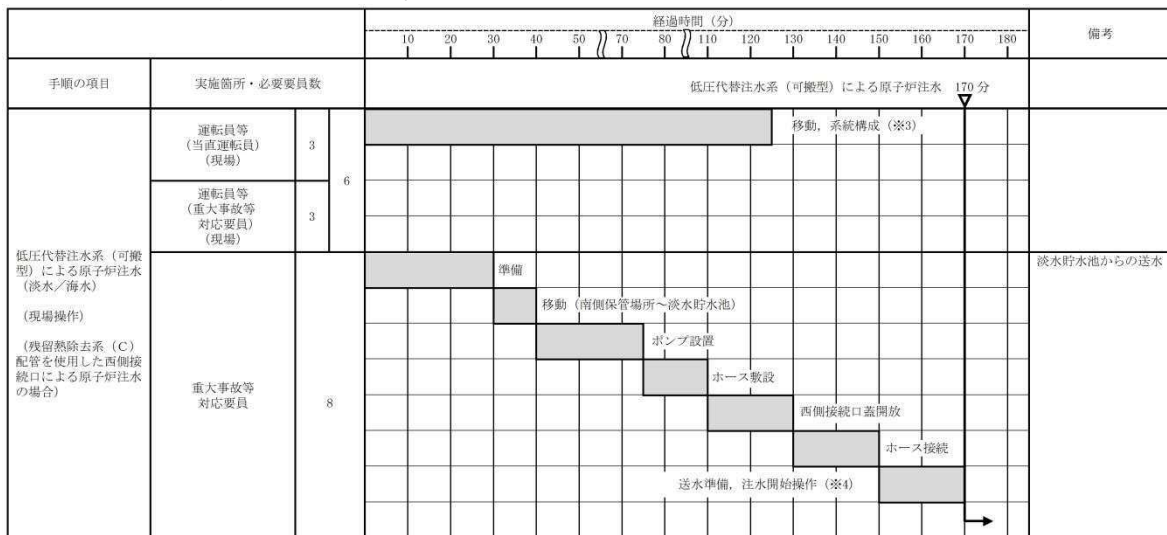
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.4-7図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水） 概要図



※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水は170分以内と想定する。

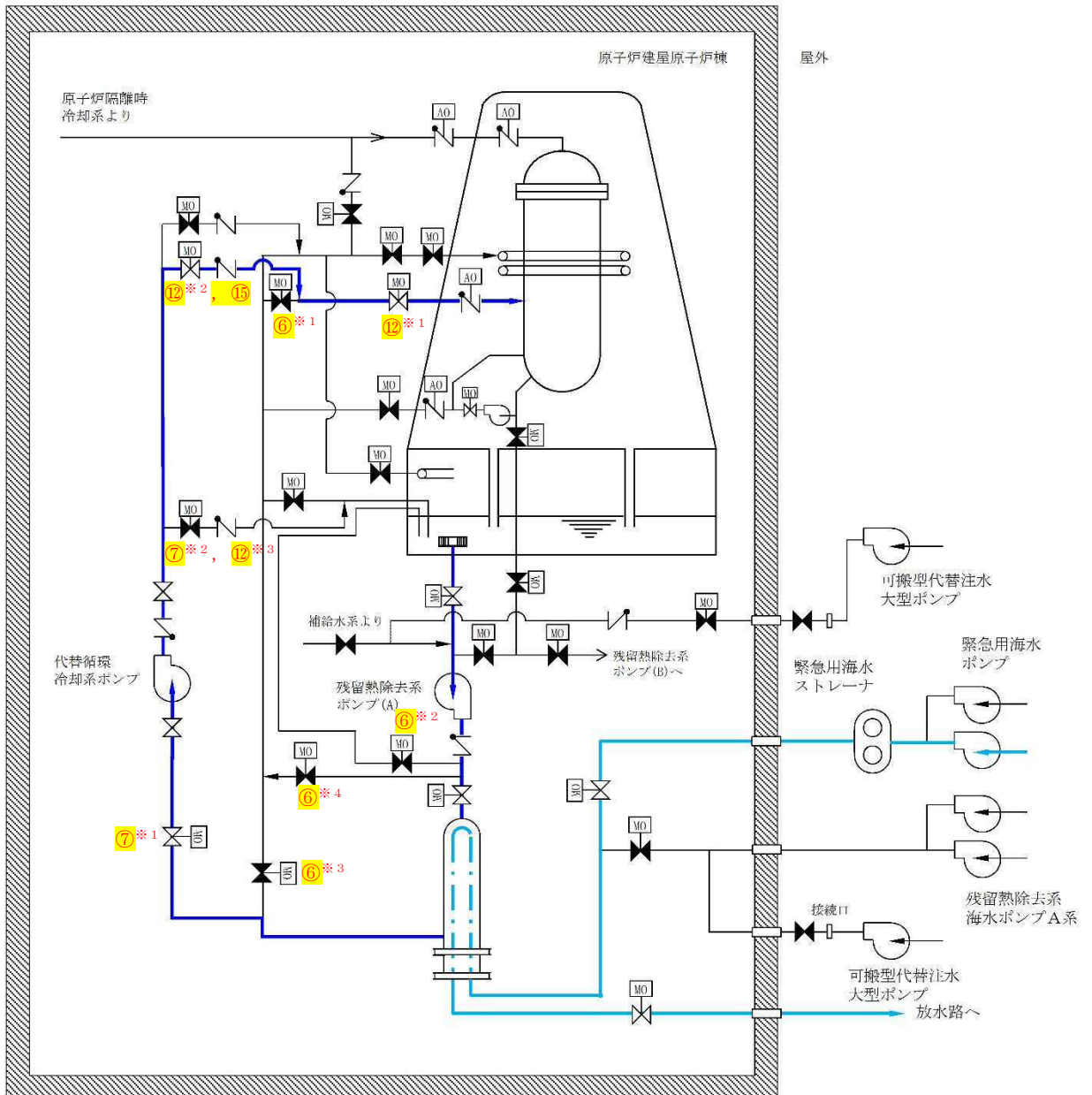
※2：低圧炉心スプレィ系配管を使用した東側接続口への送水の場合、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始まで135分以内と想定する。



※3：低圧炉心スプレィ系配管を使用した東側接続口への送水の場合、移動、システム構成は70分以内と想定する。

※4：低圧炉心スプレィ系配管を使用した東側接続口への送水の場合、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始まで135分以内と想定する。

第1.4-8図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）タイムチャート

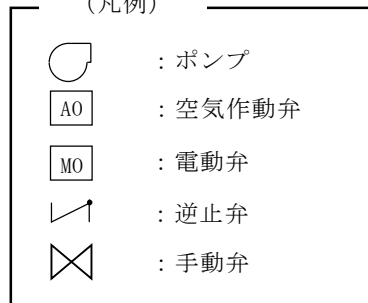


操作手順	弁名称
⑥*1	残留熱除去系注水配管分離弁
⑥*2	残留熱除去系 (A) ミニフロー弁
⑥*3	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁
⑥*4	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁
⑦*1	代替循環冷却系入口弁
⑦*2, ⑫*3	代替循環冷却系テストライン弁
⑫*1	残留熱除去系注入弁 (A)
⑫*2, ⑮	代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

(凡例)

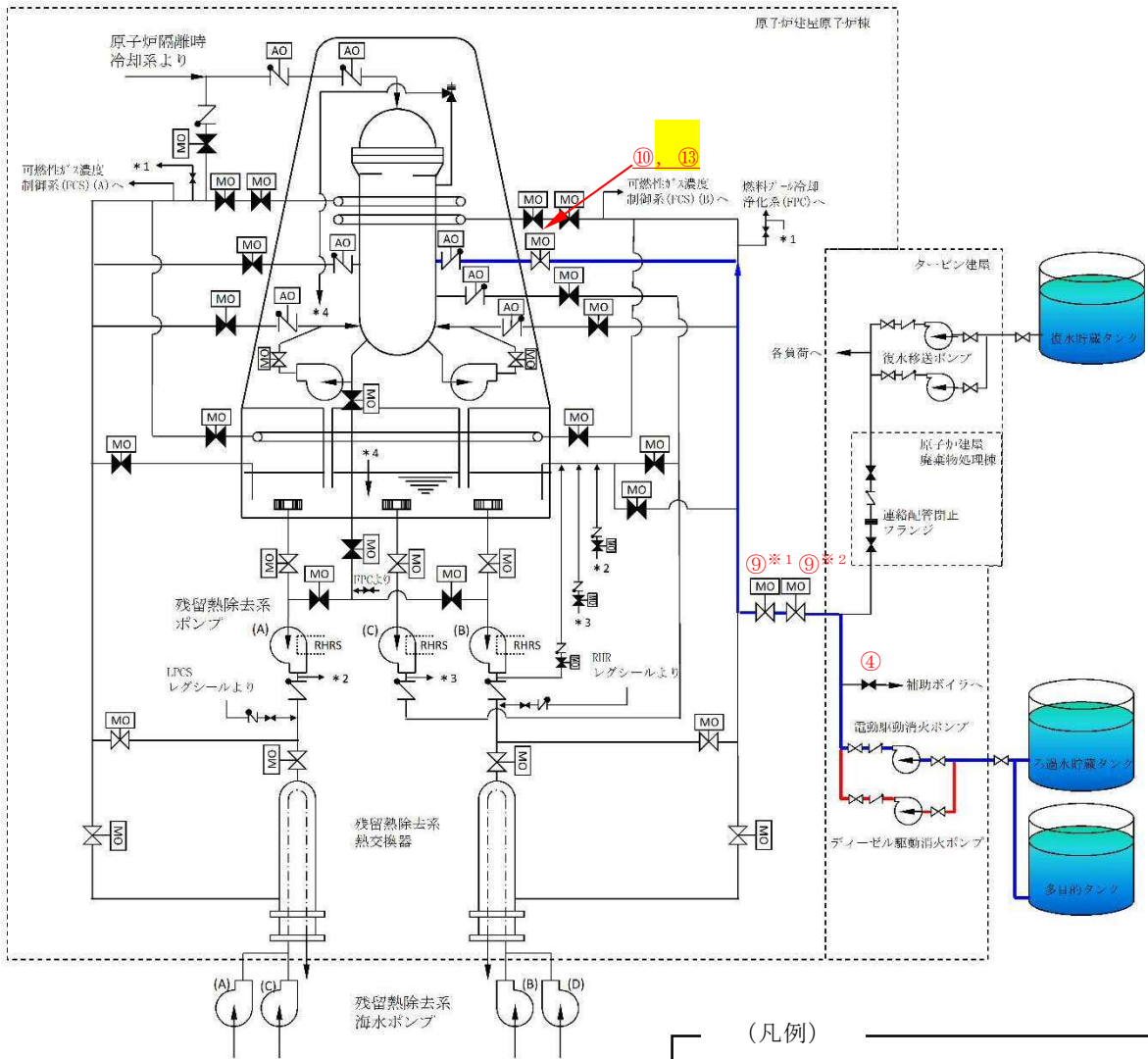


第1.4-9図 代替循環冷却系による原子炉注水 概要図

		経過時間 (分)										備考	
		5	10	15	20	25	30	35	40	45			
手順の項目	実施箇所・必要員数	代替循環冷却系による原子炉注水 41分											
代替循環冷却系による原子炉注水	運転員等 ^{※1} (当直運転員) (中央制御室)	2	必要な負荷の電源切替操作			系統構成							
			注水開始操作										

※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における代替循環冷却系による原子炉注水は41分以内と想定する。

第1.4-10図 代替循環冷却系による原子炉注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
④	補助ボイラ冷却水元弁
⑨※1, ※2	残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁
⑩, ⑬	残留熱除去系注入弁 (B)

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

(凡例)

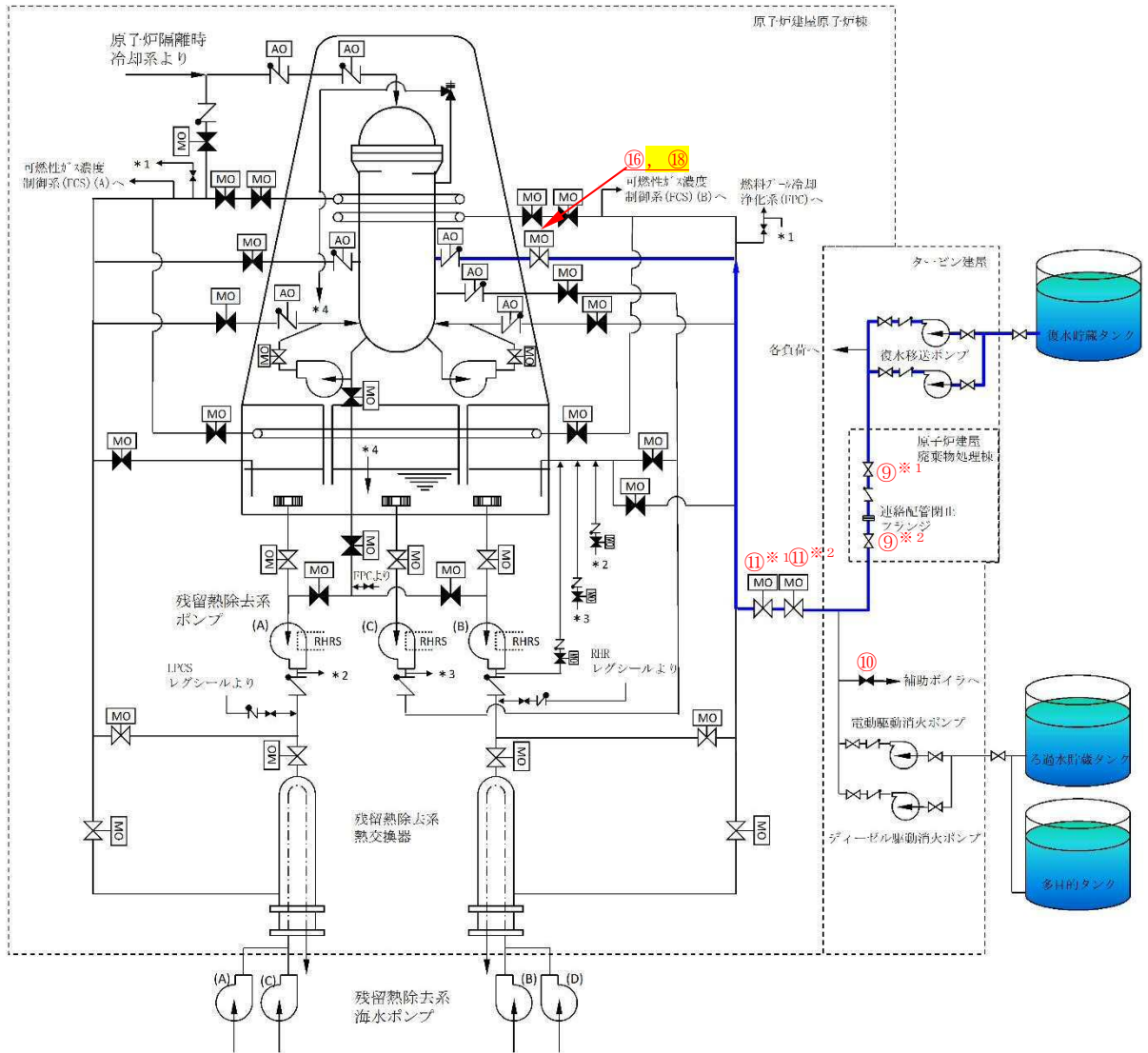
- : ポンプ
- : 空気作動弁
- : 電動弁
- : 逆止弁
- : 手動弁
- : 電動駆動消火ポンプ使用の場合
- : ディーゼル駆動消火ポンプ使用の場合

第1.4-11図 消火系による原子炉注水 概要図

手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間 (分)							備考
			10	20	30	40	50	60	70	
		消火系による原子炉注水 50分								
消火系による原子炉注水	運転員等 ^{※1} (当直運転員) (中央制御室)	1						▼	系統構成、注水開始操作	
	運転員等 (当直運転員) (現場)	2						→	移動、系統構成	

※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における消火系による原子炉注水は50分以内と想定する。

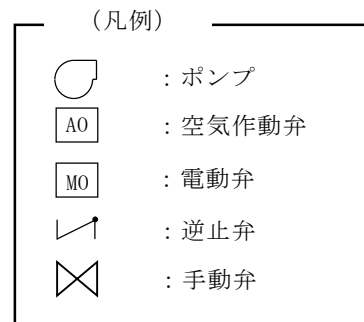
第1.4-12図 消火系による原子炉注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑨※1, ※2	補給水系-消火系連絡ライン止め弁
⑩	補助ボイラ冷却水元弁
⑪※1, ※2	残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁
⑬, ⑭	残留熱除去系注入弁 (B)

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

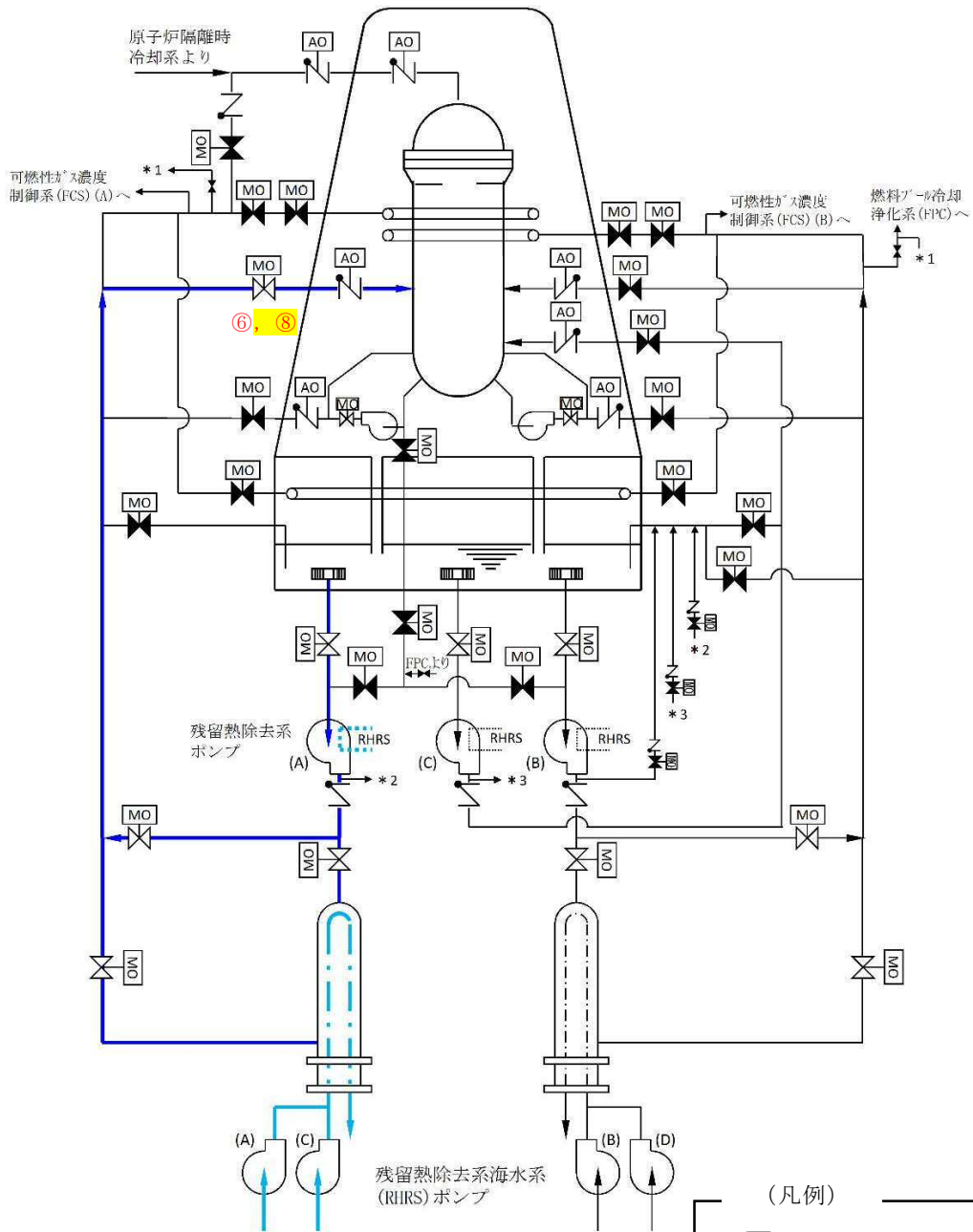


第1.4-13図 補給水系による原子炉注水 概要図

手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間 (分)												備考					
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120						
			補給水系による原子炉注水 105分																	
補給水系による原子炉注水	運転員等 ^{※1} (当直運転員) (中央制御室)	1																		
	運転員等 (当直運転員) (現場)	2																		
	重大事故等 対応要員	6																		

※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における補給水系による原子炉注水は105分以内と想定する。

第1.4-14図 補給水系による原子炉注水 タイムチャート



- (凡例)
- : ポンプ
 - : 空気作動弁
 - : 電動弁
 - : 逆止弁
 - : 手動弁

操作手順	弁名称
⑥, ⑧	残留熱除去系注入弁 (A)

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第1.4-15図 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水 概要図

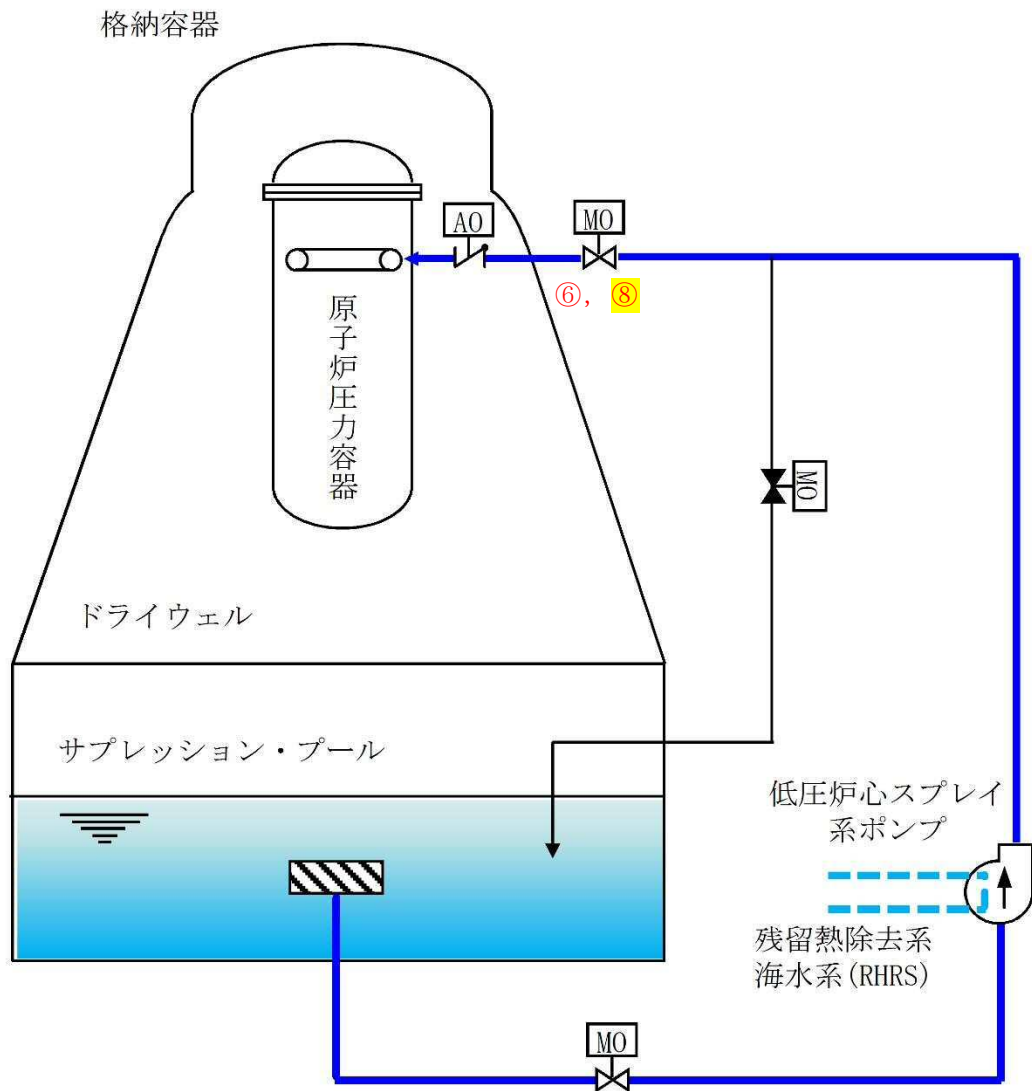
手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間 (分)									備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	
残留熱除去系(低圧注水系) 復旧後の原子炉注水	運転員等 ^{※1} (当直運転員) (中央制御室)	残留熱除去系(低圧注水系) 復旧後の原子炉注水 6分									
	1						残留熱除去系海水系復旧				残留熱除去系ポンプ(A)による原子炉注水 ^{※2}
							系統構成, 注水開始操作				

※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水は6分以内と想定する。

※2：残留熱除去系ポンプ（B）又は残留熱除去系ポンプ（C）による電源復旧後の原子炉注水開始まで6分以内と想定する。

第1.4-16図 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水 タイムチャ

ート



操作手順	弁名称
⑥, ⑧	低圧炉心スプレイ系注入弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

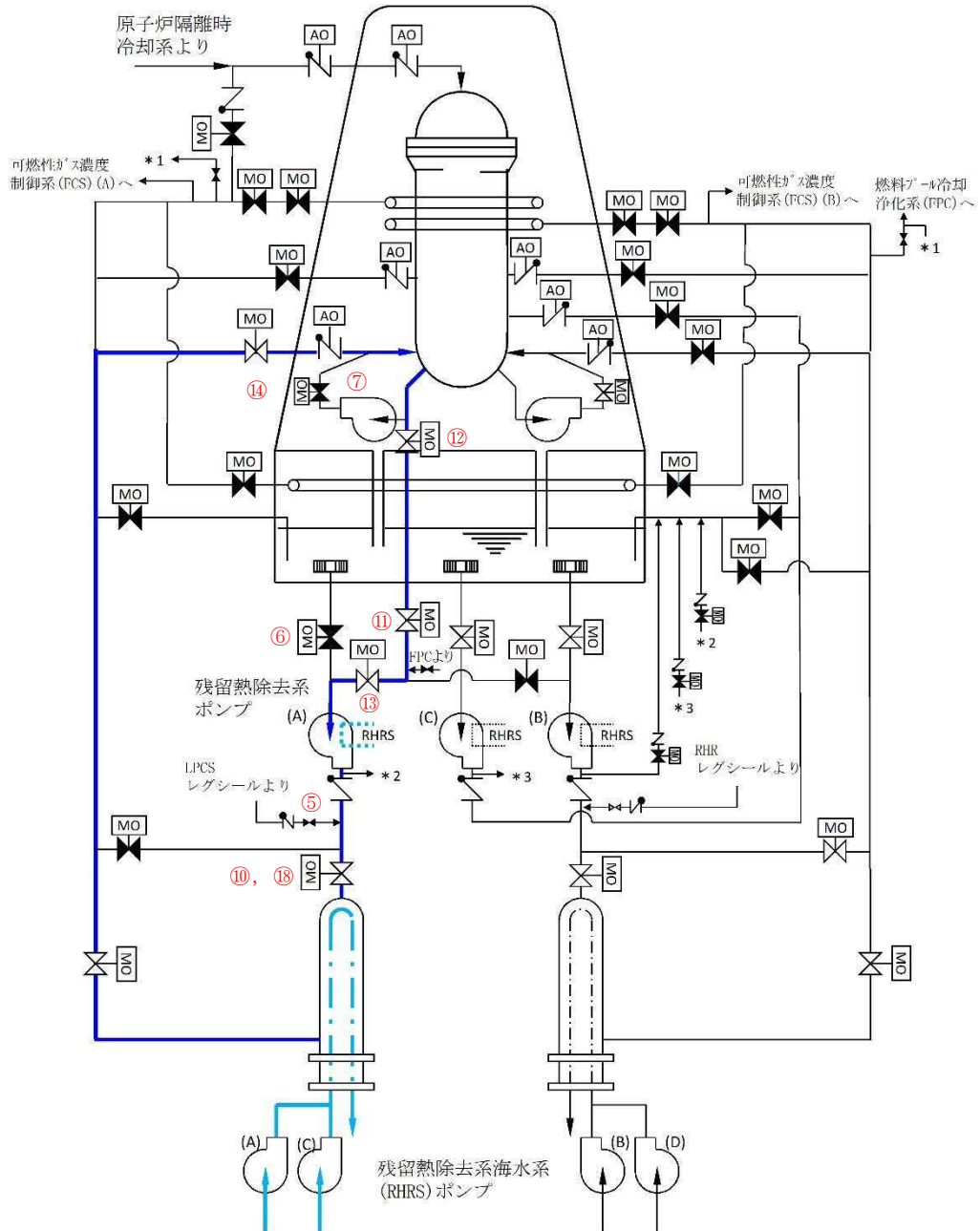
(凡例)	
	: ポンプ
	: 空気作動弁
	: 電動弁
	: 逆止弁

第1.4-17図 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水 概要図

		経過時間 (分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水 6分										
低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水	運転員等 ^{※1} (当直運転員) (中央制御室)	1	残留熱除去系海水系復旧			系統構成, 注水開始操作						
			↓			→						

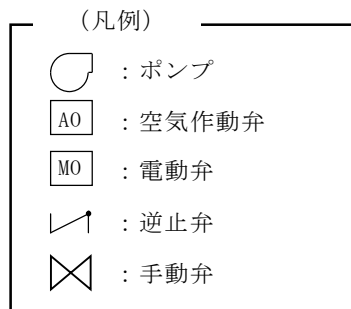
※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における低圧炉心スプレイ系による原子炉注水は6分以内と想定する。

第1.4-18図 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑤	残留熱除去系 (A) レグシールライン弁
⑥	残留熱除去系 (A) ポンプ入口弁
⑦	原子炉再循環 (A) ポンプ出口弁
⑩, ⑱	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁
⑪	残留熱除去系外側隔離弁
⑫	残留熱除去系内側隔離弁
⑬	残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却ライン入口弁
⑭	残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却注入弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。



第1.4-19図 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 復旧後の原子炉除熱 概要図

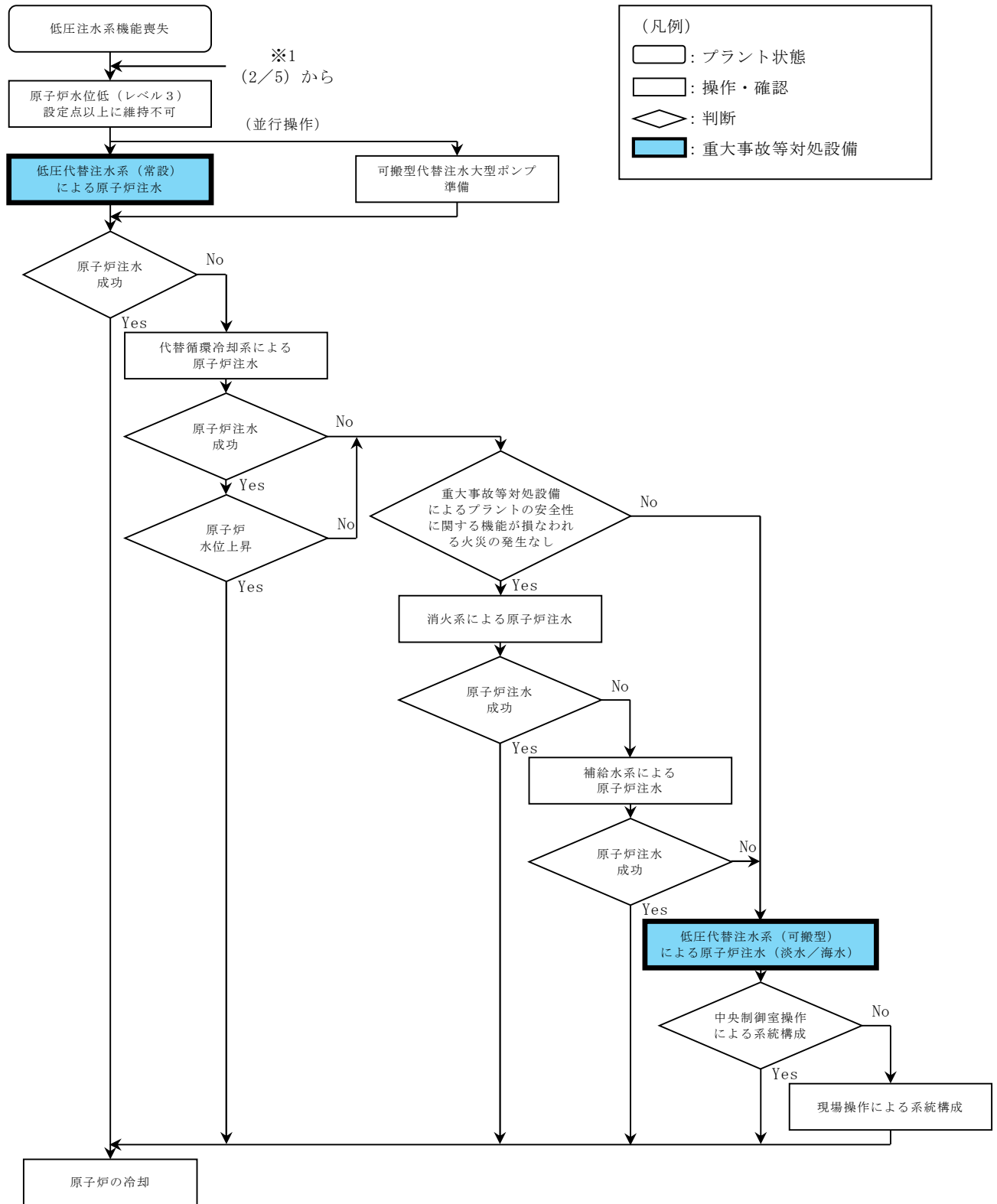
		経過時間 (分)																	備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱 161分																			
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	1	原子炉保護系復旧準備		格納容器隔離復旧						原子炉停止時冷却系起動，除熱開始操作		起動前準備，系統構成								
	運転員等 （当直運転員） （現場）	2	移動，原子炉保護系復旧				移動，系統構成											残留熱除去系ポンプ（A）による原子炉除熱※			

※1：残留熱除去系ポンプ（B）による電源復旧後の原子炉除熱開始まで161分以内と想定する。

第1.4-20図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱タイムチャート

原子炉運転中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



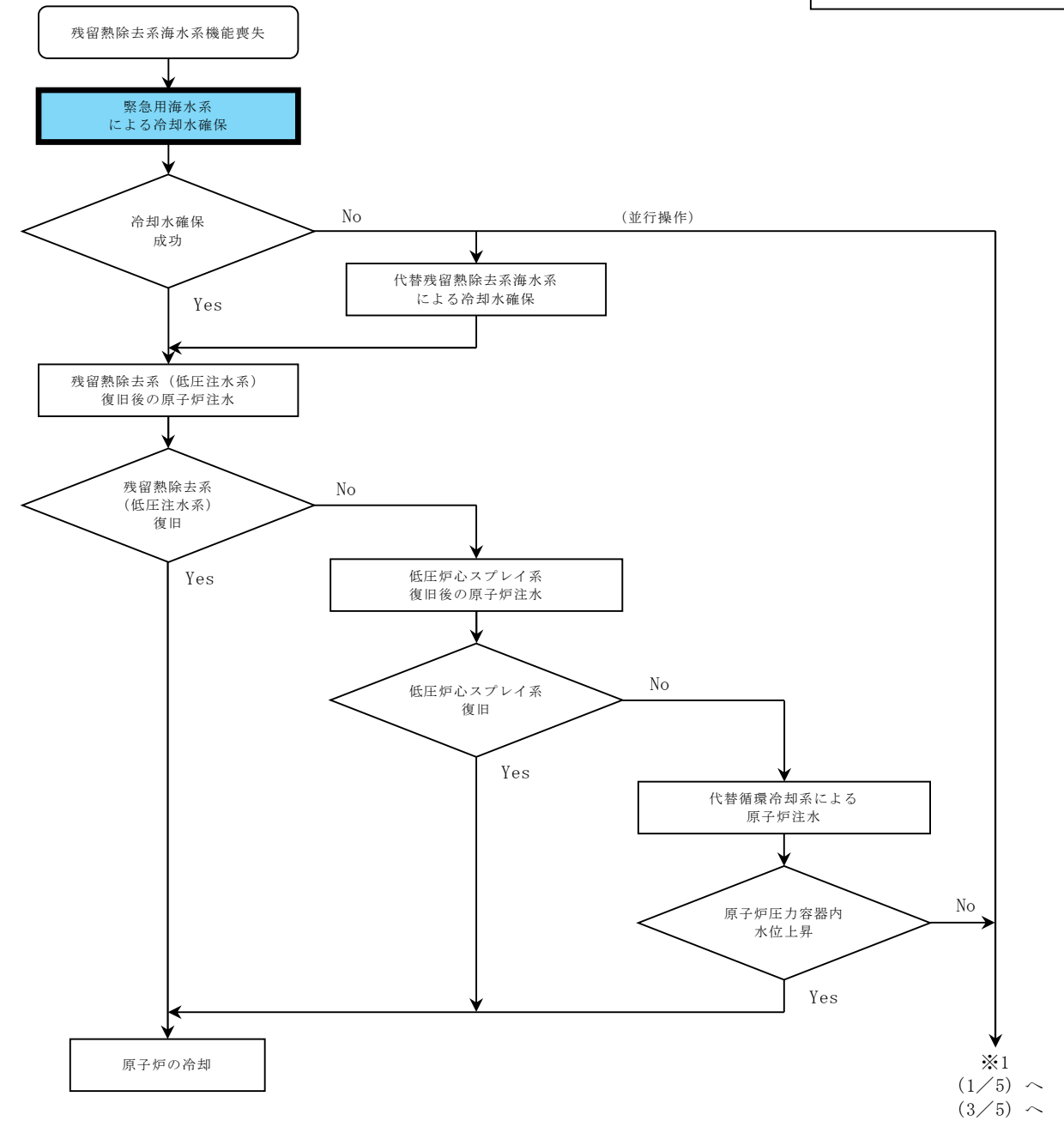
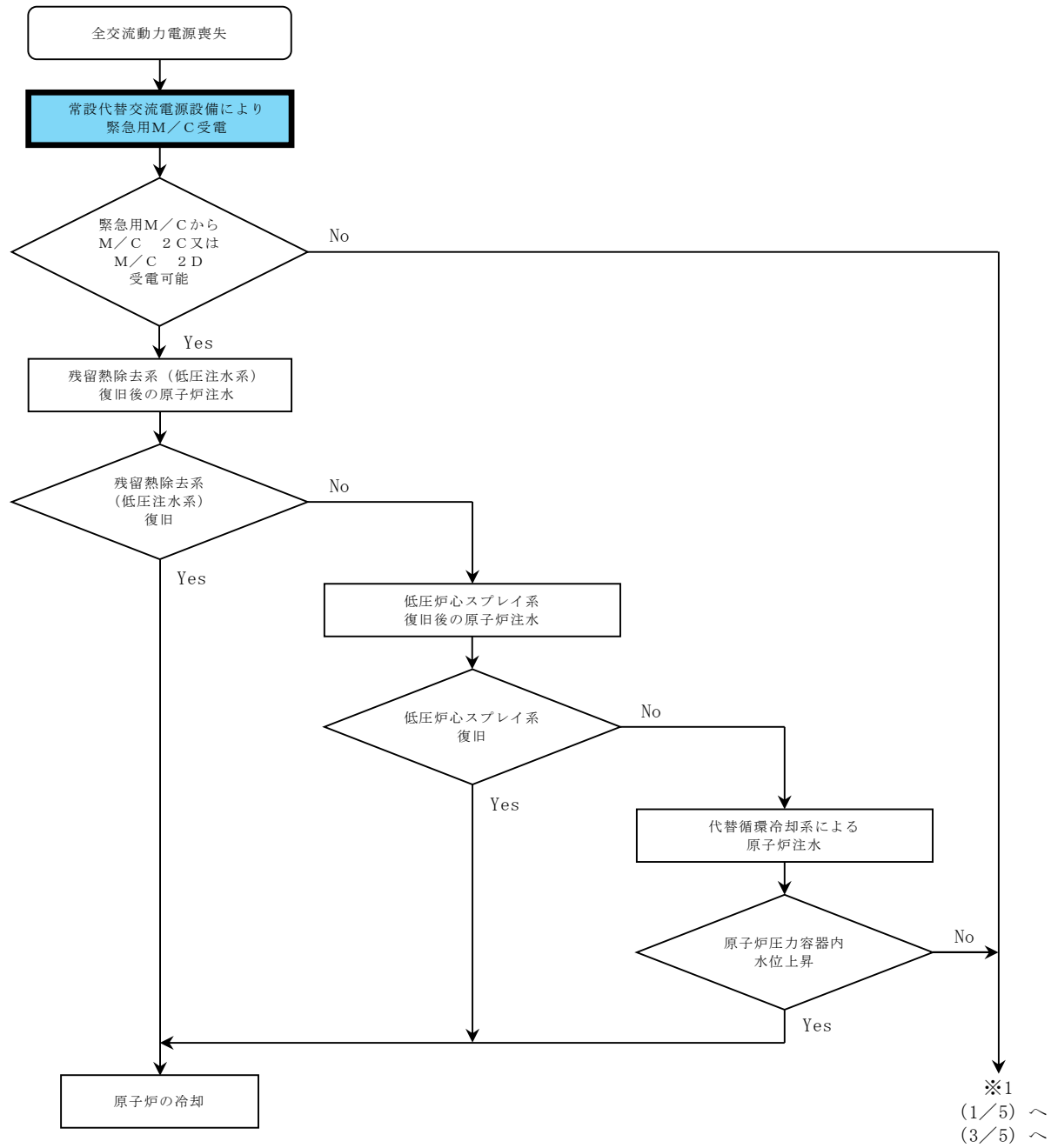
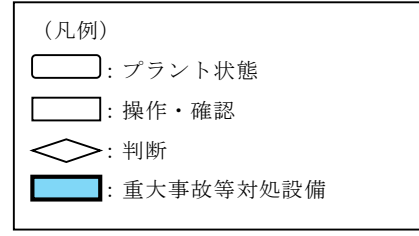
(凡例)

- : プラント状態
- : 操作・確認
- ◇ : 判断
- : 重大事故等対処設備

第1.4-21図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/5)

原子炉運転中における対応手順

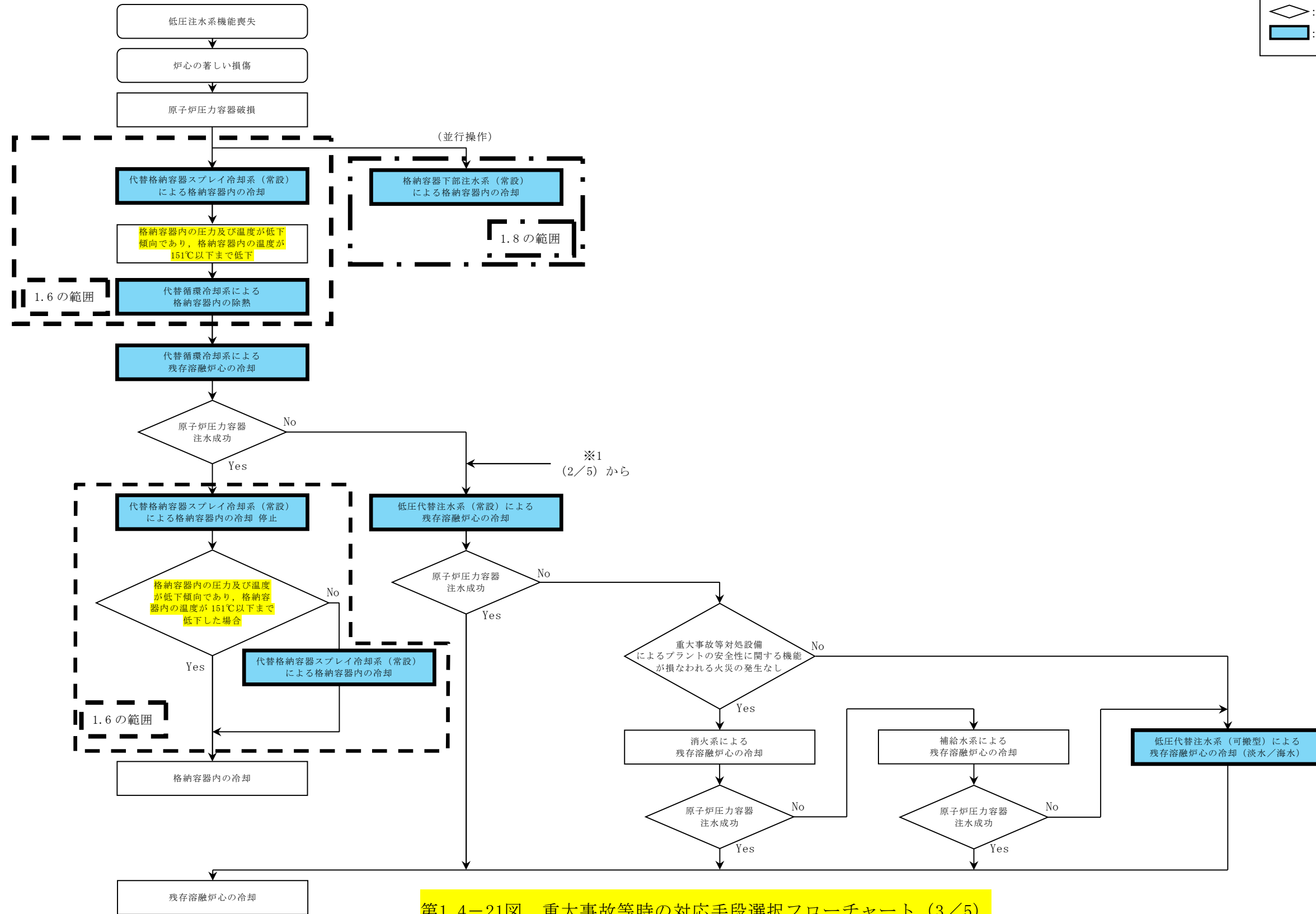
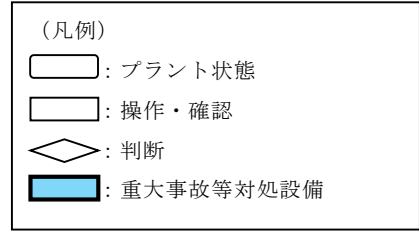
(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第1.4-21図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/5)

原子炉運転中における対応手順

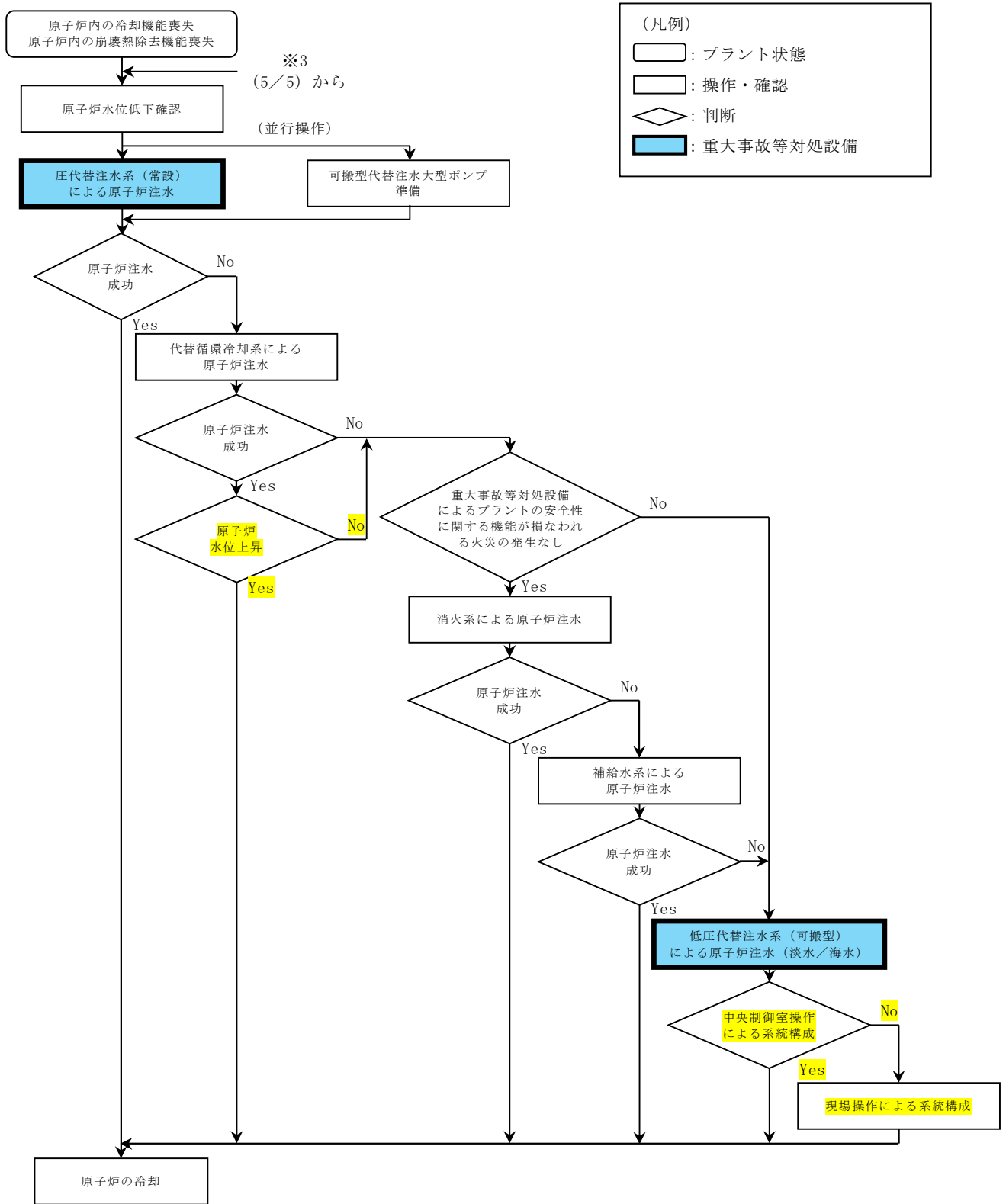
(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段の選択



第1.4-21図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/5)

原子炉運転停止中における対応手順

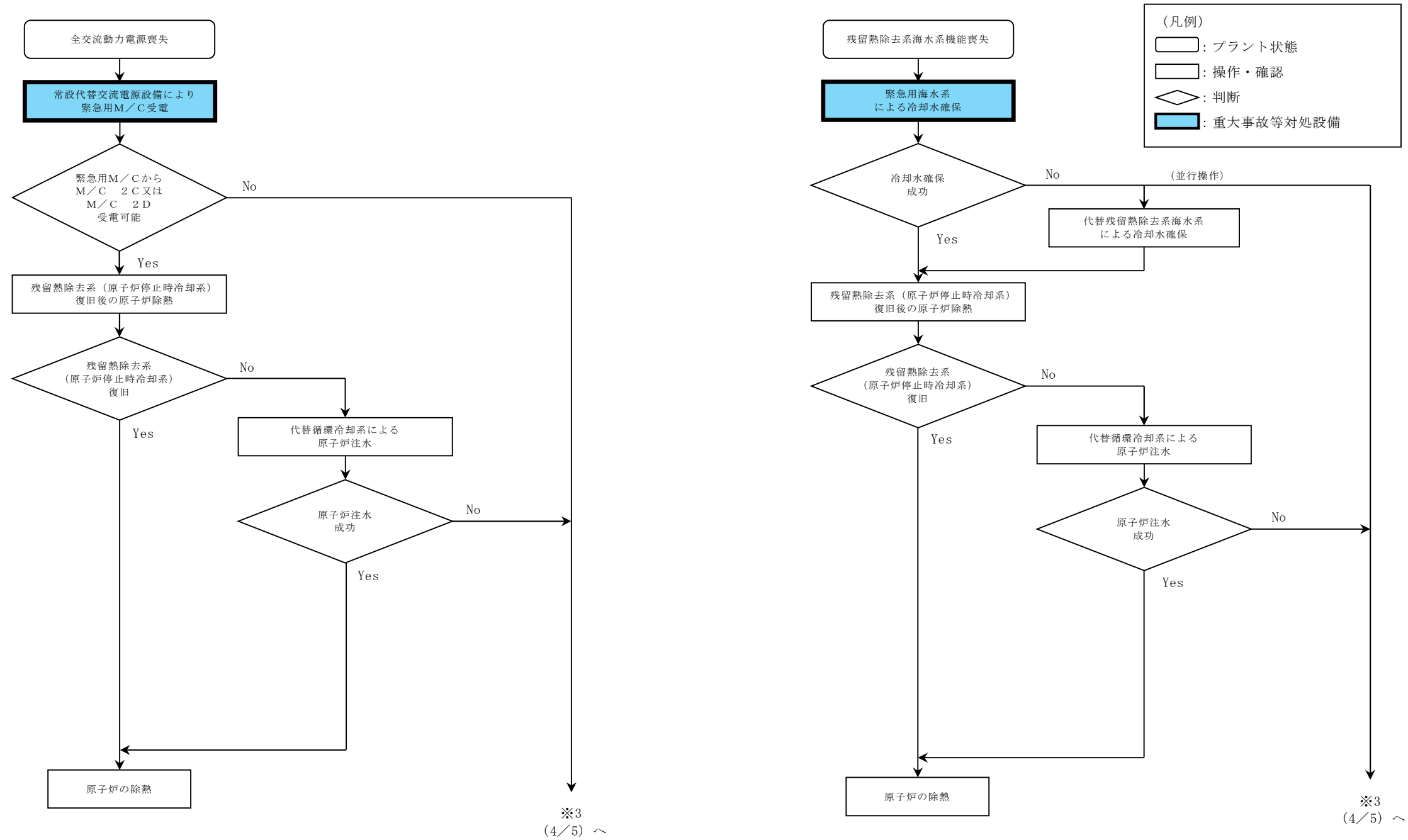
(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



第1.4-21図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (4/5)

原子炉運転停止中における対応手順

(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第1.4-21図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (5/5)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/10)

技術的能力審査基準 (1.4)	番号	設置許可基準規則 (第47条)	技術基準規則 (第62条)	番号
<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	④
<p>【解釈】</p> <p>1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】</p> <p>1 第47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 第62条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。</p>	②	<p>(1) 重大事故防止設備</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。</p>	<p>(1) 重大事故防止設備</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。</p>	⑤
<p>(2) 復旧</p> <p>a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p>	③	<p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。</p>	<p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。</p>	⑥
		<p>c) 上記 a) 及び b) の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>c) 上記 a) 及び b) の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	⑦

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/10)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水	残留熱除去系 (低圧注水系) ポンプ	既設	① ④	-		
	サブプレッション・プール	既設				
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設				
	残留熱除去系熱交換器	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				
	非常用交流電源設備	既設				
	燃料補給設備	既設				
低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	低圧炉心スプレイ系ポンプ	既設	① ④	-	-	-
	サブプレッション・プール	既設				
	低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ	既設				
	原子炉圧力容器	既設				
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				
	非常用交流電源設備	既設				
	燃料補給設備	既設				
残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) ポンプ	既設	① ④	-		
	原子炉圧力容器	既設				
	残留熱除去系配管・弁	既設				
	残留熱除去系熱交換器	既設				
	再循環系配管・弁	既設				
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				
	非常用交流電源設備	既設				
	燃料補給設備	既設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/10)

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
低圧代替注水系（常設） による原子炉注水	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ④ ⑥ ⑦	-	代替循環冷却系による原子炉注水①	代替循環冷却系ポンプ
	代替淡水貯槽	新設				サプレッション・プール
	低圧代替注水系配管・弁	新設				代替循環冷却系配管・弁
	残留熱除去系（C）配管・弁	既設				残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ
	原子炉圧力容器	既設				残留熱除去系熱交換器（A）
	非常用交流電源設備	既設				原子炉圧力容器
	常設代替交流電源設備	新設				残留熱除去系海水ポンプ
	燃料補給設備	新設				緊急用海水ポンプ
低圧代替注水系（可搬型） による原子炉注水	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑦	-	代替循環冷却系による原子炉注水①	非常用取水設備
	代替淡水貯槽	新設				非常用交流電源設備
	低圧代替注水系配管・弁	新設				常設代替交流電源設備
	残留熱除去系（C）配管・弁	既設				燃料補給設備
	低圧炉心スプレー系配管・弁・スパージャ	既設				代替循環冷却系ポンプ
	原子炉圧力容器	既設			サプレッション・プール	
	非常用交流電源設備	既設			代替循環冷却系配管・弁	
	常設代替交流電源設備	新設			残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ	
	可搬型代替交流電源設備	新設			残留熱除去系熱交換器（A）	
燃料補給設備	新設	原子炉圧力容器				
-	-	-	-	-	代替循環冷却系による原子炉注水②	可搬型代替注水大型ポンプ
						非常用取水設備
						非常用交流電源設備
						常設代替交流電源設備
						燃料補給設備

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/10）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
—	—	—	—	—	消火系による原子炉注水	電動駆動消火ポンプ
						ディーゼル駆動消火ポンプ
						ろ過水貯蔵タンク
						多目的タンク
						消火系配管・弁
						残留熱除去系（B）配管・弁
						原子炉圧力容器
						非常用交流電源設備
						常設代替交流電源設備
						可搬型代替交流電源設備
					燃料補給設備	
					補給水系による原子炉注水	復水移送ポンプ
						復水貯蔵タンク
						補給水系配管・弁
						消火系配管・弁
						残留熱除去系（B）配管・弁
						原子炉圧力容器
						非常用交流電源設備
						常設代替交流電源設備
						可搬型代替交流電源設備
燃料補給設備						

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/10)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
残留熱除去系 (低圧注水系) 復旧後の原子炉注水①	残留熱除去系 (低圧注水系) ポンプ (海水冷却)	既設	① ③ ④	-	残留熱除去系 (低圧注水系) の復旧後の原子炉注水②	残留熱除去系 (低圧注水系) ポンプ (海水冷却)
	サブプレッション・プール	既設				サブプレッション・プール
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ
	残留熱除去系熱交換器	既設				残留熱除去系熱交換器
	原子炉圧力容器	既設				原子炉圧力容器
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				可搬型代替注水大型ポンプ
	緊急用海水ポンプ	新設				非常用取水設備
	非常用取水設備	既設 新設				常設代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				燃料補給設備
	燃料補給設備	新設			-	-
低圧炉心スプレイ系 復旧後の原子炉注水①	低圧炉心スプレイ系ポンプ (海水冷却)	既設	① ③ ④	-	低圧炉心スプレイ系 の復旧後の原子炉注水②	低圧炉心スプレイ系ポンプ (海水冷却)
	サブプレッション・プール	既設				サブプレッション・プール
	低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ	既設				低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ
	原子炉圧力容器	既設				原子炉圧力容器
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				可搬型代替注水大型ポンプ
	緊急用海水ポンプ	新設				非常用取水設備
	非常用取水設備	既設 新設				常設代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				燃料補給設備
	燃料補給設備	新設			-	-

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6/10）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ④	-	消火系による残存溶融炉心の冷却	電動駆動消火ポンプ
	代替淡水貯槽	新設				ディーゼル駆動消火ポンプ
	低圧代替注水系配管・弁	新設				ろ過水貯蔵タンク
	残留熱除去系（C）配管・弁	既設				多目的タンク
	原子炉圧力容器	既設				消火系配管・弁
	非常用交流電源設備	既設				残留熱除去系（B）配管・弁
	常設代替交流電源設備	新設				原子炉圧力容器
	燃料補給設備	新設				非常用交流電源設備
低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ④	-	消火系による残存溶融炉心の冷却	常設代替交流電源設備
	代替淡水貯槽	新設				可搬型代替交流電源設備
	低圧代替注水系配管・弁	新設				燃料補給設備
	残留熱除去系（C）配管・弁	既設			補給水系による残存溶融炉心の冷却	復水移送ポンプ
	低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ	既設				復水貯蔵タンク
	原子炉圧力容器	既設				補給水系配管・弁
	非常用交流電源設備	既設				消火系配管・弁
	常設代替交流電源設備	新設				残留熱除去系（B）配管・弁
	可搬型代替交流電源設備	新設				原子炉圧力容器
燃料補給設備	新設	非常用交流電源設備				
-	-	-	-	-	常設代替交流電源設備	
-	-	-	-	-	可搬型代替交流電源設備	
-	-	-	-	-	燃料補給設備	

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7/10）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却①	代替循環冷却系ポンプ	新設	① ④	-	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却②	代替循環冷却系ポンプ
	サプレッション・プール	既設				サプレッション・プール
	代替循環冷却系配管・弁	新設				代替循環冷却系配管・弁
	残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ	既設				残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ
	残留熱除去系熱交換器（A）	既設				残留熱除去系熱交換器（A）
	原子炉圧力容器	既設				原子炉圧力容器
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				可搬型代替注水大型ポンプ
	緊急用海水ポンプ	新設				非常用取水設備
	非常用取水設備	既設 新設				非常用交流電源設備
	非常用交流電源設備	既設				常設代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				燃料補給設備
	燃料補給設備	新設				-

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（8/10）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

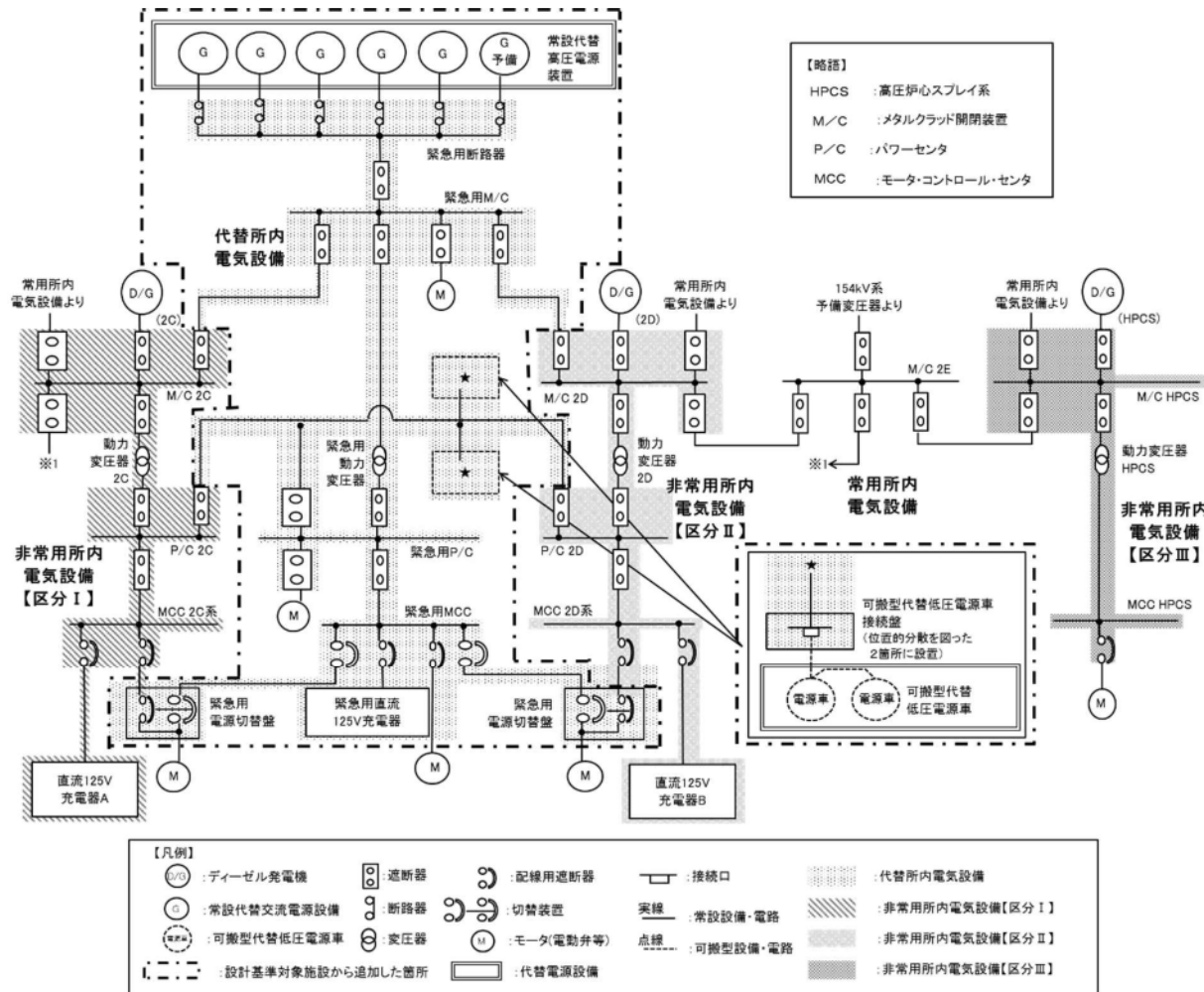
重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） 復旧後の原子炉除熱①	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）	既設	① ③ ④	—	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） 復旧後の原子炉除熱②	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）
	原子炉圧力容器	既設				原子炉圧力容器
	残留熱除去系配管・弁	既設				残留熱除去系配管・弁
	残留熱除去系熱交換器	既設				残留熱除去系熱交換器
	再循環系配管・弁	既設				再循環系配管・弁
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				可搬型代替注水大型ポンプ
	緊急用海水ポンプ	新設				非常用取水設備
	非常用取水設備	既設 新設				常設代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				燃料補給設備
	燃料補給設備	新設			—	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（9/10）

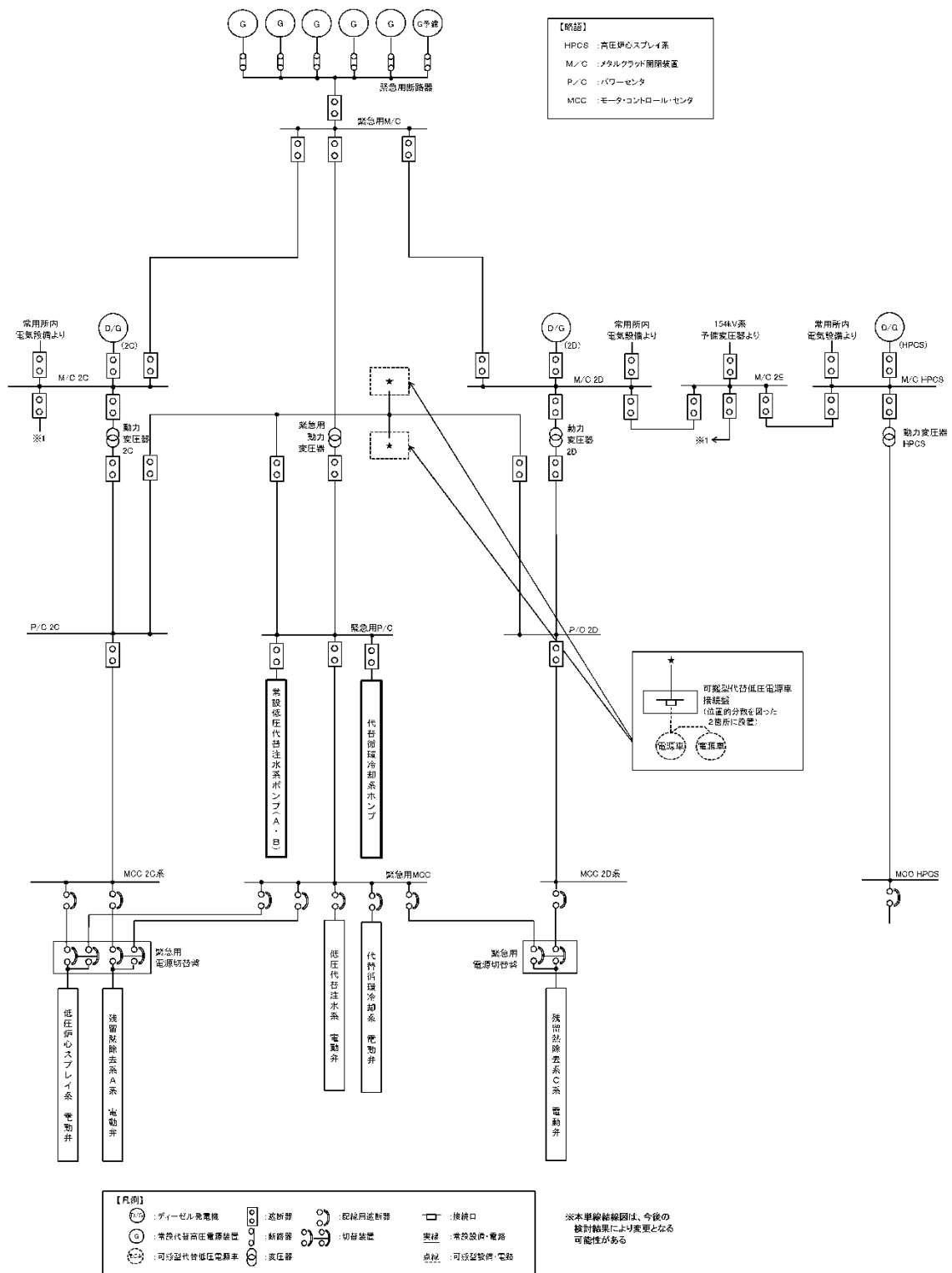
技術的能力審査基準（1.4）	適合方針
<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止する手段として、常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。また、格納容器の破損を防止する手段として、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び代替循環冷却系ポンプによる格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】 1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p>—</p>
<p>(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却 a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止する手段として、可搬型重大事故防止設備である可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。 なお、低圧代替注水系（可搬型）における可搬型代替注水大型ポンプの運搬、接続及び操作に関する手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p>

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（10／10）

技術的能力審査基準（1.4）	適合方針
<p>（2）復旧</p> <p>a）設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p>	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）及び低圧炉心スプレイ系ポンプ（海水冷却）が全交流動力電源喪失により使用できない場合は，常設代替交流電源設備を用いて緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給することで残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）及び低圧炉心スプレイ系ポンプ（海水冷却）を復旧する手順等を整備する。</p> <p>なお，電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）

重大事故対策の成立性

1. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

(1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

a. 操作概要

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水が必要な状況において、外部接続口及び水源を選定し、取水箇所まで移動するとともに送水ルートを確認した後、可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉へ送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋原子炉棟東側及び西側周辺、取水箇所（代替淡水貯槽及び淡水貯水池）周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水大型ポンプによる送水として、最長時間を要する淡水貯水池から残留熱除去系（C）配管を使用する西側接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安 : 170分以内（放射線防護具着用、移動及びホース敷設を含む）

（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具

(全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋)を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

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



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース脱着訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



夜間での送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具着用による送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

(2) 系統構成

a. 操作概要

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水が必要な状況において、中央制御室からの操作により電動弁を操作できない場合、残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合は、原子炉建屋原子炉棟地上3階及び原子炉建屋原子炉棟地上4階まで移動し、現場での人力による操作により系統構成を実施した後、原子炉への送水を実施する。低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合は、原子炉建屋原子炉棟地上3階まで移動し、現場での人力による操作により系統構成を実施した後、原子炉への送水を実施する。

b. 作業場所

西側接続口による原子炉注水の場合

原子炉建屋原子炉棟地上3階及び原子炉建屋原子炉棟地上4階（管理区域）

東側接続口による原子炉注水の場合

原子炉建屋原子炉棟地上3階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水における、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：6名（運転員等6名）

所要時間目安：125分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）（当

該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

西側接続口による原子炉注水の場合

原子炉建屋原子炉棟地上3階：23分以内（操作対

象：1弁）

原子炉建屋原子炉棟地上4階：48分以内（操作対象：2弁）

東側接続口による原子炉注水の場合原子炉建屋原子炉棟地上3階：71分以内（操作対象：3弁）

d. 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：手動ハンドルにて操作を実施する。なお，設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡が可能である。

2. 消火系による原子炉注水

(1) 系統構成

a. 操作概要

消火系による原子炉注水が必要な状況において、タービン建屋地上1階まで移動するとともに、系統構成を実施し、電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプにより原子炉へ送水する。

b. 作業場所

タービン建屋地上1階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

消火系による原子炉注水における、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：40分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

タービン建屋地上1階：4分以内（操作対象：1弁）

d. 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり、操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。



系統構成
(④補助ボイラ冷却水元弁)

3. 補給水系による原子炉注水

(1) 系統構成

a. 操作概要

補給水系による原子炉注水が必要な状況において、原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階及びタービン建屋地上1階まで移動するとともに、系統構成を実施し、復水移送ポンプにより原子炉へ送水する。

b. 作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階及びタービン建屋地上1階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

補給水系による原子炉注水における、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（運転員等（当直運転員）2名、重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：95分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階：16分以内（操作対象：2弁）

タービン建屋地上1階：4分以内（操作対象：1弁）

d. 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能で

ある。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），送受話器のうち，使用可能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。



作業場所（全体）



連絡配管閉止フランジ



連絡配管閉止フランジ切替訓練



系統構成
(⑨補給水系－消火系連絡ライン止め弁)



系統構成
(⑩補助ボイラ冷却水元弁)

4. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

(1) 系統構成

a. 操作概要

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後に原子炉除熱が必要な状況において、原子炉建屋原子炉棟地下2階まで移動するとともに、系統構成を実施し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉除熱を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地下2階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱における、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：45分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

原子炉建屋原子炉棟地下2階：3分以内（操作対象：1弁）

d. 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり、操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），送受話器のうち，使用可能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。



系統構成

(②残留熱除去系 (A) レグシールライン弁)