

女川原子力発電所 2 号炉

「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 3 0 年 3 月

東北電力株式会社

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 発電所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) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

(c) 自動減圧系作動阻止機能による原子炉出力急上昇防止

(d) ほう酸水注入

(e) 制御棒挿入

(f) 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制

(g) 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) 非常時操作手順書（徴候ベース）「スクラム」（原子炉出力）

(2) 非常時操作手順書（徴候ベース）「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 原子炉自動スクラム設定値リスト
- 添付資料 1.1.4 弁番号及び弁名称一覧

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スクラム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、補助給水系ポンプを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、発電用原子炉を停止させるための設計基準事故対処設備は、原子炉保護系である。

この設備が機能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の対処設備を整備しており、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発電用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、原子炉保護系を設置している。

これら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ほかに、設計基準事故対処設備による対応手段及び柔軟な事故対応を行うための対応手段として自主対策設備*を選定する。

※ 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、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にフロントライン系故障として、原子炉保護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 1.1.1 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、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（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の緊急挿入により、発電用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

中央制御室からの原子炉手動スクラム操作により発電用原子炉を緊急停止する。

原子炉手動スクラム操作により発電用原子炉を緊急停止する設備は以下のとおり。

- ・原子炉手動スクラムボタン
- ・原子炉モードスイッチ
- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構
- ・制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）
- ・制御棒駆動水圧系配管

ii. 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入

代替制御棒挿入機能は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号により作動し、自動で制御棒を緊急挿入する。また、上記「i. 原子炉手動スクラム」の対応手段を実施しても全制御棒全挿入が確認できない場合は、中央制御室から手動操作により代替制御棒挿入機能を作動させて制御棒を緊急挿入する。

代替制御棒挿入機能により制御棒を緊急挿入する設備は以下のとおり。

- ・ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）
- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構
- ・制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）
- ・制御棒駆動水圧系配管
- ・非常用交流電源設備

(b) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

ATWS 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操作により原子炉出力を抑制する手段がある。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号により2台の原子炉再循環ポンプを自動で停止させて原子炉出力を抑制する。原子炉再循環ポンプが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、原子炉出力を抑制する。

原子炉再循環ポンプ停止により原子炉出力を抑制する設備は以下のとおり。

- ・ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）
- ・非常用交流電源設備

(c) 自動減圧系作動阻止機能による原子炉出力急上昇防止

ATWS が発生した場合に、中性子束高及び原子炉水位低（レベル2）の信号

により自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止し、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器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手段がある。

自動減圧系作動阻止機能により原子炉出力の急上昇を防止する設備は以下のとおり。

- ・ ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）
- ・ 非常用交流電源設備

(d) ほう酸水注入

ATWS が発生した場合に、ほう酸水を注入することにより発電用原子炉を未臨界状態とする手段がある。

上記「(b)原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」の対応手段により原子炉出力を抑制した後、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を起動し、ほう酸水を注入することで発電用原子炉を未臨界とする。

ほう酸水注入系を起動させる判断基準は、ATWS 発生直後に行う原子炉再循環ポンプの停止操作及び自動減圧系作動阻止機能による原子炉出力急上昇防止操作の実施後とし、中性子束振動異常又はサプレッションプール水温度49℃以上のいずれかに該当する場合に起動することとしている。

ほう酸水注入系により、発電用原子炉を未臨界とする設備は以下のとおり。

- ・ ほう酸水注入系ポンプ
- ・ ほう酸水注入系貯蔵タンク
- ・ ほう酸水注入系 配管・弁
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 非常用交流電源設備

(e) 制御棒挿入

ATWS が発生した場合に、上記「(a)原子炉緊急停止」の対応手段を実施しても全制御棒全挿入又は「02」ポジションが確認できない場合は、手動操作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テストスイッチの操作、スクラムソレノイドヒューズ引抜き操作、原子炉手動制御系及び制御棒駆動水圧系により制御棒を手動挿入する。

水圧駆動にて制御棒を手動で挿入する設備は以下のとおり。

- ・ スクラムテストスイッチ
- ・ スクラムソレノイドヒューズ

- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構
- ・制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）
- ・制御棒駆動水圧系配管

常駆動にて制御棒を手動で挿入する設備は以下のとおり。

- ・原子炉手動制御系
- ・制御棒駆動水ポンプ
- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構
- ・制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）
- ・制御棒駆動水圧系配管

(f) 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制

ATWS 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出力を抑制する手段がある。

上記「(b) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」の対応手段を実施しても，原子炉出力が高い場合又は発電用原子炉が隔離状態である場合は，中央制御室から手動操作にて原子炉圧力容器内の水位（原子炉冷却材の自然循環に必要な水頭圧）を低下させることにより，原子炉冷却材の自然循環を減少させ，発電用原子炉内のボイド率を上昇させて原子炉出力を抑制する。

原子炉圧力容器の水位低下操作により原子炉出力を抑制する設備は以下のとおり。

- ・給水制御系
- ・給水系（電動機駆動原子炉給水ポンプ）
- ・原子炉隔離時冷却系
- ・高圧炉心スプレイ系

(g) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉緊急停止で使用する設備のうち，ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能），制御棒，制御棒駆動機構，制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）及び制御棒駆動水圧系配管は重大事故等対処設備として位置付ける。

また，非常用交流電源設備は，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

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のうち，ATWS 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付ける。

また，非常用交流電源設備は，重大事故等対処設備（設計基準拡張）とし

て位置付ける。

自動減圧系作動阻止機能による原子炉出力急上昇防止で使用する設備のうち、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は重大事故等対処設備として位置付ける。

また、非常用交流電源設備は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

ほう酸水注入で使用する設備のうち、ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁及び原子炉圧力容器は重大事故等対処設備として位置付ける。

また、非常用交流電源設備は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

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）

以上の重大事故対処等設備により、発電用原子炉を緊急に停止できない場合においても、原子炉出力を抑制し発電用原子炉を未臨界にすることができる。

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、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・原子炉手動スクラムボタン、原子炉モードスイッチ

運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に、原子炉手動スクラムボタン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緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり、主スクラム回路を共有しているため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

- ・スクラムテストスイッチ

全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、当該スイッチを操作することで制御棒の緊急挿入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。

- ・スクラムソレノイドヒューズ

全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、中央制御室に設置してある当該ヒューズを引抜きスクラムパイロット弁励磁コイルの電源を遮断することで、制御棒の緊急挿入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。

- ・原子炉手動制御系、制御棒駆動水圧系

全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、スクラムテストスイッチ若しくはスクラムソレノイドヒューズの操作により制御棒を水圧駆動で挿入完了するまでの間、又はこれらの操作が実施できない場合に、制御棒の駆動水圧を確保し、手動挿入する手段として

有効である。

- ・原子炉圧力容器内の水位低下操作で使用する設備

耐震性がないものの、常用電源が健全であれば給水系（電動機駆動原子炉給水ポンプ）による原子炉圧力容器への給水量の調整により原子炉圧力容器内の水位を低下できることから、原子炉出力抑制をする手段として有効である。なお、原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水が行われている場合は、これらによる原子炉圧力容器内の水位制御を優先する。

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。

これらの手順は、ATWS 時における運転員による一連の対応操作として非常時操作手順書（徴候ベース）及び非常時操作手順書（設備別）に定める。（第 1.1.1 表）

また、重大事故等時に監視が必要となる計器についても整理する。（第 1.1.2 表）

（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) 非常時操作手順書（徴候ベース）「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手動スクラム操作を実施した場合は、原子炉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

原子炉自動スクラム信号が発信した場合又は原子炉手動スクラム操作をした場合。

b. 操作手順

非常時操作手順書（徴候ベース）「スクラム」（原子炉出力）における操作手順の概要は以下のとおり。

各手順の成功は、全制御棒全挿入ランプの点灯及び原子炉出力の低下により確認する。手順の対応フローを第 1.1.2 図に、タイムチャートを第 1.1.3 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉スクラム状況の確認を指示する。原子炉スクラムが成功していない場合は、原子炉手動スクラム操作及び手動による代替制御棒挿入操作を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、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にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、原子炉スクラムが成功していない場合は、原子炉手動スクラム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。
- ④ 中央制御室運転員 A は、上記の操作を実施しても全制御棒全挿入又は「02」ポジションの確認ができない場合は、手動による代替制御棒挿入操作を実施する。
- ⑤ 発電課長は、上記の操作を実施しても全制御棒全挿入又は「02」ポジションの確認ができない場合は、ATWS と判断し、運転員に非常時操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」への移行を指示する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから非常時操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」への移行は 2 分以内で可能である。

(2) 非常時操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」

ATWS 発生時に、発電用原子炉を安全に停止させる。

a. 手順着手の判断基準

非常時操作手順書（徴候ベース）「スクラム」（原子炉出力）の操作を実施しても、全制御棒全挿入又は「02」ポジションの確認ができない場合（制御棒位置指示系にて全制御棒が“00”位置又は“02”位置でない）。

なお、制御棒位置指示系の故障により、制御棒位置が確認できない場合も ATWS と判断する。

b. 操作手順

非常時操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」における操作手順の概要は以下のとおり。各手順の成功は、全制御棒全挿入ランプの点灯及び原子炉出力の低下により確認する。手順の対応フローを第 1.1.4 図に、概要図を第 1.1.5 図に、タイムチャートを第 1.1.6 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉出力 3% 以上を確認させ、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作及び自動減圧系作動阻止機能の手動操作を指示する。
- ② 中央制御室運転員 B は、代替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停止状況を状態表示にて確認する。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又は作動したにもかかわらず全ての原子炉再循環ポンプが停止しない場合は、手動操作により停止していない原子炉再循環ポンプを停止する。
- ③ 中央制御室運転員 B は、自動減圧系作動阻止機能の手動操作を実施する。
- ④ 発電課長は、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作及び自動減圧系作動阻止機能の手動操作が完了したことを確認後、運転員にほう酸水注入系の起動操作、原子炉圧力容器内の水位低下操作及び制御棒の挿入操作を同時に行うことを指示する。同時に行うことが不可能な場合は、ほう酸水注入系の起動操作、原子炉圧力容器内の水位低下操作、制御棒の挿入操作の順で優先させる。
- ⑤ 中央制御室運転員 B は、中性子束振動異常又はサブプレッションプール水温度 49°C 以上のいずれかに該当する場合は、ほう酸水注入系ポンプ(A)又は(B)の起動操作（ほう酸水注入系起動スイッチを「ポンプ A」位置（B系を起動する場合は「ポンプ B」位置）にすることで SLC タンク出口弁及び SLC 注入電動弁が「全開」となり、ほう酸水注入系ポンプが起動し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始される。）を実施し、併せて、ほう酸水注入系貯蔵タンク水位指示値の低下（ほう酸水注入系貯蔵タンク水位指示値が容量換算で 以下）、平均出力領域モニタ指示値及び起動領域モニタ指示値の低下を確認する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

⑥ 中央制御室運転員 A 及び B は、原子炉出力が 40% 以上の場合又は発電用原子炉が隔離状態の場合は、給水系（電動機駆動原子炉給水ポンプ）、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレー系による原子炉圧力容器への注水量を減少させ、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 3% 以下に維持する。

原子炉出力を 3% 以下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低（レベル 2）に維持するよう原子炉圧力容器内の水位低下操作を実施する。

原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 2）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低（レベル 1）+1000mm 以上に維持する。

⑦ 中央制御室運転員 A 及び B は、以下の操作により制御棒を挿入する。

- ・ 原子炉手動スクラム操作
- ・ 手動操作による代替制御棒挿入機能の作動
- ・ スクラムテストスイッチによるシングルロッドスクラム操作
- ・ スクラムソレノイドヒューズ引抜き操作
- ・ 制御棒手動挿入操作

⑧ 発電課長は、上記⑦の操作を実施中に全制御棒全挿入の完了又は未挿入の制御棒を「02」ポジションまで挿入完了した場合は運転員にほう酸水注入系の停止を指示する。

制御棒を挿入できなかった場合は、ほう酸水の全量注入完了（ほう酸水注入系貯蔵タンク水位指示値が容量換算で ）を確認し、運転員にほう酸水注入系の停止を指示する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの各操作の所要時間は以下のとおり。

- ・ 原子炉再循環ポンプ手動停止：1 分以内
- ・ 自動減圧系作動阻止機能の自動作動阻止：1 分以内
- ・ ほう酸水注入系起動条件成立後の起動：4 分以内
- ・ 原子炉圧力容器内の水位低下操作開始：1 分以内
- ・ 制御棒挿入操作開始：1 分以内
- ・ スクラムテストスイッチによるシングルロッドスクラム操作完了：
約 15 分
- ・ スクラムソレノイドヒューズ引抜き操作完了：約 20 分

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時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 1.1.7 図に示す。

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べき状況にもかかわらず、全制御棒が発電用原子炉へ全挿入されない場合、非常時操作手順書（徴候ベース）「スクラム」（原子炉出力）に従い、中央制御室からすみやかに操作が可能である原子炉手動スクラムボタンの操作、原子炉モードスイッチの「停止」位置への切替操作及び手動による代替制御棒挿入操作により、発電用原子炉を緊急停止させる。

原子炉手動スクラムボタンの操作、原子炉モードスイッチの「停止」位置への切替操作及び手動による代替制御棒挿入操作を実施しても発電用原子炉を緊急停止できない場合は、原子炉停止機能喪失と判断する。非常時操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」に従い、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作及び自動減圧系作動阻止機能の作動阻止操作を行うとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させるため、ほう酸水注入系の起動条件に到達した場合、すみやかに起動させる。

また、原子炉出力を抑制するため、原子炉圧力容器内の水位低下操作を行う。

さらに、制御棒挿入により発電用原子炉を未臨界にするためスクラム弁の開閉状態に合わせた操作により全制御棒挿入操作を行う。

1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「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処設備と整備する手順
 対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/2)
 (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	手順書
フロントライン系故障時	原子炉保護系	原子炉手動スクラム	原子炉手動スクラムボタン ※1 原子炉モードスイッチ ※1 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動水圧系 (水圧制御ユニット) 制御棒駆動水圧系配管	自主対策設備 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力) 「反応度制御」 非常時操作手順書 (設備別) 「原子炉手動スクラム」
		代替制御棒挿入機能による 制御棒緊急挿入	ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) ※2 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動水圧系 (水圧制御ユニット) 制御棒駆動水圧系配管	重大事故等 対処設備 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力) 「反応度制御」
			非常用交流電源設備	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)
		原子炉再循環ポンプ停止 による原子炉出力抑制	ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) ※2	重大事故等 対処設備 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」
			非常用交流電源設備	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)
		自動減圧系作動阻止機能による 原子炉出力急上昇防止	ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) ※2	重大事故等 対処設備 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」
			非常用交流電源設備	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)

※1 : 発電用原子炉が自動スクラムしなかった場合に、原子炉手動スクラムボタン及び原子炉モードスイッチを操作することで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、重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2 : 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。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2/2）

（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	手順書	
フロントライン系故障時	原子炉保護系	ほう酸水注入	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系 配管・弁 原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備	非常時操作手順書 （徴候ベース） 「反応度制御」
			非常用交流電源設備	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	非常時操作手順書（設備別） 「ほう酸水注入系ポンプに よるほう酸水注入」
		制御棒手動挿入 （水圧駆動）	スクラムテストスイッチ スクラムソレノイドヒューズ 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット） 制御棒駆動水圧系配管	自主対策設備	非常時操作手順書 （徴候ベース） 「反応度制御」
		制御棒手動挿入 （常駆動）	原子炉手動制御系 制御棒駆動水ポンプ 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット） 制御棒駆動水圧系配管	自主対策設備	非常時操作手順書 （徴候ベース） 「反応度制御」 非常時操作手順書（設備別） 「常駆動による制御棒手動 挿入」
		原子炉圧力容器内の水位低下 操作による原子炉出力抑制	給水制御系 給水系（電動機駆動原子炉給水ポンプ） 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	自主対策設備	非常時操作手順書 （徴候ベース） 「反応度制御」

※1：発電用原子炉が自動スクラムしなかった場合に，原子炉手動スクラムボタン及び原子炉モードスイッチを操作することで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，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2：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 1.1.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/3)

対応手段	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 (1) 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「スクラム」 (原子炉出力)			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「スクラム」 (原子炉出力) 原子炉手動スクラム	判断基準	スクラム発生の有無	スクラム警報
		スクラム要素	原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化※1
		プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒位置指示系
		原子炉出力	平均出力領域モニタ
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「スクラム」 (原子炉出力)	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒位置指示系
代替制御棒挿入機能による制御棒 緊急挿入 (手動)		原子炉出力	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ

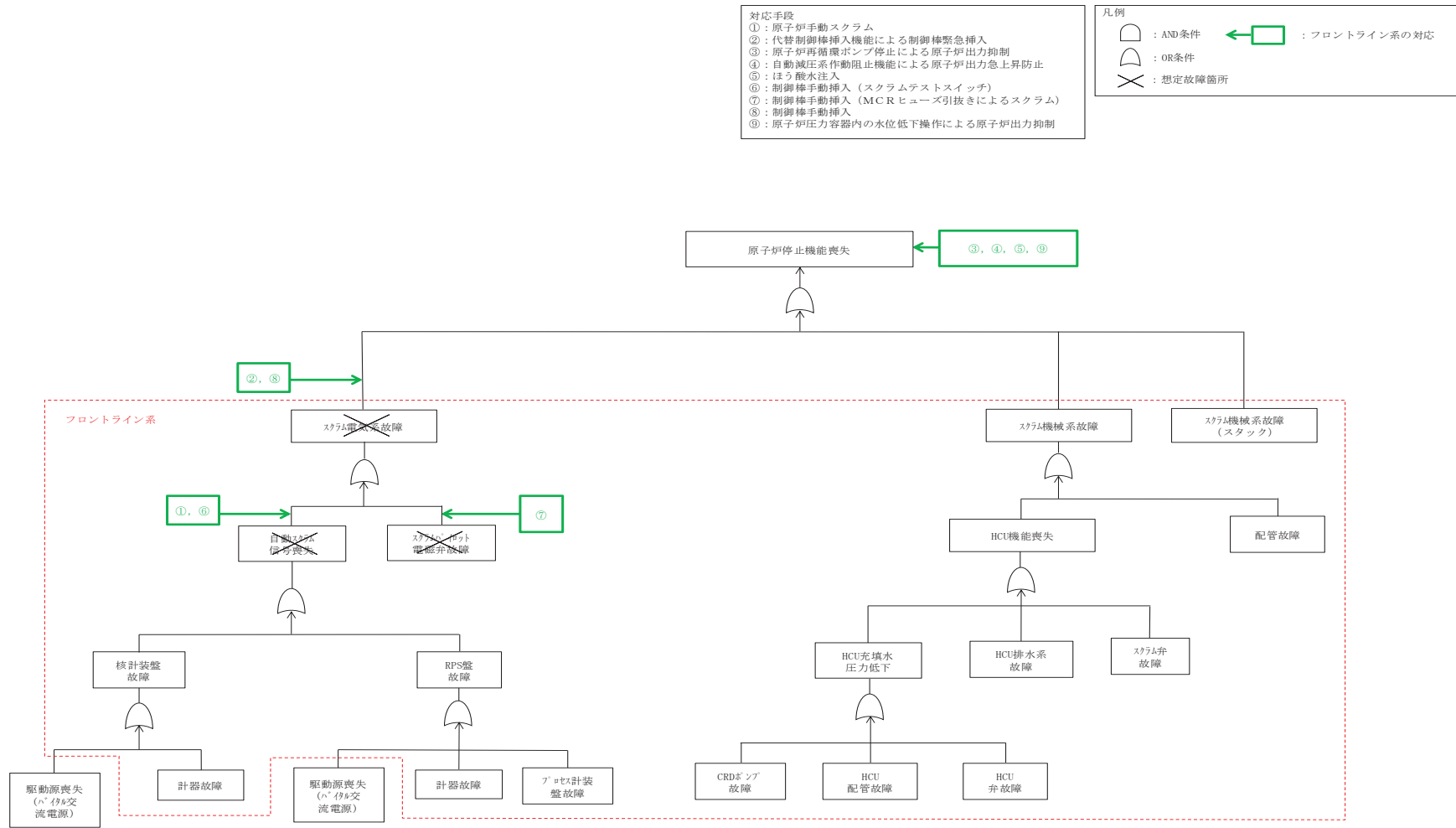
※1:原子炉自動スクラム信号の設定値について、添付資料 1.1.3 参照。

監視計器一覧 (2/3)

対応手段	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)非常時操作手順書 (徴候ベース)「反応度制御」			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制 (手動)	判断基準	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒位置指示系
	操作	代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器開放状態	代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器表示灯
		原子炉再循環ポンプ運転状態 原子炉出力	静止型原子炉再循環ポンプ電源装置表示灯 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」 自動減圧系作動阻止機能による原子炉出力急上昇防止	判断基準	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒位置指示系
	操作	自動減圧系作動阻止機能の作動の有無	ADS 作動阻止警報
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」 ほう酸水注入	判断基準	原子炉出力	平均出力領域モニタ
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度
	操作	未臨界の維持又は監視	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ ほう酸水注入系ポンプ出口圧力 ほう酸水注入系貯蔵タンク水位
		原子炉冷却材浄化系運転状態	原子炉冷却材浄化系隔離弁表示灯

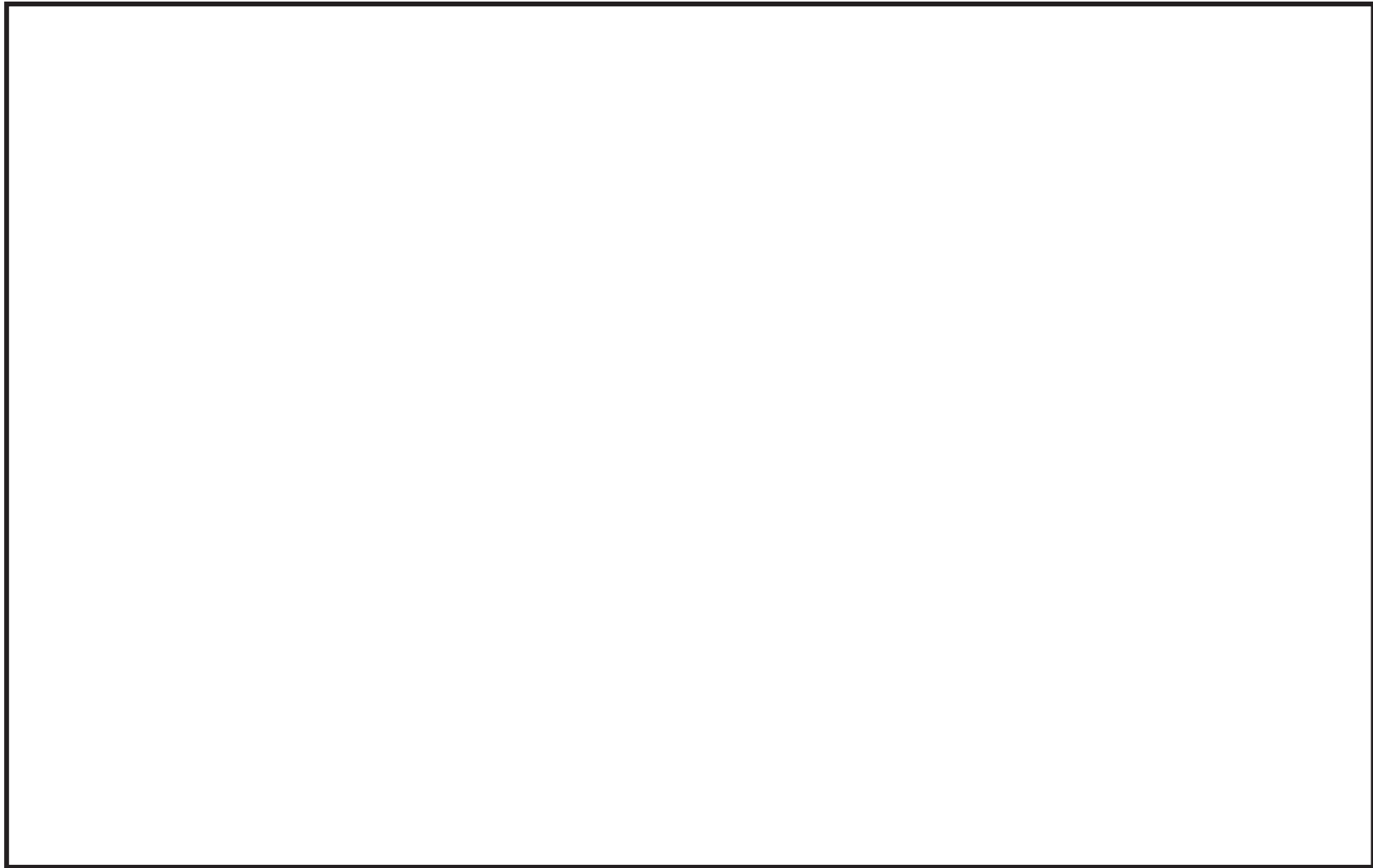
監視計器一覧 (3/3)

対応手段	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)非常時操作手順書 (徴候ベース)「反応度制御」		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	操作	原子炉出力 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
		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 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域)
		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ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 補機監視機能 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力 原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力 原子炉隔離時冷却系タービン回転数 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 (手動)	操作	プラント停止状態 全制御棒全挿入ランプ 制御棒位置指示系
		原子炉出力 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「反応度制御」 制御棒手動挿入	操作	補機監視機能 制御棒駆動水原子炉間差圧
		プラント停止状態 スクラム弁開閉表示 全制御棒全挿入ランプ 制御棒位置指示系
		原子炉出力 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ



注：APRM高（中性子束）、APRM高（熱流速相当）、原子炉周期短については、核計装盤でスクラム信号を発信する。
また、それら以外のスクラム信号はRPS盤でスクラム信号を発信する。

第 1.1.1 図 機能喪失原因対策分析



第 1.1.2 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「スクラム」における発電用原子炉の緊急停止対応フロー

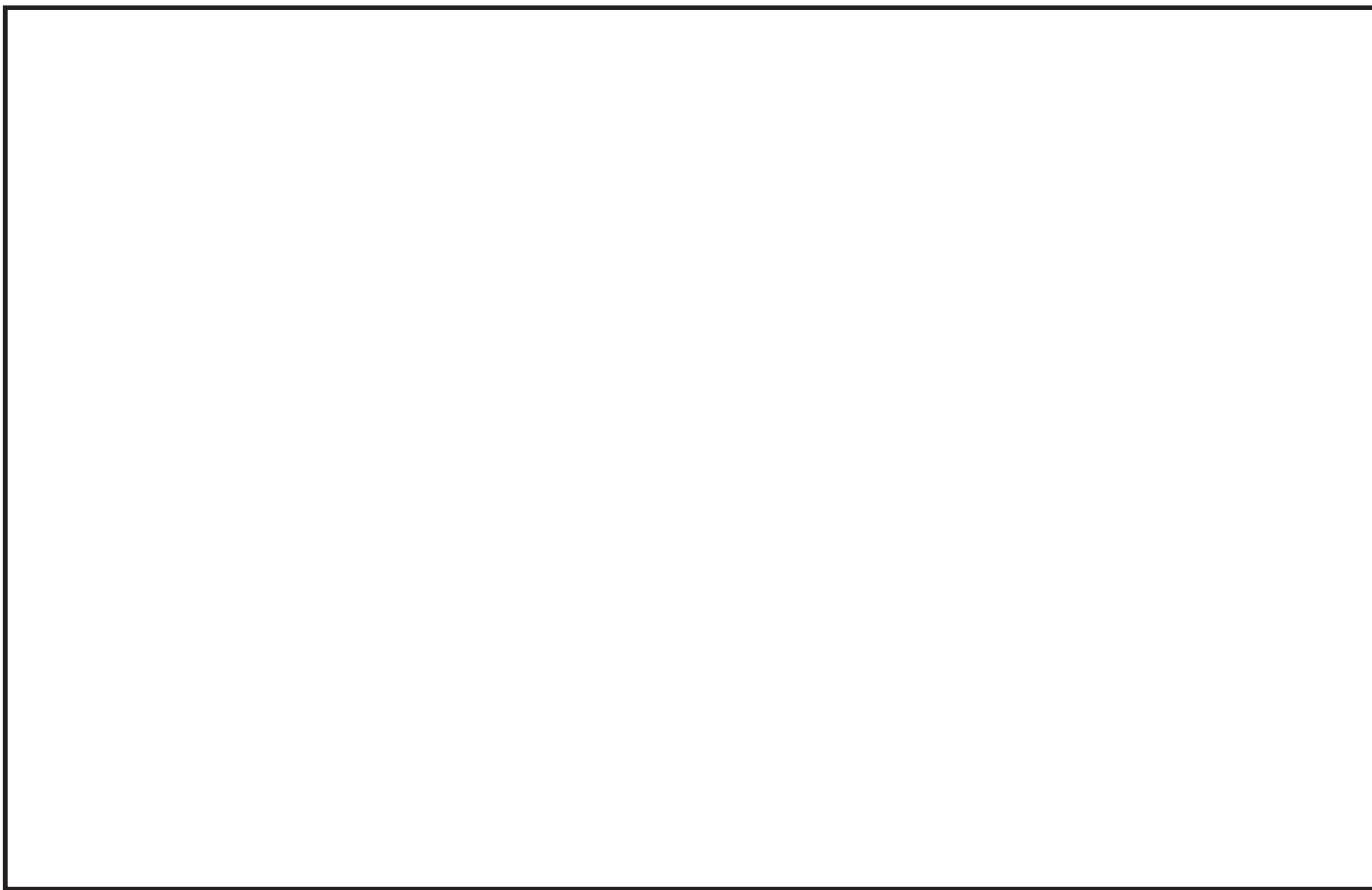
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考								
		1	2	3																
		事象発生	80秒「反応度制御」へ移行																	
EOP「スクラム」	中央制御室運転員A	1	スクラム成否の確認 ^{※1}														②			
			手動スクラム ^{※2}															③		
			モードスイッチ停止 ^{※2}																③	
			全制御棒全挿入状況確認 ^{※1}																④	
			手動ARI ^{※2}																④	
			全制御棒全挿入状況確認 ^{※1}																⑤	
																	⑤			

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

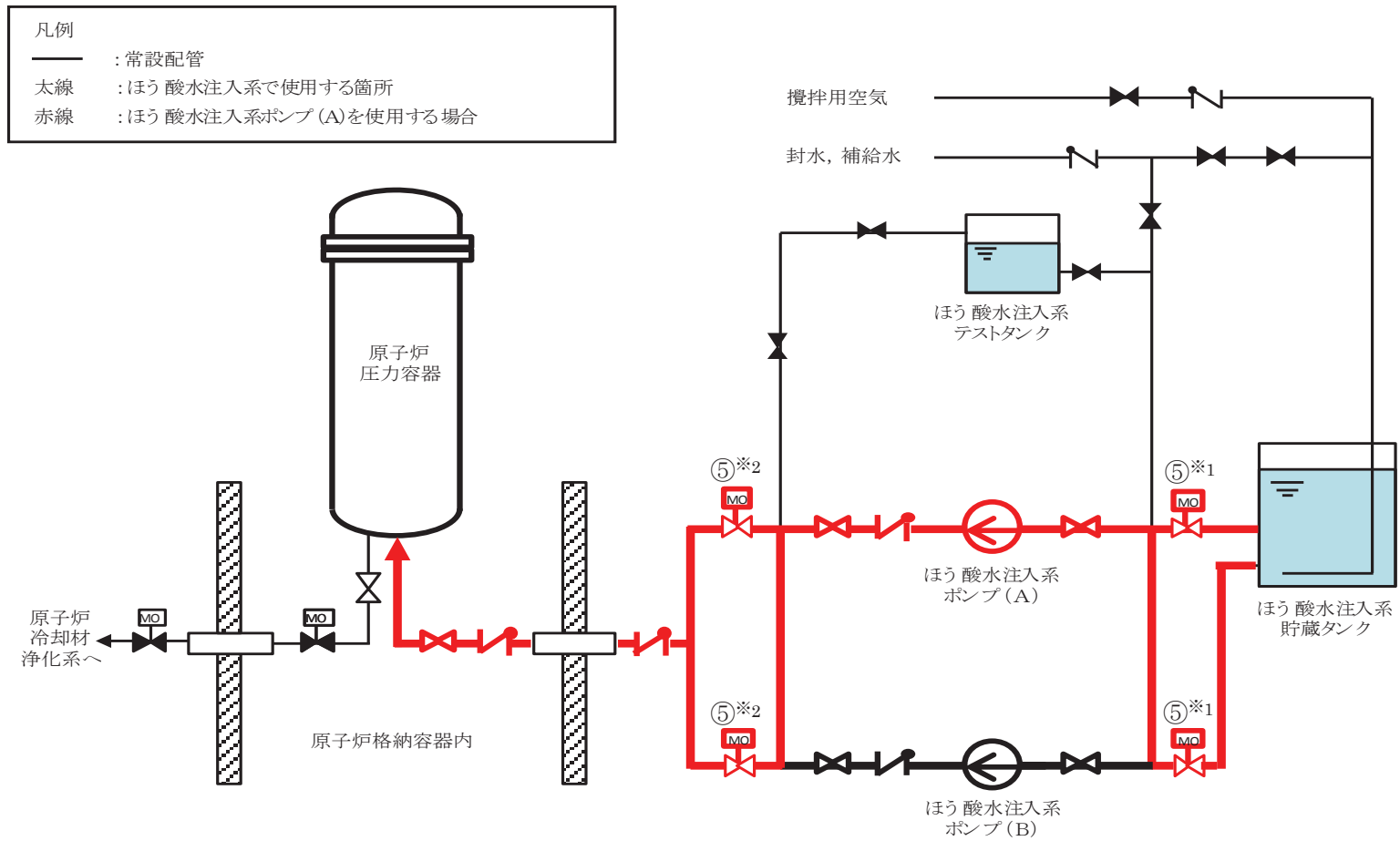
※2：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.1.3 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「スクラム」における発電用原子炉の緊急停止対応タイムチャート



第 1.1.4 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」における発電用原子炉の緊急停止対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



操作手順	弁名称
⑤※1	SLC タンク 出口弁
⑤※2	SLC 注入電動弁

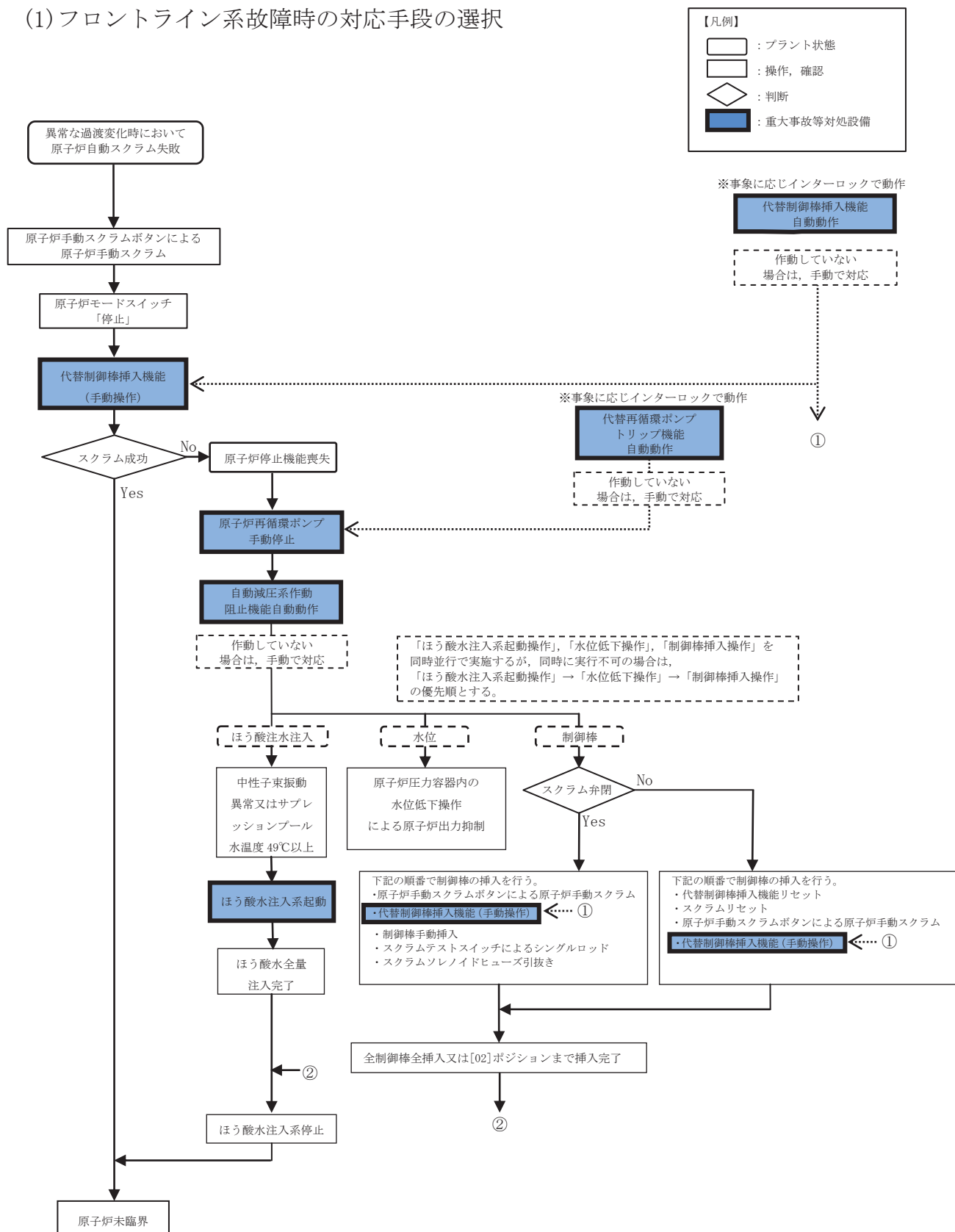
第 1.1.5 図 ほう酸水注入系ポンプによるほう酸水注入 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												操作手順	備考	
		1	2	3	5	10	15	20	25	30	35					
		「スクラム」より導入														
EOP「反応度制御」	中央制御室運転員A	1	原子炉水位調整（出力3%以下を維持する。維持できない場合は、原子炉水位レベル2に維持）												⑥	
			手動ART ^{※1}												⑦	
			制御棒駆動水圧系による制御棒挿入（全制御棒全挿入もしくは02ポジションまで継続）												⑦	
	中央制御室運転員B	1	RPTしや断 ^{※1}												②	
			自動減圧系作動阻止機能の手动操作 ^{※1}												③	
			SLC起動条件成立後に起動（全制御棒全挿入もしくは02ポジション以下又はほう酸水全量注水完了まで運転継続）												⑤	
			原子炉水位調整（出力3%以下を維持する。維持できない場合は、原子炉水位レベル2に維持）												⑥	
			スクラムテストスイッチによる シングルロッドスクラム ^{※1}												⑦	
スクラムソレノイド ヒューズ引抜き ^{※1}												⑦				

※1：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.1.6 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」における発電用原子炉の緊急停止対応
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



第 1. 1. 7 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（1/4）

技術的能力審査基準（1.1）	番号	設置許可基準規則（44条）	技術基準規則（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。</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 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】 第59条（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備） 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 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>	-

※1：発電用原子炉が自動スクラムしなかった場合に、原子炉手動スクラムボタン及び原子炉モード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とするための設計基準事故対処設備であり、重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2：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(2/4)

技術的能力審査基準 (1.1)	番号	設置許可基準規則 (44 条)	技術基準規則 (59 条)	番号
(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スクラム操作を実施すること。	②	(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棒挿入回路 (ARI) を整備すること。	(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棒挿入回路 (ARI) を整備すること。	⑦
(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。	③	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。	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。	⑧
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。	④	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。	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。	⑨
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。	⑤	(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。	(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。	-
(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。	-	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。	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。	-
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。	-			-

※1：発電用原子炉が自動スクラムしなかった場合に、原子炉手動スクラムボタン及び原子炉モード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とするための設計基準事故対処設備であり、重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2：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 (3/4)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張設備)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
代替制御棒挿入機能による 制御棒緊急挿入	ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) ※2	既設	① ② ⑥ ⑦	原子炉手動スクラム	原子炉手動スクラムボタン ※1	常設	2分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	制御棒	既設			原子炉モードスイッチ ※1	常設			
	制御棒駆動機構	既設			制御棒	常設			
	制御棒駆動水圧系 (水圧制御ユニット)	既設			制御棒駆動機構	常設			
	制御棒駆動水圧系配管	既設			制御棒駆動水圧系 (水圧制御ユニット)	常設			
					制御棒駆動水圧系配管	常設			
				制御棒手動挿入	スクラムテストスイッチ	常設	15分	1名	自主対策とする理由は本文参照
					制御棒	常設			
					制御棒駆動機構	常設			
					制御棒駆動水圧系 (水圧制御ユニット)	常設			
					制御棒駆動水圧系配管	常設	20分	1名	自主対策とする理由は本文参照
					スクラムソレノイドヒューズ	常設			
					制御棒	常設			
					制御棒駆動機構	常設			
					制御棒駆動水圧系 (水圧制御ユニット)	常設	— (3分後に開始し、継続)	1名	自主対策とする理由は本文参照
					制御棒駆動水圧系配管	常設			
					原子炉手動制御系	常設			
					制御棒駆動水ポンプ	常設			
		制御棒	常設						
		制御棒駆動機構	常設						
		制御棒駆動水圧系 (水圧制御ユニット)	常設						
		制御棒駆動水圧系配管	常設						

※1: 発電用原子炉が自動スクラムしなかった場合に、原子炉手動スクラムボタン及び原子炉モード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とするための設計基準事故対処設備であり、重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2: 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(4/4)

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備（設計基準拡張設備）

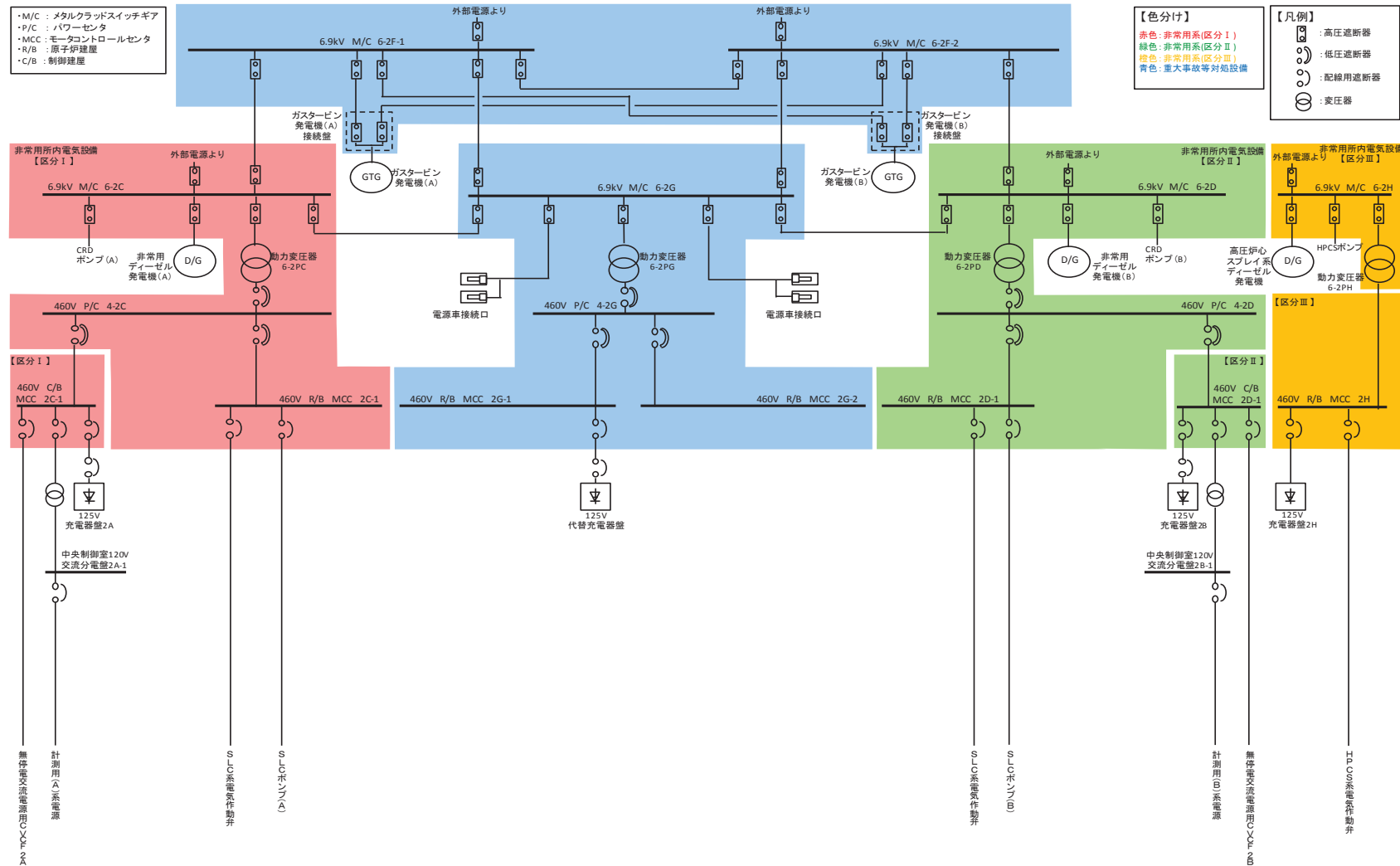
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能） ※2	既設	① ③ ⑥ ⑧	原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	給水制御系	常設	— (1分以内に開始し、継続)	2名	自主対策とする理由は本文参照
	非常用交流電源設備	既設			給水系（電動機駆動原子炉給水ポンプ）	常設			
	-	-			原子炉隔離時冷却系	常設			
	-	-			高圧炉心スプレイ系	常設			
自動減圧系作動阻止機能による原子炉出力急上昇防止	ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能） ※2	新設	① ⑥	-	-	-	-	-	
	非常用交流電源設備	既設		-	-	-	-	-	
	-	-		-	-	-	-	-	
ほう酸水注入	ほう酸水注入系ポンプ	既設	① ④ ⑤ ⑥ ⑨	-	-	-	-	-	
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	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		-	-	-	-	-	

※1：発電用原子炉が自動スクラムしなかった場合に、原子炉手動スクラムボタン及び原子炉モード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とするための設計基準事故対処設備であり、重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2：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。

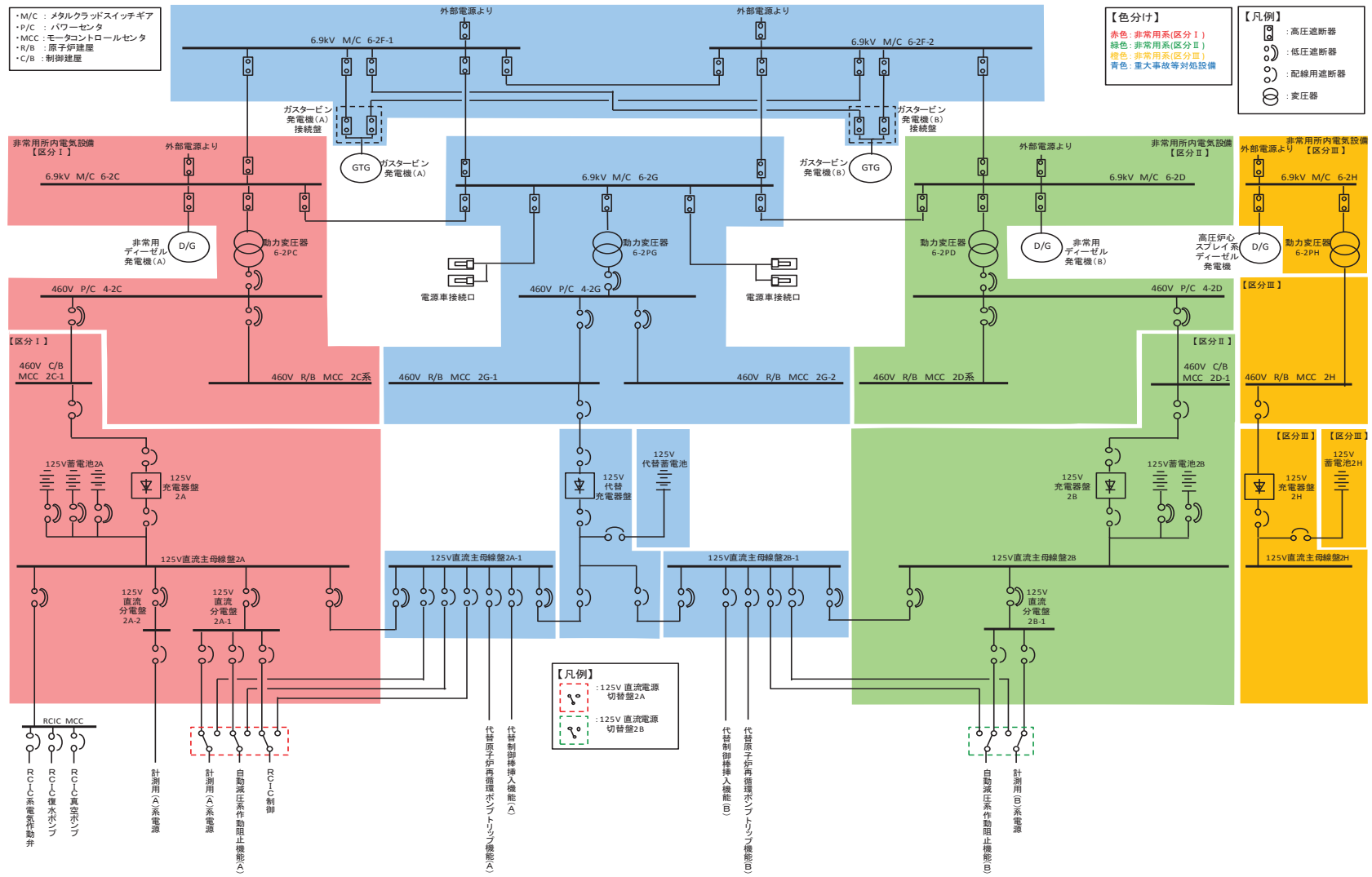
対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.1.2



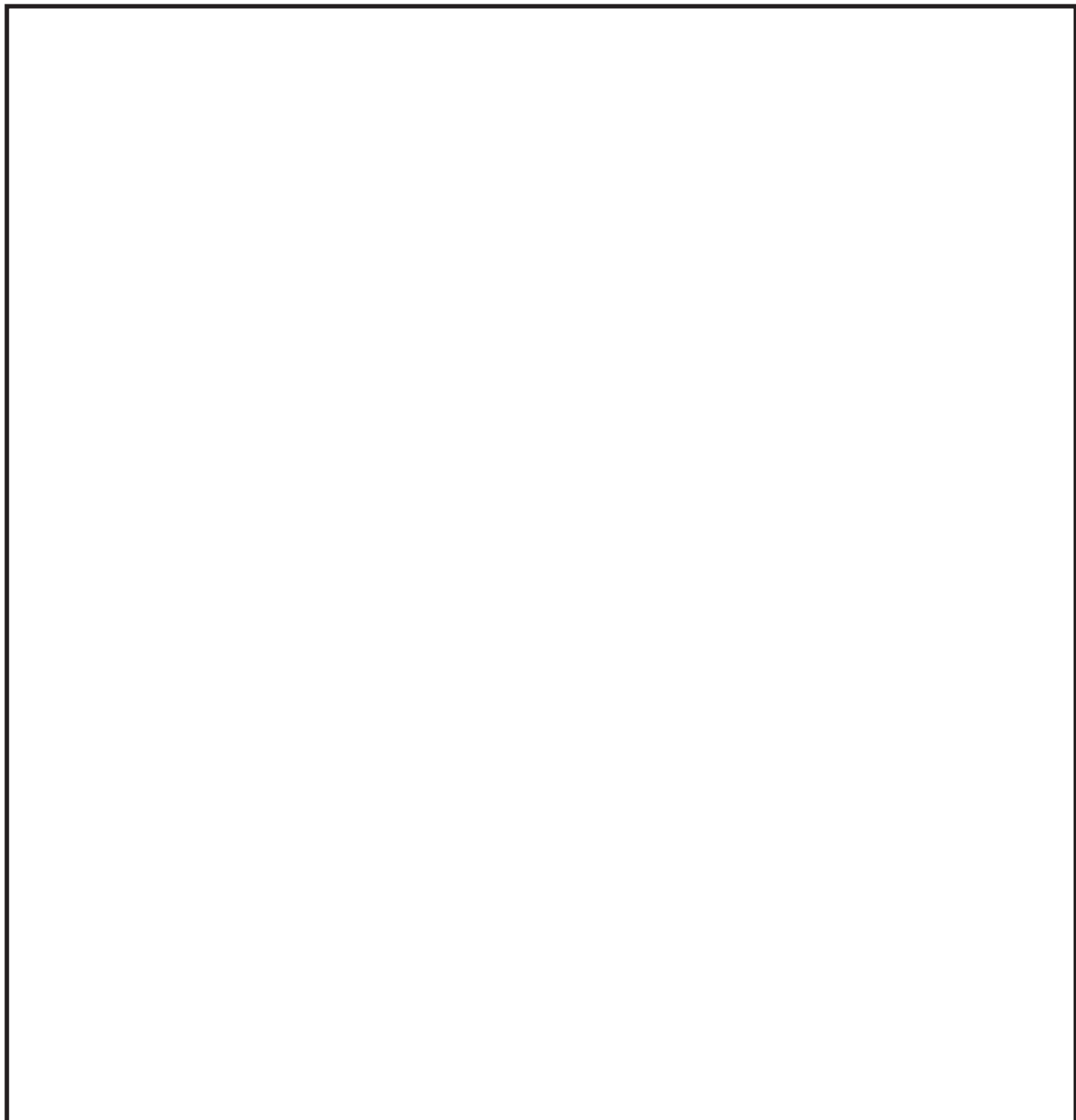
第1図 電源構成図 (交流電源)

1.1-31



第2図 電源構成図(直流電源)

原子炉自動スクラム設定値リスト



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称
C41-M0-F001A/B	SLC タンク 出口弁 (A)/(B)
C41-M0-F006A/B	SLC 注入電動弁 (A)/(B)

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. 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発電用原子炉の冷却

(b) 重大事故等対処設備

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 全交流動力電源及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却

(b) 復旧

(c) 重大事故等対処設備

c. 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

d. 重大事故等の進展抑制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

e. 手順等

1.2.2 重大事故等時の手順

1.2.2.1 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圧力容器への注水

a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動

b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

(2) 重大事故時等時の対応手段の選択

1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 全交流動力電源及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水

a. 現場手動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

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

1.2.2.3 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圧力容器へのほう酸水注入及び注水

b. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

- (2) 重大事故等時の対応手段の選択
- 1.2.2.4 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压力容器への注水
 - (2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水
- 1.2.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

- 添付資料 1.2.1 審査基準，基準規制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 重大事故等対策の成立性
 - 1. 現場手動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圧力容器への注水
- 添付資料 1.2.4 弁番号及び弁名称一覧

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つて、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ボンベ等)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。

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において、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能は、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備を整備しており、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、発電用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対象施設として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を設置している。

これらの設計基準対象施設が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いるが、この設計基準対象施設が故障した場合は、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、発電用原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の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、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ほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{*}を選定する。

※ 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、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

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又は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。

原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却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
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・主蒸気系 配管
- ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁
- ・補給水系 配管
- ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁
- ・原子炉冷却材浄化系 配管

- ・復水給水系 配管・弁・スパージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・所内常設蓄電式直流電源設備

また、上記所内常設蓄電式直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・非常用交流電源設備

高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却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
- ・復水貯蔵タンク
- ・サプレッションチェンバ
- ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ
- ・補給水系 配管
- ・原子炉圧力容器
- ・高圧炉心スプレイ系用交流電源設備

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及び高圧炉心スプレイ系の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失を想定する。

設計基準対象施設に要求される機能の喪失原因から選定した対処手段及び審査基準、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対象施設、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. 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発電用原子炉の冷却

設計基準対象施設である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し発電用原子炉を冷却する手段がある。

中央制御室からの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発電用原子炉を冷却する手段がある。

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. 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却
中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧代替注水系ポンプ
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁
- ・ 主蒸気系 配管
- ・ 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
- ・ 補給水系 配管
- ・ 高圧炉心スプレー系 配管・弁
- ・ 燃料プール補給水系 弁
- ・ 原子炉冷却材浄化系 配管
- ・ 復水給水系 配管・弁・スパージャ
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備
- ・ 可搬型代替直流電源設備

また、上記所内常設蓄電式直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備

ii. 高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却
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発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧代替注水系ポンプ
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁
- ・ 主蒸気系 配管
- ・ 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
- ・ 補給水系 配管
- ・ 高圧炉心スプレー系 配管・弁
- ・ 燃料プール補給水系 弁
- ・ 原子炉冷却材浄化系 配管
- ・ 復水給水系 配管・弁・スパージャ
- ・ 原子炉圧力容器

(b) 重大事故等対処設備

高压代替注水系の中央制御室からの操作及び現場操作による発電用原子炉の冷却で使用する設備のうち、高压代替注水系ポンプ、復水貯蔵タンク、高压代替注水系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、高压代替注水系（注水系）配管・弁、補給水系配管、高压炉心スプレイ系配管・弁、燃料プール補給水系弁、原子炉冷却材浄化系配管、復水給水系配管・弁・スパージャ、原子炉压力容器、所内常設蓄電式直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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、設計基準対象施設である原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系が故障した場合においても、発電用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

(a) 全交流動力電源及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却

全交流動力電源及び常設直流電源系統喪失により、設計基準対象施設である原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、「a. (a) i. 高压代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却」の手段に加え、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発電用原子炉を冷却する手段がある。

この対応手段により、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、高压代替注水系の運転を継続する。

i. 高压代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却

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発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・ 高压代替注水系ポンプ
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 高压代替注水系（蒸気系）配管・弁
- ・ 主蒸気系 配管
- ・ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・ 高压代替注水系（注水系）配管・弁
- ・ 補給水系 配管
- ・ 高压炉心スプレイ系 配管・弁

- ・燃料プール補給水系 弁
- ・原子炉冷却材浄化系 配管
- ・復水給水系 配管・弁・スパージャ
- ・原子炉圧力容器

(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及び運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式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充電器を受電し、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発電用原子炉を冷却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
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁
- ・主蒸気系 配管
- ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁
- ・補給水系 配管
- ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁
- ・原子炉冷却材浄化系 配管
- ・復水給水系 配管・弁・スパージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

なお、代替交流電源設備を使用し、復水貯蔵タンクへ水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。

可搬型代替交流電源設備を使用する場合は、燃料補給が必要となる。

(c) 重大事故等対処設備

高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却で使用する設備のうち、高圧代替注水系ポンプ、復水貯蔵タンク、高圧代替注水系（蒸気系）配

管・弁，主蒸気系配管，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，補給水系配管，高圧炉心スプレー系配管・弁，燃料プール補給水系弁，原子炉冷却材浄化系配管，復水給水系配管・弁・スパーージャ，原子炉圧力容器は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電にて使用する設備のうち，原子炉圧力容器，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また，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，原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁，補給水系配管，高圧炉心スプレー系配管・弁，原子炉冷却材浄化系配管，復水給水系配管・弁・スパーージャは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

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に加えて常設直流電源系統が喪失した場合においても，発電用原子炉を冷却することができる。

c. 監視及び制御

(a) 監視及び制御

上記「a. (a) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却」及び「b. (a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却」により発電用原子炉を冷却する際には，発電用原子炉を冷却するための原子炉圧力容器内の水位を監視する手段がある。

また，原子炉圧力容器へ注水するための高圧代替注水系の作動状況を確認する手段がある。

さらに，発電用原子炉を冷却するための原子炉圧力容器内の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）
- ・ 原子炉圧力
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口流量
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口圧力
- ・ 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力
- ・ 復水貯蔵タンク水位

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，燃料域）
- ・ 原子炉圧力
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口流量
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口圧力
- ・ 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蒸気圧力
- ・ 高圧代替注水系タービン排気圧力
- ・ 復水貯蔵タンク水位

全交流動力電源及び常設直流電源系統喪失時における高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器

- ・ 原子炉水位（広帯域，燃料域）
- ・ 原子炉圧力
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口流量
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口圧力
- ・ 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力
- ・ 復水貯蔵タンク水位

全交流動力電源及び常設直流電源系統喪失時における高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器

- ・ 可搬型計測器（原子炉水位（広帯域，燃料域），原子炉圧力，高圧代替注水系ポンプ出口流量，復水貯蔵タンク水位）
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口圧力
- ・ 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蒸気圧力
- ・ 高圧代替注水系タービン排気圧力

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

監視及び制御にて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），原子炉圧力，高圧代替注水系ポンプ出口流量，復水貯蔵タンク水位，可搬型計測器は重大事故等対処設備として位置付ける。

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用いて原子炉圧力容器内の水位及び高圧代替注水系の作動状況を監視することにより，発電用原子炉を冷却するために必要な監視及び制御ができる。

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，自主対策設備として位置付ける。あわせて，その理由を示す。

・原子炉水位（狭帯域）， 高圧代替注水系の現場起動時に使用する現場監視計器（高圧代替注水系ポンプ出口圧力， 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蒸気圧力及び高圧代替注水系タービン排気圧力）

原子炉水位（狭帯域）は， 可搬型代替直流電源設備の給電対象ではないため， 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時には監視不能となるが， 電源が健全であれば， 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。

高圧代替注水系の現場起動時に使用する現場監視計器は， 中央制御室での監視には適さないため重大事故等対処設備としては位置付けていないが， 耐震性は有しており， 現場起動時に原子炉圧力容器内の水位の制御を行う手段として有効である。

d. 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

高圧代替注水系， 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圧力容器への注水により原子炉圧力容器内の水位が維持できない場合は， 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圧力容器へ注水する手段がある。

i. ほう酸水注入系による進展抑制

ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を実施する。

さらに， 純水補給水系を水源として， ほう酸水注入系ポンプを用いて原子炉圧力容器へ注水する。

ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へ注入する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水注入系ポンプ
- ・ほう酸水注入系貯蔵タンク
- ・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
- ・可搬型代替交流電源設備

ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へ注水する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水注入系ポンプ
- ・ほう酸水注入系 配管・弁
- ・純水補給水系
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備

- ・可搬型代替交流電源設備

ii. 制御棒駆動水圧系による進展抑制

復水貯蔵タンクを水源として制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

制御棒駆動水圧系により原子炉圧力容器へ注水する設備は以下のとおり。

- ・制御棒駆動水ポンプ
- ・制御棒駆動水圧系 配管・弁
- ・補給水系 配管
- ・復水貯蔵タンク
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・常設代替交流電源設備

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

ほう酸水注入系による進展抑制で使用する設備のうち、ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンク、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及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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により、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における注水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、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ほう酸水注入系（原子炉圧力容器へ注水する場合）

発電用原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、加えてほう酸水注入系貯蔵タンクへの補給ラインの耐震性が確保されていないが、純水補給水系を水源としてほう酸水注入系による原子炉圧力容器へ注水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。

- ・制御棒駆動水圧系

発電用原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、加えて耐震性が確保されていないが、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。

e. 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. 監視及び制御」及び「d. 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，運転員及び重大事故等対応要員の対応として非常時操作手順書（徴候ベース），非常時操作手順書（設備別）及び重大事故等対応要領書に定める（第 1.2.1 表）。

また，重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第 1.2.2 表，第 1.2.3 表）。

（添付資料 1.2.2）

1.2.2 重大事故等時の手順

1.2.2.1 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圧力容器への注水

a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動

復水給水系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合は，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお，発電用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）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持するように原子炉水位（狭帯域，広帯域，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

復水給水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）に維持できない場合。

(b) 操作手順

中央制御室からの高圧代替注水系起動手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第 1.2.2 図に，概要図を第 1.2.5 図に，タイムチャートを図 1.2.7 に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に中央制御室からの高圧代替注水系起動の準備開始を指示する。

- ② 中央制御室運転員 A は、中央制御室からの高圧代替注水系起動に必要な電気作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にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、中央制御室からの高圧代替注水系起動の系統構成として、RCIC 蒸気供給ライン分離弁及び FPMUW ポンプ吸込弁^{*}の全閉操作を実施する。
- ※：燃料プール補給水系に異常がなく、燃料プール補給水ポンプを運転する場合は FPMUW ポンプ吸込弁を全開のままとする。
- ④ 中央制御室運転員 A は、中央制御室からの高圧代替注水系起動の系統構成として、HPAC ポンプ注入弁を全開操作し、発電課長に高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の準備完了を報告する。
- ⑤ 発電課長は、運転員に中央制御室からの高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、HPAC タービン止め弁の全開操作を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを高圧代替注水系ポンプ出口流量指示値 (90.8m³/h) の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告するとともに原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。
- ⑧ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名で操作を実施した場合、作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで 15 分以内で可能である。

b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

復水給水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合において、中央制御室からの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、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、発電用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) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持するように原子炉水位 (狭帯域, 広帯域, 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

復水給水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）に維持できない場合で，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合。

(b) 操作手順

現場手動操作による高圧代替注水系起動手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第 1.2.2 図に，概要図を第 1.2.6 図に，タイムチャートを図 1.2.8 に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に現場手動操作による高圧代替注水系起動の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は，現場手動操作による高圧代替注水系起動に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 現場運転員 B 及び C は，現場手動操作による高圧代替注水系起動の系統構成として，RCIC 蒸気供給ライン分離弁及び FPMUW ポンプ吸込弁^{*}の全閉操作を実施する。

※：燃料プール補給水系に異常がなく，燃料プール補給水ポンプを運転する場合は FPMUW ポンプ吸込弁を全開のままとする。

- ④ 現場運転員 B 及び C は，現場手動操作による高圧代替注水系起動の系統構成として，HPAC ポンプ注入弁の全開操作を実施し，発電課長に現場手動操作による高圧代替注水系起動の準備完了を報告する。
- ⑤ 発電課長は，運転員に現場手動操作による高圧代替注水系起動の開始を指示する。また，原子炉圧力容器内の水位の監視を指示する。
- ⑥ 現場運転員 B 及び C は，HPAC タービン止め弁を全開操作することにより高圧代替注水系ポンプを起動し，現場監視計器により高圧代替注水系の作動状況を確認し，発電課長に作動状況に異常がないことを報告する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は，原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉水位計指示値上昇により確認し，発電課長，運転員 B 及び C に報告する。
- ⑧ 現場運転員 B 及び C は，HPAC タービン止め弁を操作することにより原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で原子炉圧力容器内の水位を制御する。
- ⑨ 発電課長は，発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで約 30 分で可能である。

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

(添付資料 1. 2. 3)

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時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. 18 図に示す。

復水給水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。

中央制御室からの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圧力容器へ注水する。

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、高圧代替注水系の運転を継続する。

1. 2. 2. 2 サポート系故障時の対応手順

(1) 全交流動力電源及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水

a. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

全交流動力電源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圧力容器への注水ができず、中央制御室からの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、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、発電用原子炉の冷却を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）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持するように原子炉水位（広帯域、燃料域）及び可搬型計測器（原子炉水位（広帯域、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圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベ

ル 8) に維持できない場合で、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合。

(b) 操作手順

現場手動操作による高圧代替注水系起動の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第 1.2.3 図に、概要図を第 1.2.6 図に、タイムチャートを第 1.2.9 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に現場手動操作による高圧代替注水系起動の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、原子炉水位等を確認するため、必要な計器に可搬型計測器を接続し、発電課長に原子炉水位等のパラメータを報告する。
- ③ 現場運転員 B 及び C は、高圧代替注水系の駆動蒸気圧力が確保されていることを原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内) の高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力指示値 が規定値であることにより確認する。
- ④ 現場運転員 B 及び C は、現場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として、RCIC 蒸気供給ライン分離弁及び FPMUW ポンプ吸込弁^{*}の全閉操作を実施する。
※：燃料プール補給水系に異常がなく、燃料プール補給水ポンプを運転する場合は FPMUW ポンプ吸込弁を全開のままとする。
- ⑤ 現場運転員 B 及び C は、現場からの高圧代替注水系起動による原子炉圧力容器への注水の系統構成として、HPAC ポンプ注入弁の全開操作を実施し、発電課長に現場からの高圧代替注水系起動の準備完了を報告する。
- ⑥ 発電課長は、運転員に現場からの高圧代替注水系起動による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。また、原子炉圧力容器内の水位の監視を指示する。
- ⑦ 現場運転員 B 及び C は、HPAC タービン止め弁を全開操作することにより高圧代替注水系ポンプを起動し、現場監視計器により高圧代替注水系の作動状況を確認し、発電課長に作動状況に異常がないことを報告する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを可搬型計測器 (高圧代替注水系ポンプ出口流量及び原子炉水位 (広帯域、燃料域)) 指示値上昇により確認し、発電課長に報告する。
現場運転員 B 及び C は、HPAC タービン止め弁を操作することにより原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で原子炉圧力容器内の水位を制御する。
- ⑨ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

枠囲みの内容は商業機密及び防護上の観点から公開できません。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水開始まで約 35 分で可能である。

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

(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蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式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充電器を受電し、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压力容器へ注水する。

(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起動又は運転継続に必要な直流 125V 蓄電池 2A が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備が使用可能な場合。

(b) 操作手順

代替交流電源設備に関する手順等は「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

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」にて整備する。

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時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. 18 図に示す。

a. 全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合の対応

全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失により、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压力容器への注水ができない場合は、可搬型代替直流電源設備により直流電源を確保し、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉压力容器へ注水する。

中央制御室からの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圧力容器へ注水する。

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、高圧代替注水系の運転を継続する。

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蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式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より充電器を受電し、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することにより原子炉圧力容器へ注水する。

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させる。

1. 2. 2. 3 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圧力容器へのほう酸水注入及び注水

高圧炉心スプレイ系の機能喪失又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を有効燃料棒頂部以上に維持できない場合は、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を実施する。

また、純水補給水系を水源として、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を実施することも可能である。

(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、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位（燃料域）を有効燃料棒頂部（TAF）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圧力容器へのほう酸水注入及び注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第 1. 2. 4 図に、概要図を第 1. 2. 10 図及び第 1. 2. 11 図に、タイムチャートを第 1. 2. 12 図、第 1. 2. 13 図に示す。

[ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入]

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう

酸水注入に必要なポンプ，電気作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にて確認する。

- ③ 中央制御室運転員 A は，ほう酸水注入系ポンプ (A) 又は (B) の起動操作（ほう酸水注入系ポンプ起動スイッチを「ポンプ A」位置 (B 系を起動する場合は，「ポンプ B」位置) にすることで，SLC タンク出口弁及び SLC 注入電動弁が「全開」となり，ほう酸水注入系ポンプが起動し，原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始される。) を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は，原子炉圧力容器への注入が開始されたことをほう酸水注入系ポンプ出口圧力指示値上昇，ほう酸水注入系貯蔵タンク水位指示値の低下及び原子炉水位指示値の上昇により確認し，発電課長に報告する。

[ほう酸水注入系の純水補給水系による封水を使用した原子炉圧力容器への注水]

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員にほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は，ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ，電気作動弁，監視計器の電源及び容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は，ほう酸水注入系ポンプによる原子炉圧力容器への注水準備として，FPC・FPMUW・SLC・MUWC・MUWP 制御盤にて SLC タンク出口弁 A, B 自動開信号の除外操作を実施する。
- ④ 現場運転員 B 及び C は，SLC 封水入口弁バイパス弁を全開操作後，発電課長にほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水の準備完了を報告する。
- ⑤ 発電課長は，運転員にほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は，ほう酸水注入系ポンプ (A) 又は (B) の起動操作（ほう酸水注入系ポンプ起動スイッチを「ポンプ A」位置 (B 系を起動する場合は，「ポンプ B」位置) にすることで，SLC 注入電動弁が「全開」となり，ほう酸水注入系ポンプが起動し，原子炉圧力容器への注水が開始される。) を実施する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は，ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水が開始されたことを，ほう酸水注入系ポンプ出口圧力指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し，発電課長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち，ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注入は，中央制御室運転員 1 名で実施した場合，作業開始を判断してから原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで約 15 分で可能である。

また、ほう酸水注入系の純水補給水系による封水を使用して原子炉压力容器への注水を行う場合、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉压力容器への注水開始まで約 35 分で可能である。

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

(添付資料 1. 2. 3)

b. 制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水

高圧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、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系により原子炉压力容器内の水位を有効燃料棒頂部以上に維持できない場合は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水水系含む）により冷却水を確保し、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压力容器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、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系により原子炉压力容器内の水位（燃料域）を有効燃料棒頂部（TAF）以上に維持できない場合。

(b) 操作手順

制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1. 2. 4 図に、概要図を第 1. 2. 14 図に、タイムチャートを第 1. 2. 15 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水に必要なポンプ、電気作動弁及び監視計器の電源並びに電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
また、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水水系含む）による冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 発電課長は、運転員に制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水開始を指示する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、制御棒駆動水ポンプ(A)の起動操作を実施し、制御棒駆動水ポンプ(A)が起動したことを確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、CRD 流量調節弁及び CRD 駆動水圧力調整弁の全開操作を実施する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、原子炉压力容器への注水が開始されたことを制御棒駆動水ポンプ出口流量指示値（）の上昇により確認し、

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

発電課長に報告する。

⑦ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、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圧力容器への注水開始まで約 20 分で可能である。

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時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 1.2.18 図に示す。

原子炉冷却材圧力バウンダリが高压状態において、高压代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を有効燃料棒頂部以上に維持できない場合は、代替交流電源設備によりほう酸水注入系又は制御棒駆動水圧系の電源を復旧し、発電用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。

1.2.2.4 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圧力容器への注水

原子炉隔離時冷却系が健全な場合は、自動起動信号（原子炉水位低（レベル 2））による作動、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、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

a. 手順着手の判断基準

復水給水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）に維持できない場合。

b. 操作手順

原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.2.16 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、中央制御室からの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル 2））により原子炉隔離時冷却系タービン止め弁及び原子炉隔離時冷却系注入弁が全開し、原子炉隔離時冷却系が起動したことを確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原

子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量指示値 (90.8m³/h) の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間で維持する。

④ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室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圧力容器への注水

高圧炉心スプレイ系が健全な場合は、自動起動信号 (原子炉水位低 (レベル2) 又はドライウェル圧力高) による作動、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を起動し、復水貯蔵タンク又はサプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

高圧炉心スプレイ系の第一水源は復水貯蔵タンクであり、サプレッションチェンバの水位高信号により第二水源であるサプレッションチェンバに自動で切り替わる。残留熱除去系 (サプレッションプール水冷却モード) が機能喪失している場合、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、高圧炉心スプレイ系の確実な運転継続を確保する観点から、高圧炉心スプレイ系の水源を復水貯蔵タンクに手動で切り替える。

いずれの切替えにおいても、運転中の高圧炉心スプレイ系を停止することなく水源切替えが可能である。

なお、高圧炉心スプレイ系の水源を復水貯蔵タンクに切り替えた後、残留熱除去系 (サプレッションプール水冷却モード) 運転によりサプレッションプール水の温度が高圧炉心スプレイ系の運転継続が可能な温度 (100℃未満) まで低下した場合は、高圧炉心スプレイ系の水源をサプレッションチェンバに手動で切り替える。

a. 手順着手の判断基準

復水給水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持できない場合。

b. 操作手順

高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.2.17図に示す。

[高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水]

① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に高圧炉心スプレイ系

による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。

- ② 中央制御室運転員 A は、中央制御室からの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル 2）又はドライウェル圧力高）により HPCS ポンプが起動し、HPCS 注入隔離弁が全開となったことを確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量指示値（ $\sim 1074\text{m}^3/\text{h}$ ）の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。
- ④ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

[高圧炉心スプレイ系の水源切替え（サブプレッションチェンバから復水貯蔵タンクの場合）]

- ① 発電課長は、運転員にサブプレッションプール水の温度が規定値（ 80°C ）に到達した場合、高圧炉心スプレイ系の水源をサブプレッションチェンバから復水貯蔵タンクに切り替え、その後の高圧炉心スプレイ系の運転状態に異常がないことを確認するよう指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、高圧炉心スプレイ系の水源切替スイッチを「CST」位置にすることで、高圧炉心スプレイ系 CST 吸込弁が全開、その後、高圧炉心スプレイ系 S/C 吸込弁が全閉し、水源がサブプレッションチェンバから復水貯蔵タンクへ切り替わることを確認する。また、水源切替え後における高圧炉心スプレイ系の運転状態に異常がないことを確認する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

1.2.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

高圧代替注水系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系ポンプ、ほう酸水注入系ポンプ、制御棒駆動水ポンプ、電気作動弁及び中央制御室監視計器への電源供給手順並びに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。

復水貯蔵タンクへの水の補給手順については「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

原子炉水位の監視又は推定に係る計装関係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, 対処設備, 手順書一覧 (1/5)
 (重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備	手順書	
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 発電用原子炉の冷却	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 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「原子炉隔離時冷却系ポンプによる原子炉注水」
			所内常設蓄電式直流電源設備 ※1	重大事故等 対処設備	
		高圧炉心スプレイ系による 発電用原子炉の冷却	高圧炉心スプレイ系ポンプ 復水貯蔵タンク サブプレッションチェンバ 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ ストレーナ・スパージャ 補給水系 配管 原子炉圧力容器 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧炉心スプレイ系ポンプによる原子炉注水」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2/5）
（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対象施設	対応手段	対応設備	手順書	
フロントライン系故障時	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による 発電用原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵タンク 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系 配管 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 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備 ※1 可搬型代替直流電源設備 ※1 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備	非常時操作手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時操作手順書 （設備別） 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水（中央制御室）」
		高圧代替注水系の現場操作による 発電用原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵タンク 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系 配管 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 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	非常時操作手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等 非常時操作手順書 （設備別） 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水（現場）」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3/5）

（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	手順書	
サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源系統	高圧代替注水系の発電用原子炉の現場操作による	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵タンク 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系 配管 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 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	非常時操作手順書（徴候ベース） 「直流電源喪失」等 非常時操作手順書（設備別） 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水（現場）」
	全交流動力電源	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 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 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備 ※1 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等対処設備 （設計基準拡張） 重大事故等対処設備	非常時操作手順書（徴候ベース） 「直流電源喪失」等 非常時操作手順書（設備別） 「M/C C(D)母線受電」等 重大事故等対応要領書 「M/C C(D)母線受電」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4/5）

（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	手順書	
監視及び制御	—	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉圧力 高圧代替注水系ポンプ出口流量 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 復水貯蔵タンク水位	重大事故等対応設備	非常時操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時操作手順書（設備別） 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水（中央制御室）」
			原子炉水位（狭帯域）	自主対策設備	
		高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉圧力 高圧代替注水系ポンプ出口流量 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 復水貯蔵タンク水位	重大事故等対応設備	非常時操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時操作手順書（設備別） 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水（現場）」
			原子炉水位（狭帯域） 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排気圧力	自主対策設備	
		高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却（サポート系故障時）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉圧力 高圧代替注水系ポンプ出口流量 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力 復水貯蔵タンク水位	重大事故等対応設備	非常時操作手順書（徴候ベース） 「直流電源喪失」等 非常時操作手順書（設備別） 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水（中央制御室）」
			可搬型計測器（原子炉水位（広帯域））※2 可搬型計測器（原子炉水位（燃料域））※2 可搬型計測器（原子炉圧力）※2 可搬型計測器（高圧代替注水系ポンプ出口流量）※2 可搬型計測器（復水貯蔵タンク水位）※2 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 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蒸気圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力	重大事故等対応設備 自主対策設備	非常時操作手順書（徴候ベース） 「直流電源喪失」等 非常時操作手順書（設備別） 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水（現場）」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5/5）

（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	手順書
重大事故等の進展抑制	—	進展抑制 （ほう酸水注入系による）	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク 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 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等対応設備 非常時操作手順書（徴候ベース） 「炉心損傷初期対応」等 非常時操作手順書（設備別） 「ほう酸水注入系ポンプによるほう酸水注入」 非常時操作手順書（設備別） 「ほう酸水注入系ポンプによる原子炉注水」
		進展抑制 （注水）	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系 配管・弁 純水補給水系 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	自主対策設備 非常時操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時操作手順書（設備別） 「制御棒駆動水ポンプによる原子炉注水」
		制御棒駆動水圧系による 進展抑制	制御棒駆動水ポンプ 制御棒駆動水圧系 配管 補給水系 配管 復水貯蔵タンク 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む） 常設代替交流電源設備 ※1	自主対策設備 非常時操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等 非常時操作手順書（設備別） 「制御棒駆動水ポンプによる原子炉注水」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第 1.2.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/5)

手順書	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 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発電用原子炉の冷却				
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水 (中央制御室)」	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) 原子炉水位 (燃料域)	
		電源	125V 直流主母線 2B-1 電圧	
		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) 原子炉水位 (燃料域)	
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力	
		原子炉压力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	
		補機監視機能	高圧代替注水系ポンプ出口圧力 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	
	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水 (現場)」	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) 原子炉水位 (燃料域)
			電源	125V 直流主母線 2B-1 電圧
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) 原子炉水位 (燃料域)	
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力	
		原子炉压力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	
		補機監視機能	高圧代替注水系ポンプ出口圧力 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蒸気圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	

監視計器一覧 (2/5)

手順書	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 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「直流電源喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水 (中央制御室)」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		電源	125V 直流主母線 2B-1 電圧
		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 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量
		補機監視機能	高圧代替注水系ポンプ出口圧力 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力
水源の確保	復水貯蔵タンク水位		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「直流電源喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水 (現場)」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	可搬型計測器 (原子炉水位 (広帯域)) 可搬型計測器 (原子炉水位 (燃料域))
		電源	125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	可搬型計測器 (復水貯蔵タンク水位)
	操作	原子炉压力容器内の水位	可搬型計測器 (原子炉水位 (広帯域)) 可搬型計測器 (原子炉水位 (燃料域))
		原子炉压力容器内の圧力	可搬型計測器 (原子炉圧力)
		原子炉压力容器への注水量	可搬型計測器 (高圧代替注水系ポンプ出口流量)
		補機監視機能	高圧代替注水系ポンプ出口圧力 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蒸気圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力
水源の確保	可搬型計測器 (復水貯蔵タンク水位)		

監視計器一覧 (3/5)

手順書	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 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				
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「炉心損傷初期対応」等 非常時操作手順書 (設備別) 「ほう酸水注入系ポンプによるほう酸水注入」 非常時操作手順書 (設備別) 「ほう酸水注入系ポンプによる原子炉注水」	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) 原子炉水位 (燃料域)	
		電源	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧	
		水源の確保	ほう酸水注入系貯蔵タンク水位 純水タンク水位	
	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) 原子炉水位 (燃料域)	
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力	
		補機監視機能	ほう酸水注入系ポンプ出口圧力 純水移送ポンプ出口圧力	
		水源の確保	ほう酸水注入系貯蔵タンク水位 純水タンク水位	
	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「制御棒駆動水ポンプによる原子炉注水」	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) 原子炉水位 (燃料域)
			電源	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
			補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量
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) 原子炉水位 (燃料域)	
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力	
		原子炉压力容器への注水量	制御棒駆動水ポンプ出口流量	
		補機監視機能	アキュムレータ充填水圧力	
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位	

監視計器一覧 (4/5)

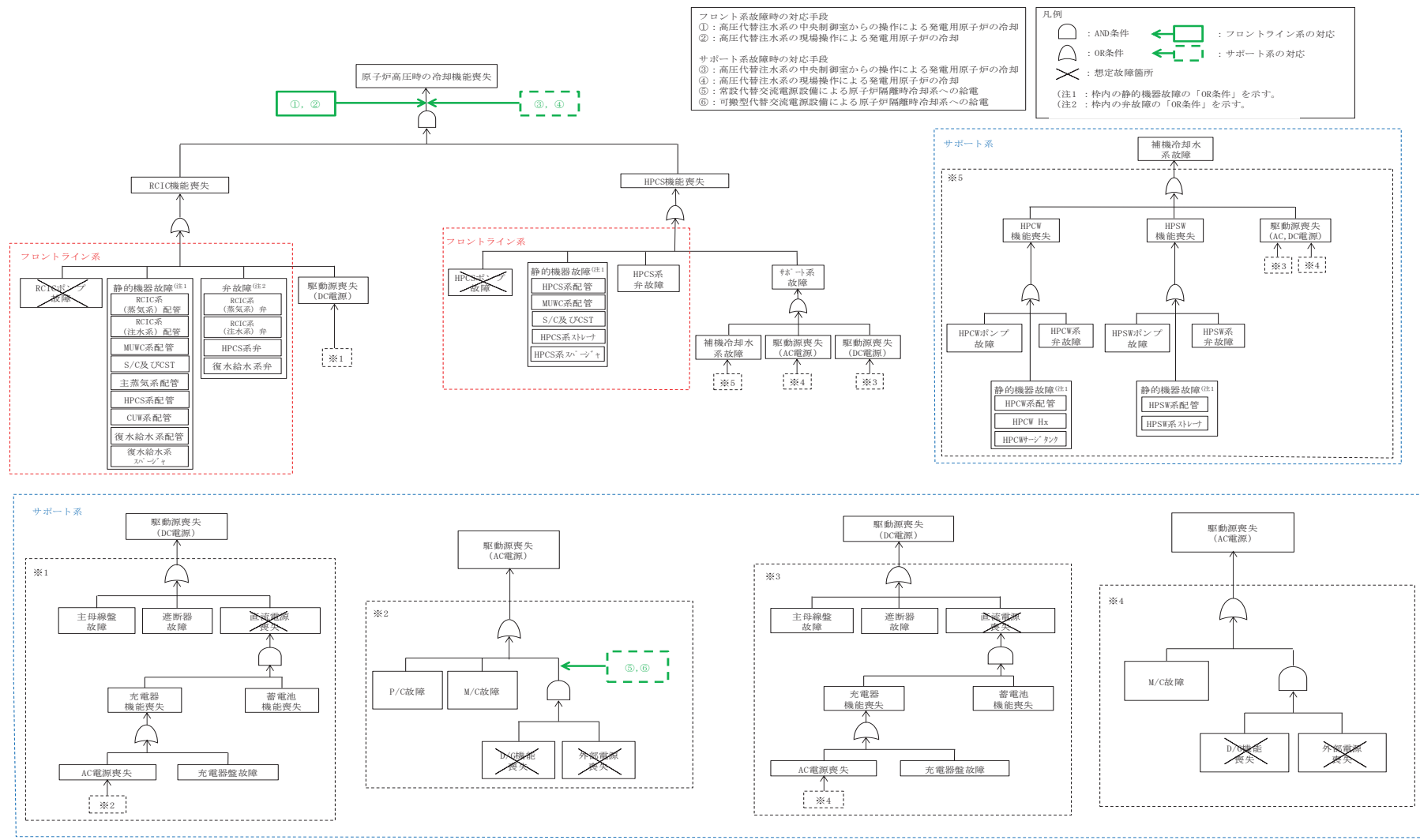
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.2.2.4 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「原子炉隔離時冷却系ポンプによる原子炉注水」	判断基準	電源	125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位 圧力抑制室水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器内の温度	サブプレッションプール水温度
		原子炉压力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力 原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力 原子炉隔離時冷却系タービン回転数
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位 圧力抑制室水位

監視計器一覧 (5/5)

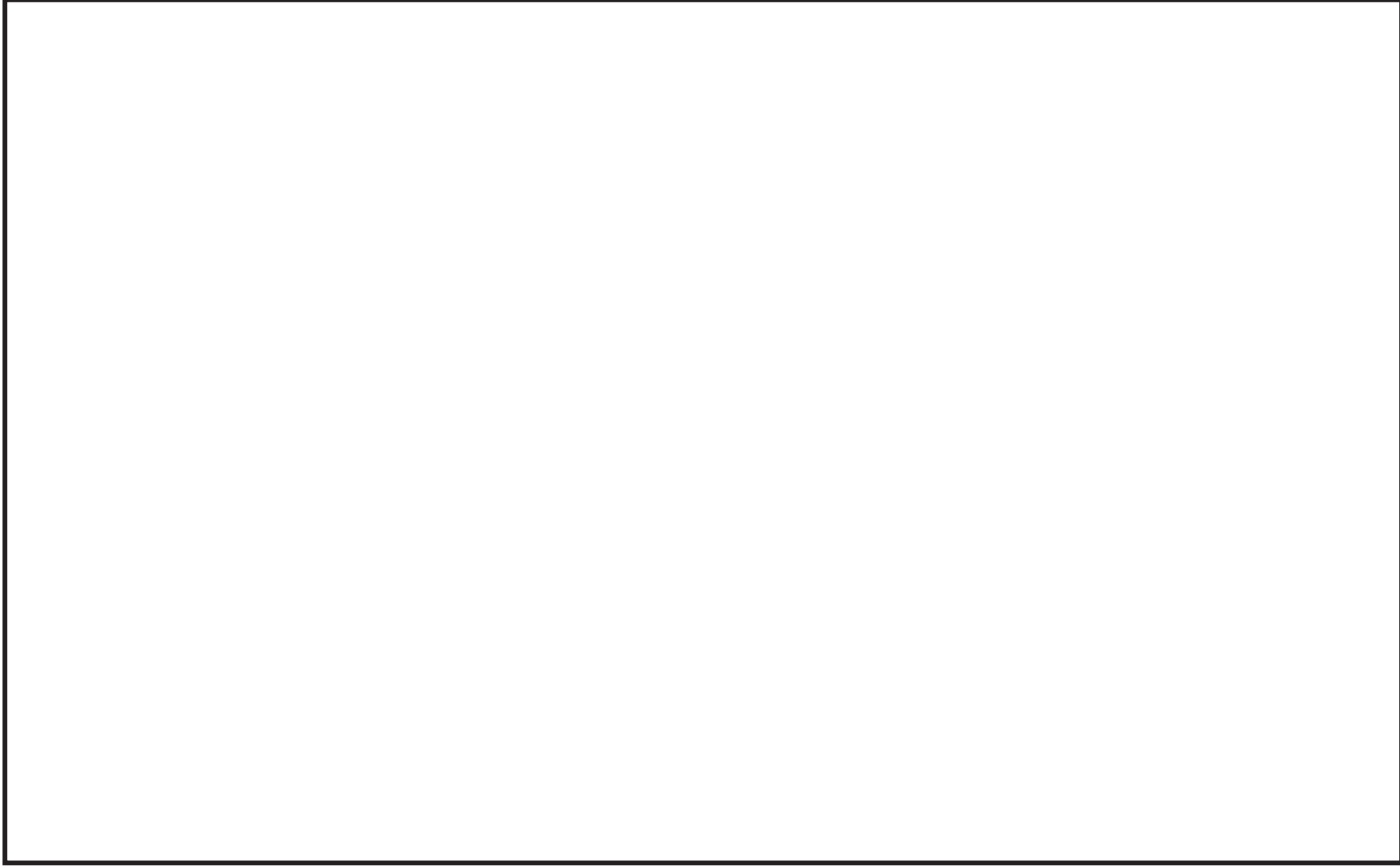
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.2.2.4 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「高圧炉心スプレイ系ポンプによる原子炉注水」	判断基準	電源	6-2H 母線電圧 HPCS125V 直流主母線電圧
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位 圧力抑制室水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器内の温度	サブプレッションプール水温度
		原子炉压力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量
		補機監視機能	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位 圧力抑制室水位

第 1.2.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	供給元	
		設備	母線
【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	高圧代替注水系弁	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
	原子炉隔離時冷却系弁	常設代替交流電源設備	125V 直流主母線 2A
			125V 直流主母線 2A-1
			125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替交流電源設備	125V 直流主母線 2A
			125V 直流主母線 2A-1
			125V 直流主母線 2B-1
		所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A
			125V 直流主母線 2A-1
	125V 直流主母線 2B-1		
	可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1	
	燃料プール補給水系弁	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
	ほう酸水注入系ポンプ・弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
	中央制御室監視計器	常設代替交流電源設備	計測用 A 系電源
			計測用 B 系電源
可搬型代替交流電源設備		計測用 A 系電源	
		計測用 B 系電源	
可搬型代替直流電源設備		計測用 A 系電源	
		計測用 B 系電源	

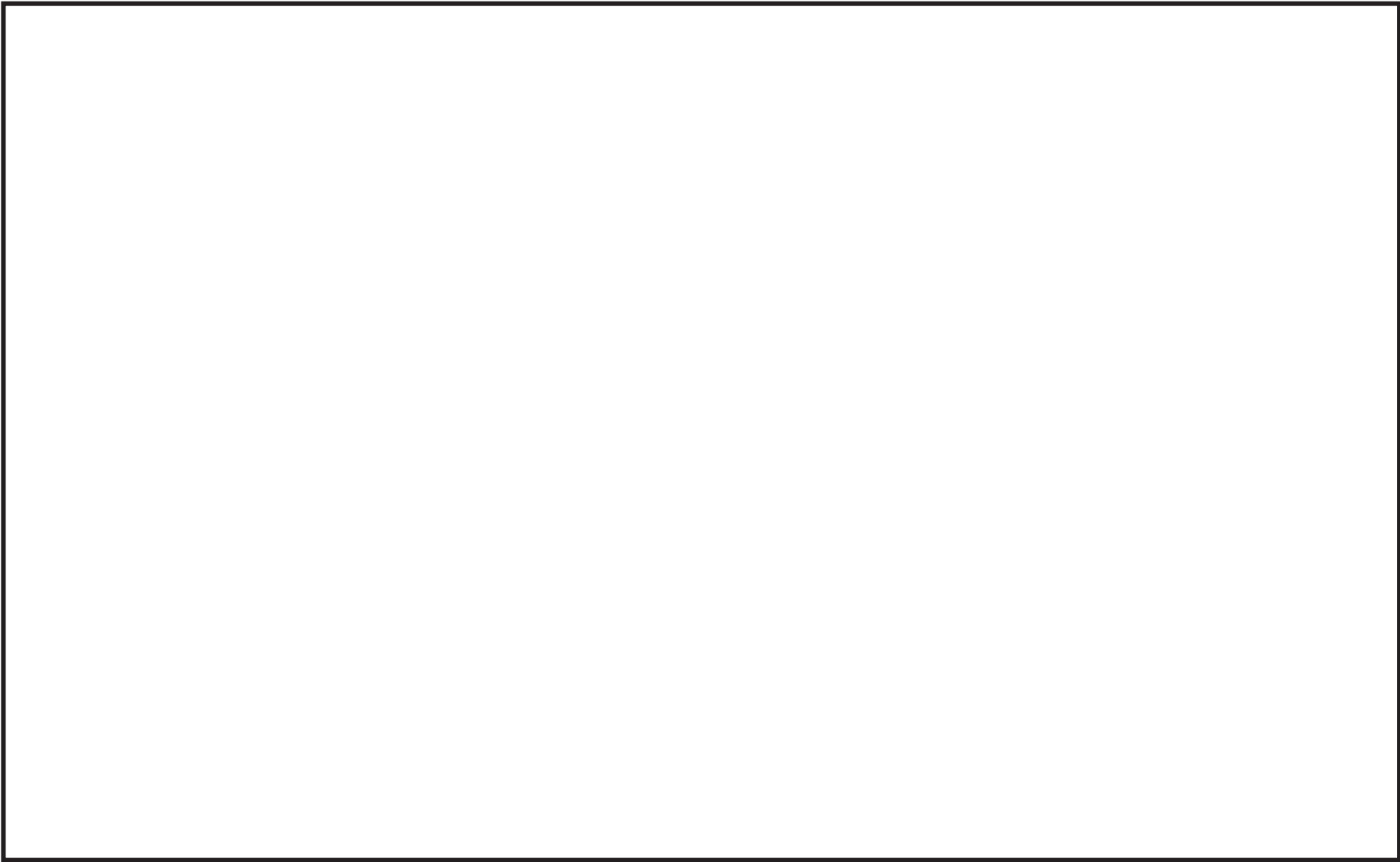


第 1.2.1 図 機能喪失原因対策分析



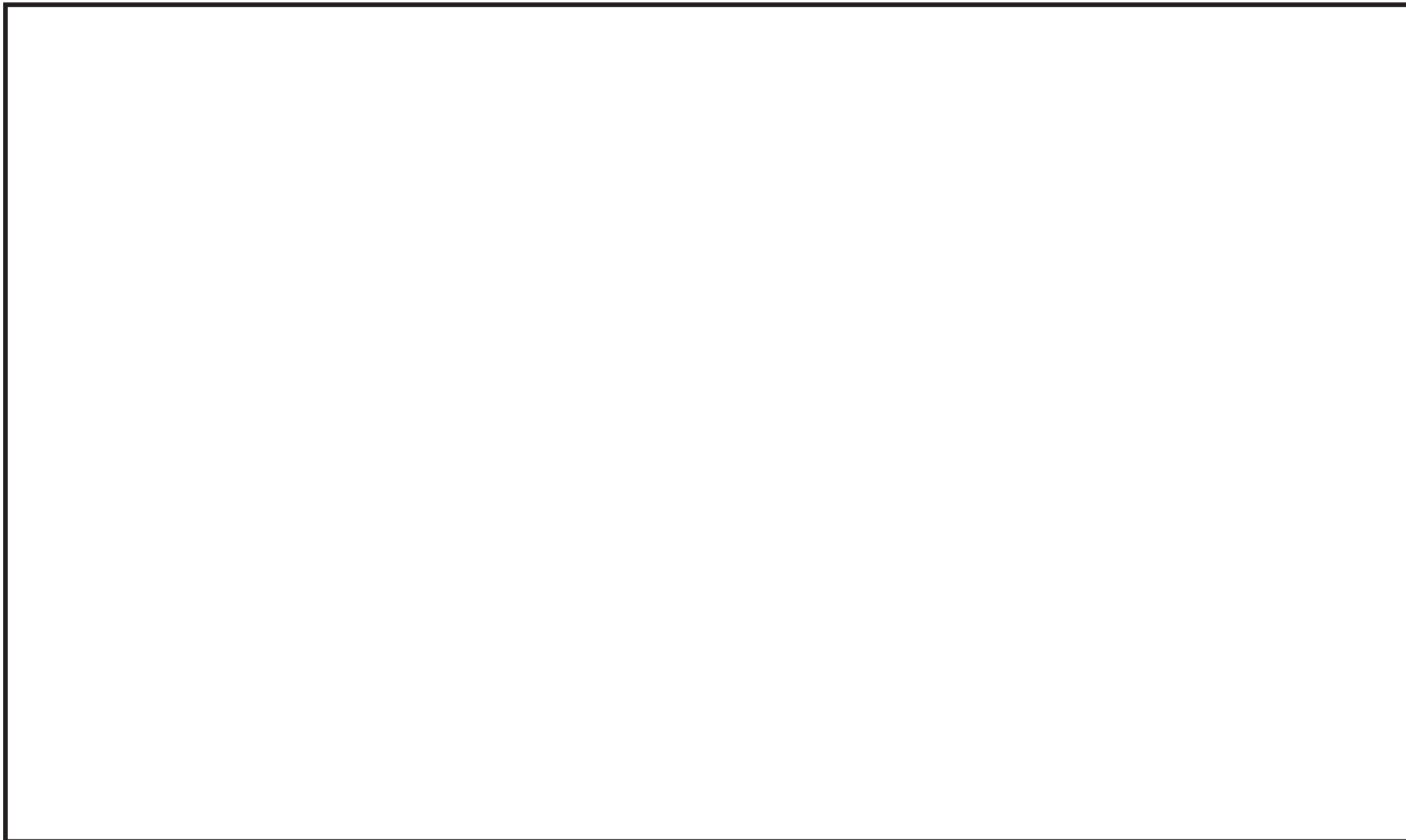
第 1.2.2 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「水位確保」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



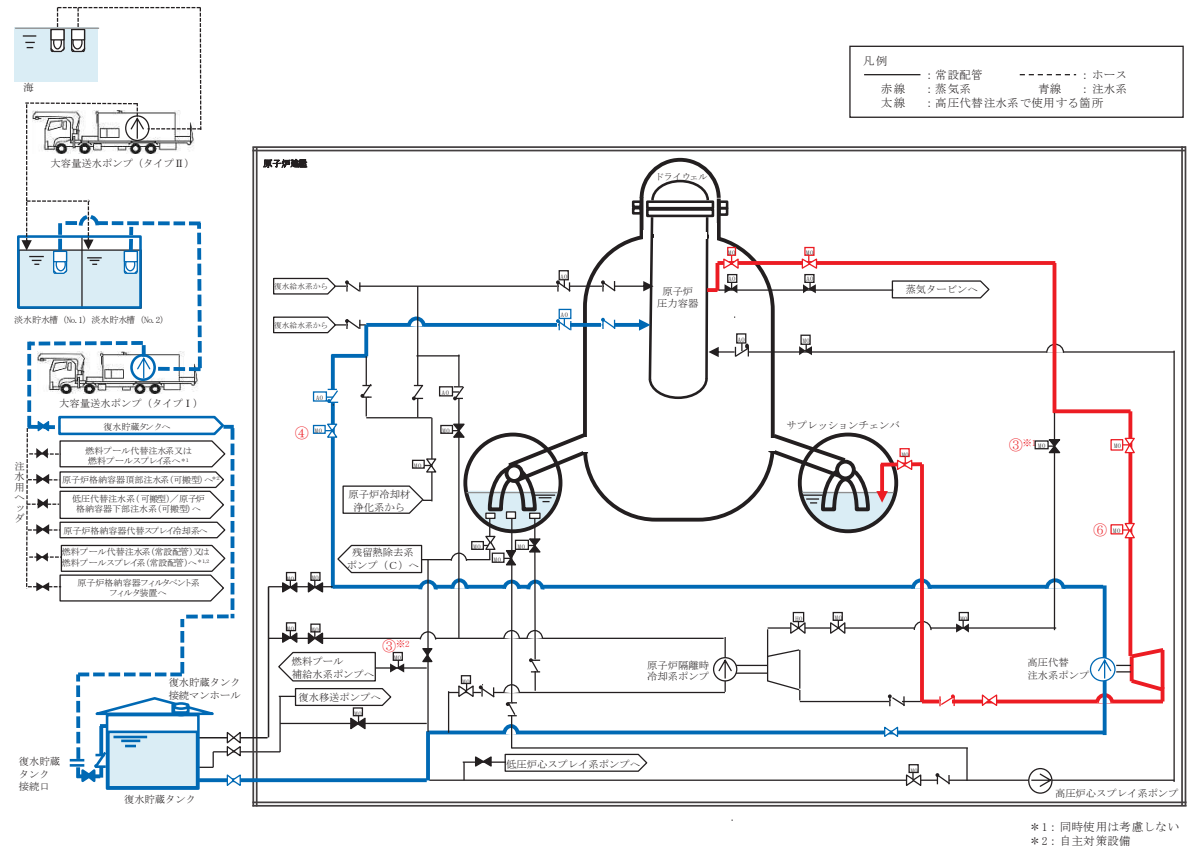
第 1.2.3 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「電源回復」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



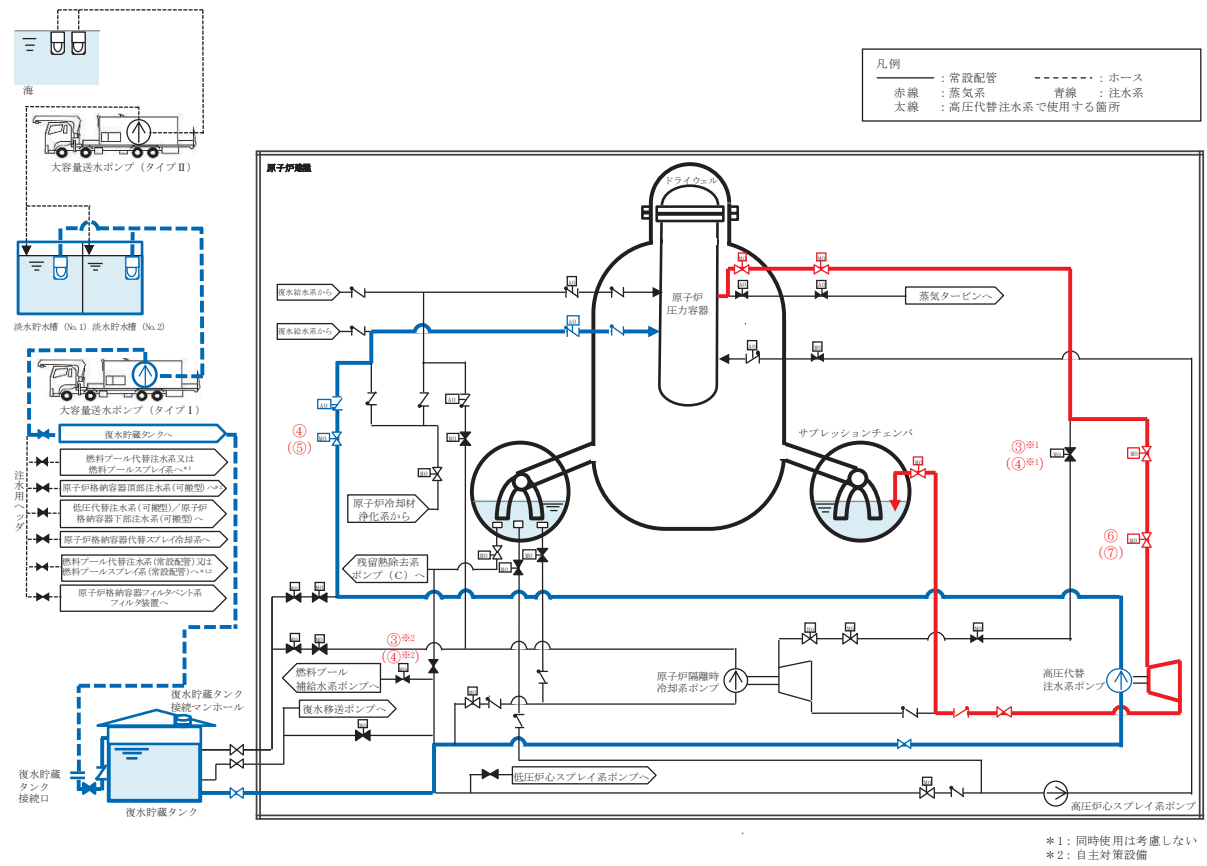
第 1.2.4 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「炉心損傷初期対応」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



操作手順	弁名称
③※ ¹	RCIC 蒸気供給ライン分離弁
③※ ²	FPMUW ポンプ吸込弁
④	HPAC ポンプ注入弁
⑥	HPAC タービン止め弁

第 1.2.5 図 中央制御室からの高圧代替注水系起動 概要図



操作手順	弁名称
③※1 (④※1)	RCIC 蒸気供給ライン分離弁
③※2 (④※2)	FPMUW ポンプ吸込弁
④ (⑤)	HPAC ポンプ注入弁
⑥ (⑦)	HPAC タービン止め弁

() 内の番号は、サポート系故障時の現場手動操作による高圧代替注水系を示す。

第 1.2.6 図 現場手動操作による高圧代替注水系起動 概要図

		経過時間 (分)											備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100					
手順の項目	要員 (数)	15分 高压代替注水系の中央制御室からの操作による注水開始										操作手順				
中央制御室からの 高压代替注水系起動	中央制御室運転員 A	1	電源確認※1	系統構成、 起動操作※2											②	③④⑥

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.2.7 図 中央制御室からの高压代替注水系起動 タイムチャート

		経過時間 (分)											備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100					
手順の項目	要員 (数)	30分 高压代替注水系ポンプ現場起動による注水開始										操作手順				
現場手動操作による 高压代替注水系起動 (フロントライン系 故障時)	中央制御室運転員 A	1	電源確認※1												②	
	現場運転員 B, C	2	移動・系統構成※2	起動操作※3											③④	⑥

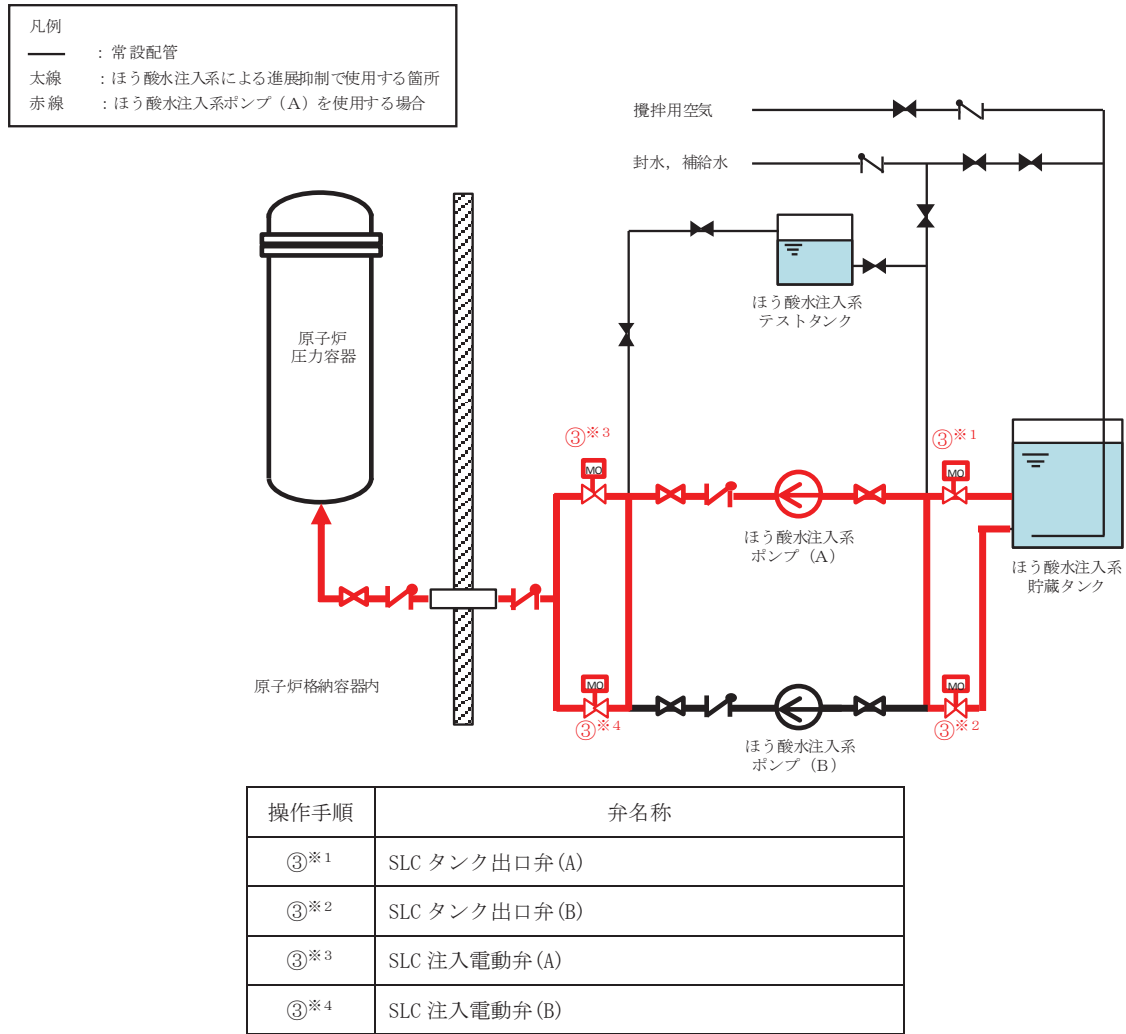
※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3: 機器の動作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.2.8 図 現場手動操作による高压代替注水系起動 (フロントライン系故障時) タイムチャート

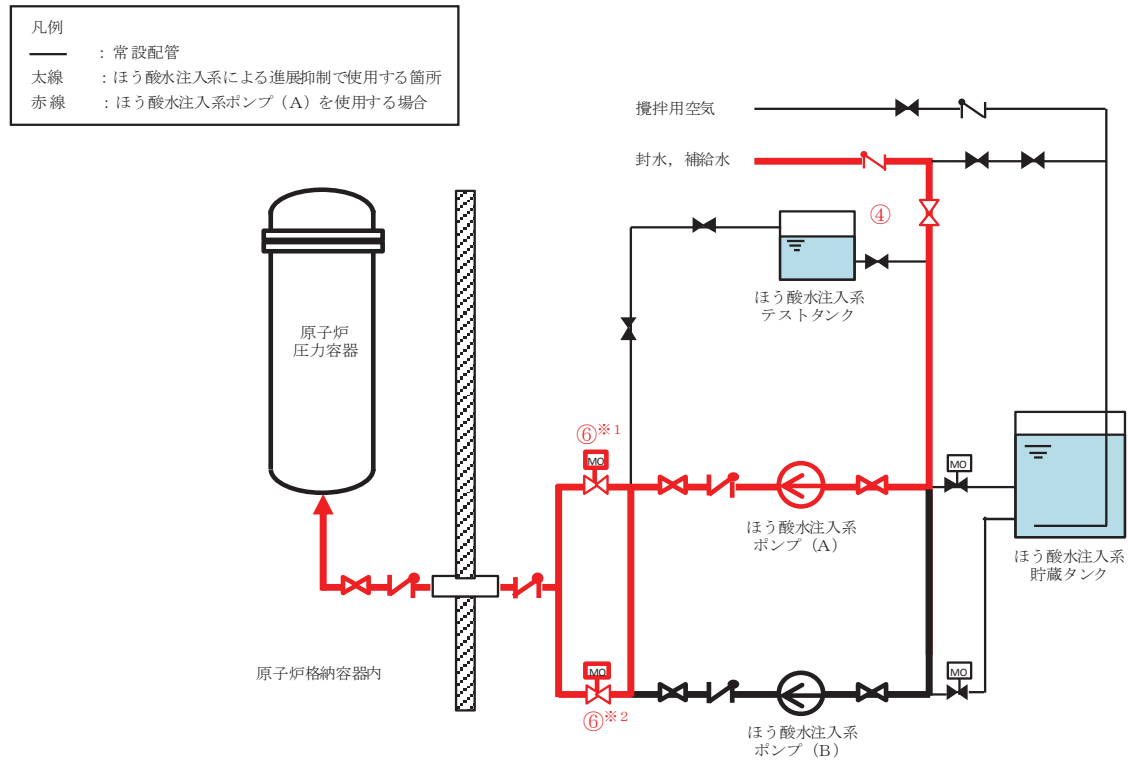
		経過時間 (分)											備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100					
手順の項目	要員 (数)	35分 高压代替注水系ポンプ現場起動による注水開始										操作手順				
現場手動操作による 高压代替注水系起動 (サポート系故障時)	中央制御室運転員 A	1	可搬型計測器による監視※1												②	
	現場運転員 B, C	2	移動・系統構成※2	起動操作※3											③④⑤	⑦

※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※2: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3: 機器の動作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.2.9 図 現場手動操作による高压代替注水系起動 (サポート系故障時) タイムチャート



第 1.2.10 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 (ほう酸水注入系貯蔵タンク使用) 概要図



操作手順	弁名称
④	SLC 封水入口弁バイパス弁
⑥※1	SLC 注入電動弁 (A)
⑥※2	SLC 注入電動弁 (B)

第 1.2.11 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水（純水補給水系による封水使用） 概要図

			経過時間 (分)										備考						
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100							
手順の項目	要員 (数)		15分 ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器への注水開始										操作手順						
ほう酸水注入系による 原子炉压力容器への注水 (ほう酸水注入系 貯蔵タンク使用)	中央制御室運転員 A	1	電源確認※1															②	
			起動操作※2																③

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の動作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.2.12 図 ほう酸水注入系による原子炉压力容器への注入 (ほう酸水注入系貯蔵タンク使用) タイムチャート

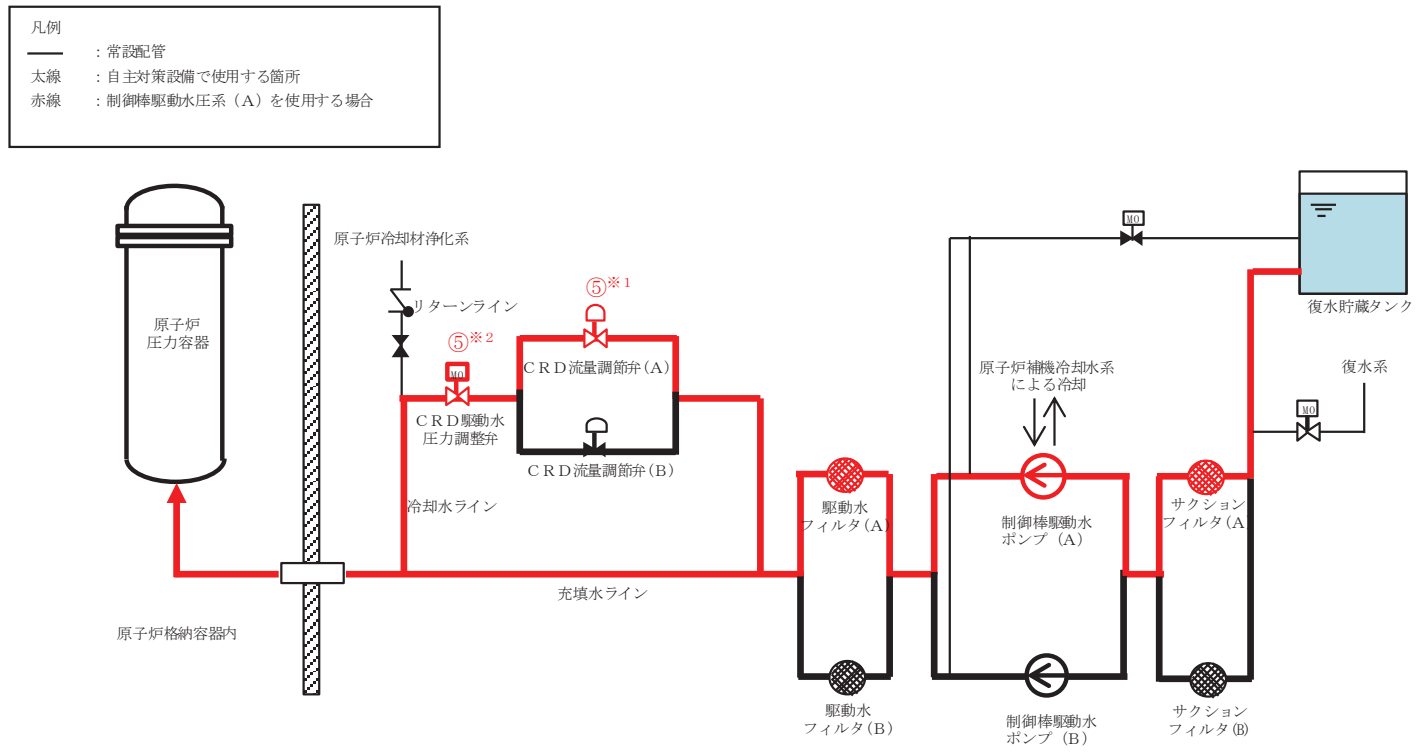
			経過時間 (分)										備考					
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100						
手順の項目	要員 (数)		35分 ほう酸水注入系の純水補給水系による封水を使用した 原子炉压力容器への注水開始										操作手順					
ほう酸水注入系による 原子炉压力容器への注水 (純水補給水系による 封水を使用)	中央制御室運転員 A	1	電源確認※1														②	
	現場運転員 B, C	2	移動・系統構成※3															③⑤
起動前条件作成・起動操作※2																	④	

※1: 訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び機器の動作時間に余裕を見込んだ時間

※3: 中央制御室から機器操作場までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.2.13 図 ほう酸水注入系による原子炉压力容器への注水 (純水補給水系による封水使用) タイムチャート



操作手順	弁名称
⑤※1	CRD 流量調節弁
⑤※2	CRD 駆動水圧力調節弁

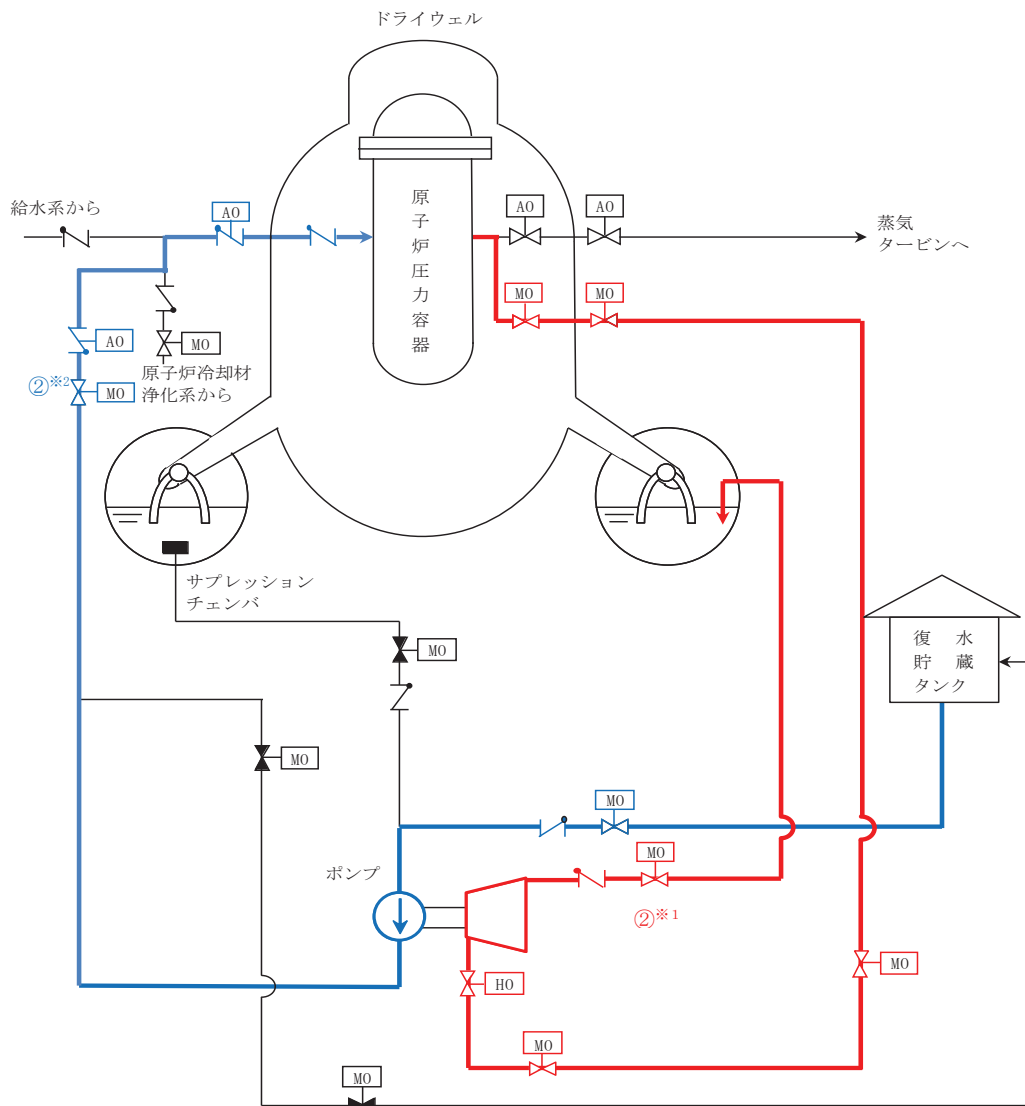
第 1.2.14 図 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 概要図

		経過時間 (分)										備考												
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100													
手順の項目	要員 (数)	20分 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水開始										操作手順												
制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	中央制御室運転員A	1	電源確認※1																			②		
			冷却水確保確認※1																				②	
			ポンプ起動, 注水開始※2																				④⑤	

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

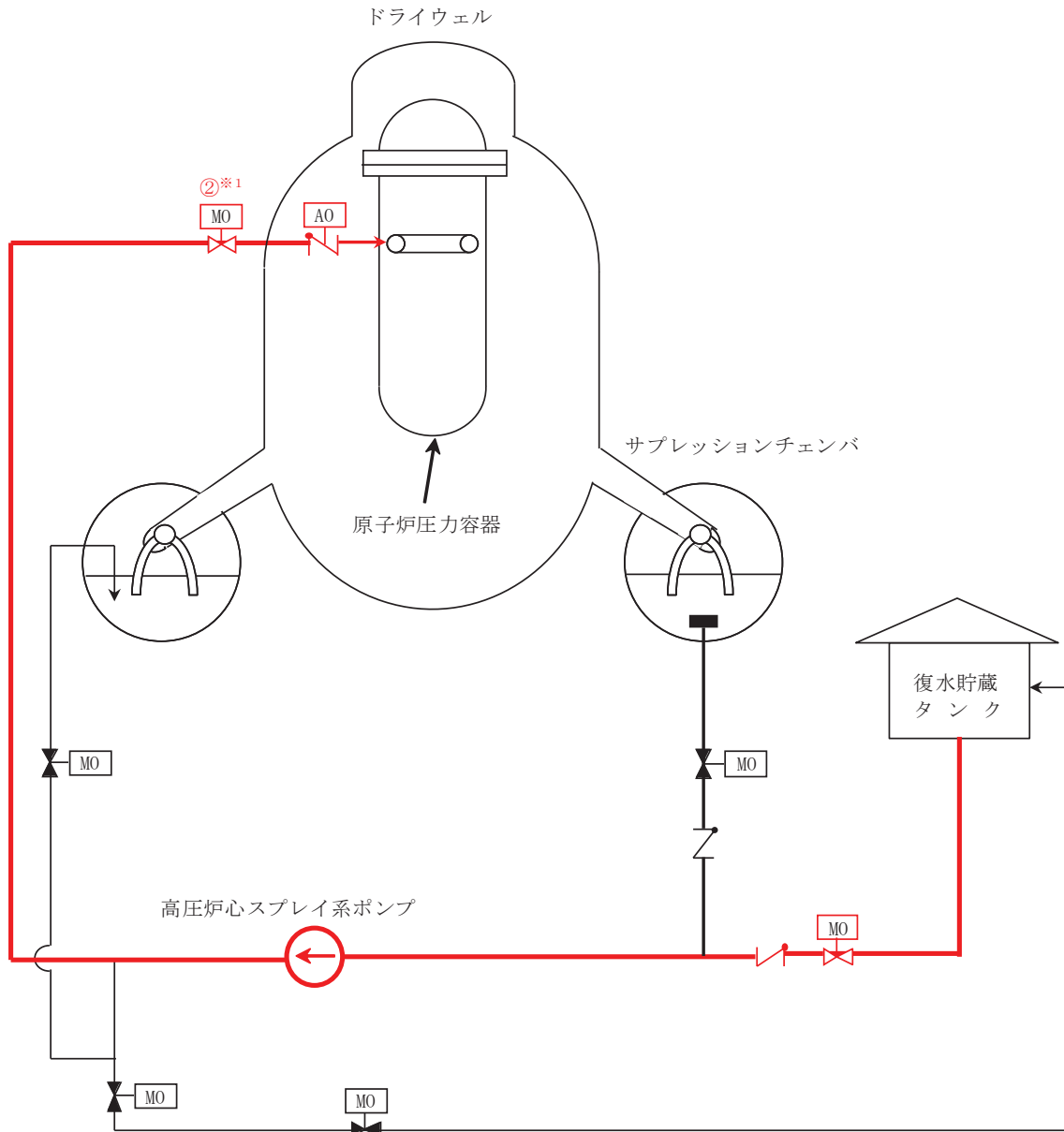
※2：機器の動作時間及び操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.2.15 図 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



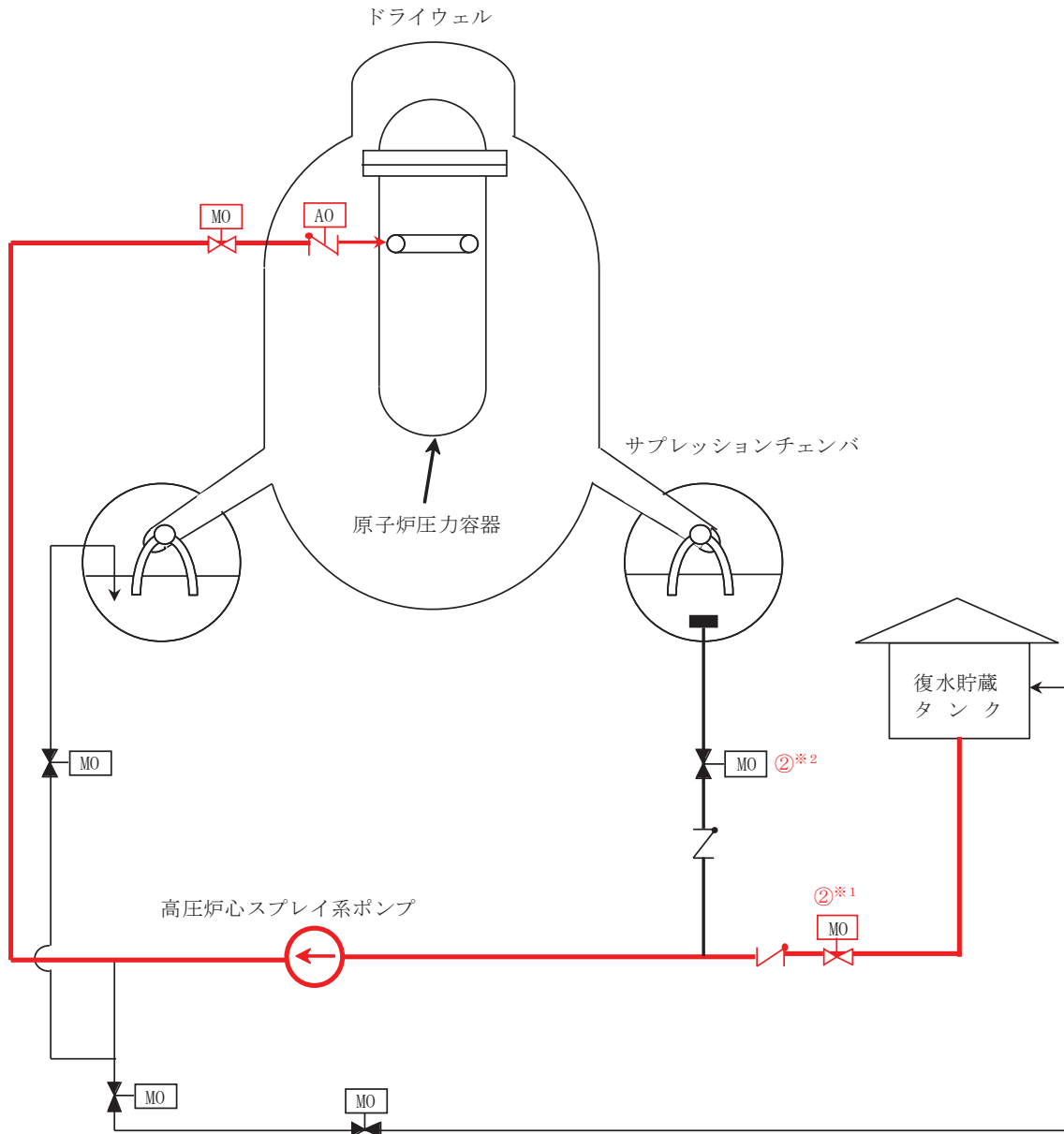
操作手順	弁名称
②*1	原子炉隔離時冷却系タービン止め弁
②*2	原子炉隔離時冷却系注入弁

第 1.2.16 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 概要図



操作手順	弁名称
②*1	HPCS 注入隔離弁

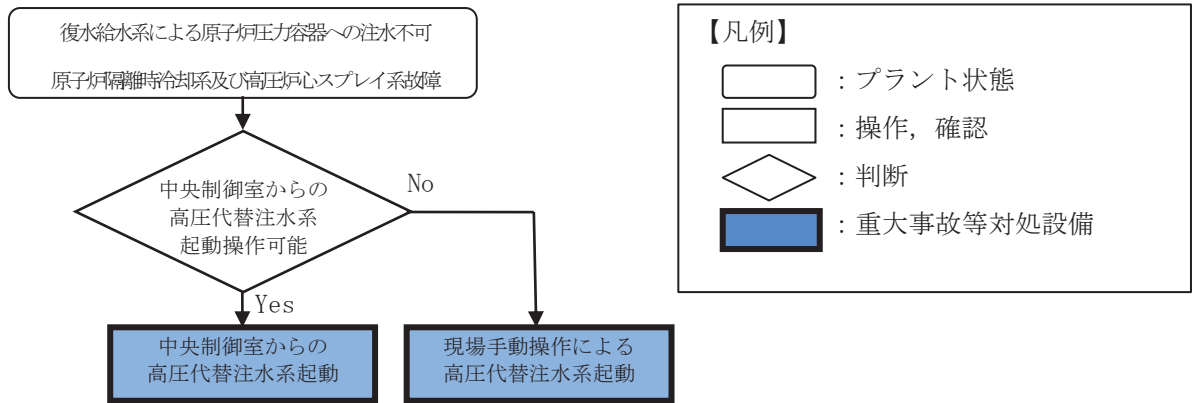
第 1.2.17 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水 概要図(1/2)
 (高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水)



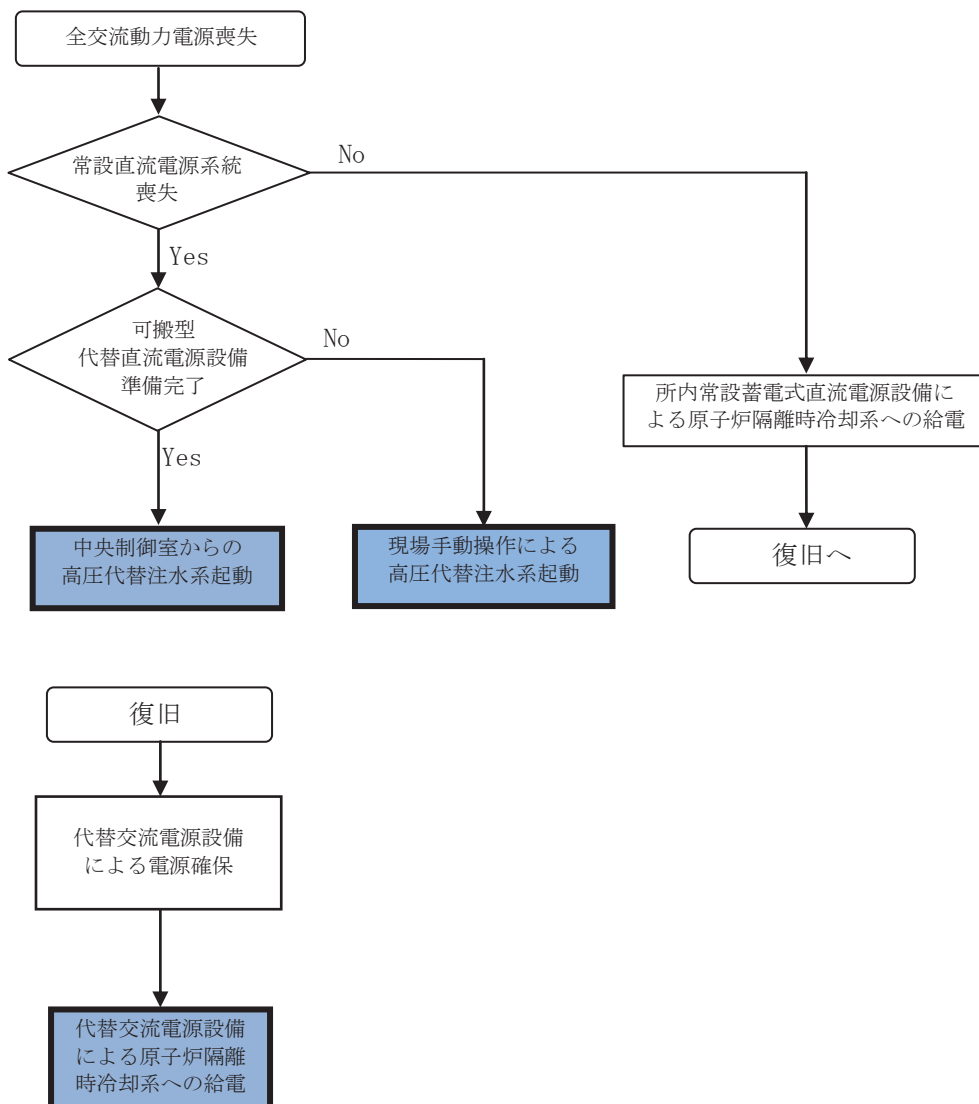
操作手順	弁名称
②*1	HPCS ポンプ CST 吸込弁
②*2	HPCS ポンプ S/C 吸込弁

第 1.2.17 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水 概要図(2/2)
 (高圧炉心スプレイ系の水源切替え (サブプレッションチェンバから復水貯蔵タンク))

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択

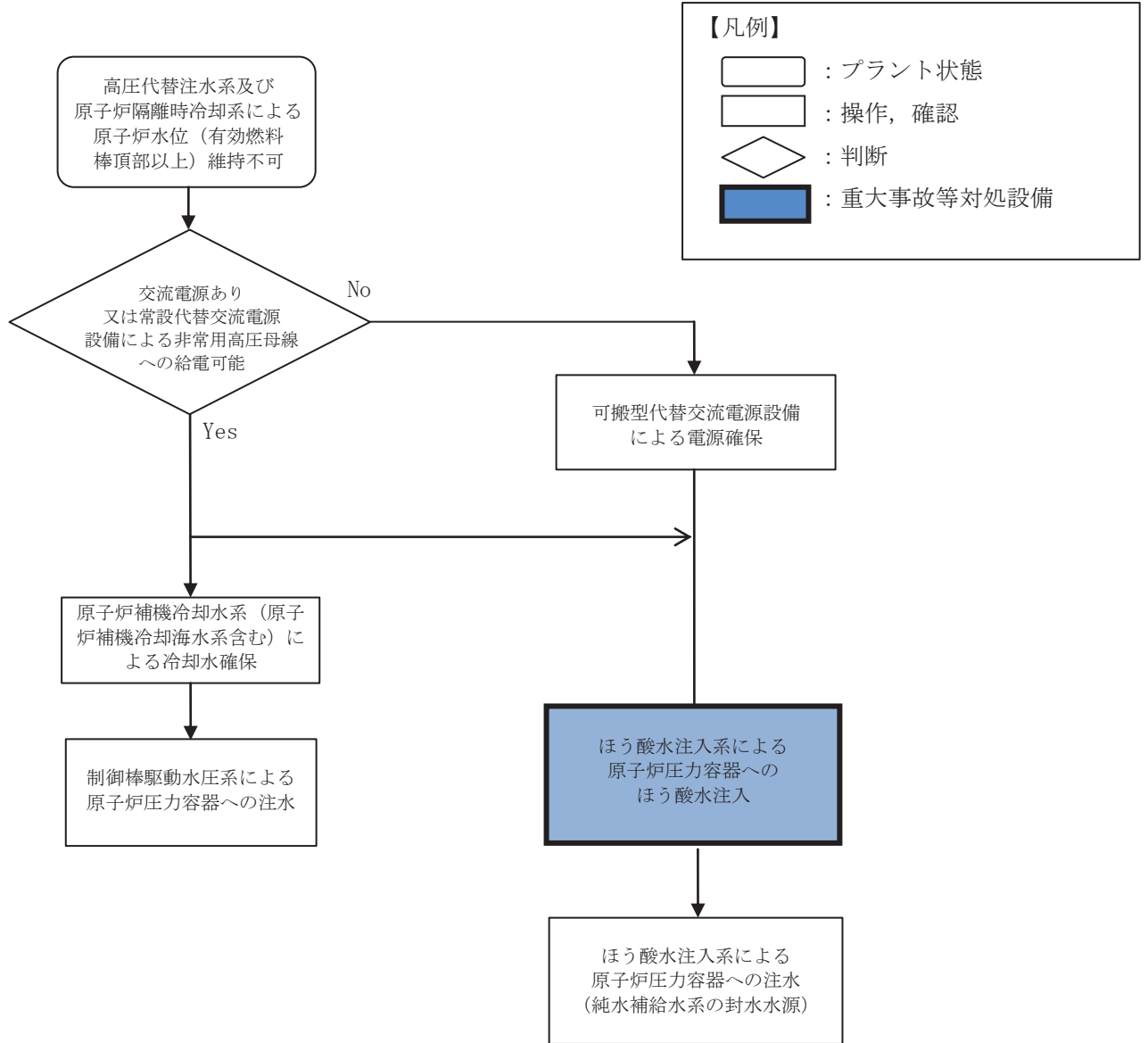


(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第 1.2.18 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(1/2)

(3) 重大事故等の進展抑制時の対応手段の選択



第 1.2.18 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（1/8）

技術的能力審査基準（1.2）	番号	設置許可基準規則（45条）	技術基準規則（60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>	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設備を施設しなければならない。</p>	⑨
<p>【解釈】</p> <p>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】</p> <p>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】</p> <p>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</p> <p>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>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>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</p> <p>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>	-

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/8）

技術的能力審査基準（1.2）	番号	設置許可基準規則（45条）	技術基準規則（60条）	番号
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。	③	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。	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。	⑪
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。	④			
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。	⑤			
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。	⑥			
(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)	⑦			
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)	⑧			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/8)

■ : 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を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用 可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	① ⑨	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵タンク	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	既設							
	原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁	既設							
	補給水系 配管	既設							
	高圧炉心スプレイ系配管・弁	既設							
	原子炉冷却材浄化系配管	既設							
	復水給水系 配管・弁・スパージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設							
非常用交流電源設備	既設								
高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	高圧炉心スプレイ系ポンプ	既設	① ⑨	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵タンク	既設							
	サプレッションチェンバ	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							
	補給水系 配管	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	非常用交流電源設備	既設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/8）

■：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を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使 用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
高圧代替注水による発電用中央制御室からの	高圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ⑨ ⑩	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵タンク	既設							
	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁	新設							
	主蒸気系 配管	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							
	補給水系 配管	既設							
	高圧炉心スプレイ系配管・弁	既設							
	燃料プール補給水系弁	既設							
	原子炉冷却材浄化系配管	既設							
	復水給水系 配管・弁・スパージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 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								
高圧代替注水原系現場の冷操作による	高圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ③ ⑨ ⑩ ⑪	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵タンク	既設							
	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁	新設							
	主蒸気系 配管	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							
	補給水系 配管	既設							
	高圧炉心スプレイ系配管・弁	既設							
	燃料プール補給水系弁	既設							
	原子炉冷却材浄化系配管	既設							
	復水給水系 配管・弁・スパージャ	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 (5/8)

■ : 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を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使 用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却 (常設直流電源系統喪失時)	高圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ③ ⑨ ⑩ ⑪	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵タンク	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							
	補給水系 配管・弁	既設							
	高圧炉心スプレイ系 配管・弁	既設							
	燃料プール補給水系 弁	既設							
	原子炉冷却材浄化系 配管	既設							
	復水給水系 配管・弁・スパーチャ	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 (6/8)

■ : 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を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
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	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵タンク	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	既設							
	原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁	既設							
	補給水系配管	既設							
	高圧炉心スプレイ系配管・弁	既設							
	原子炉冷却材浄化系配管	既設							
	復水給水系配管・弁・スパージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 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							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7/8）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

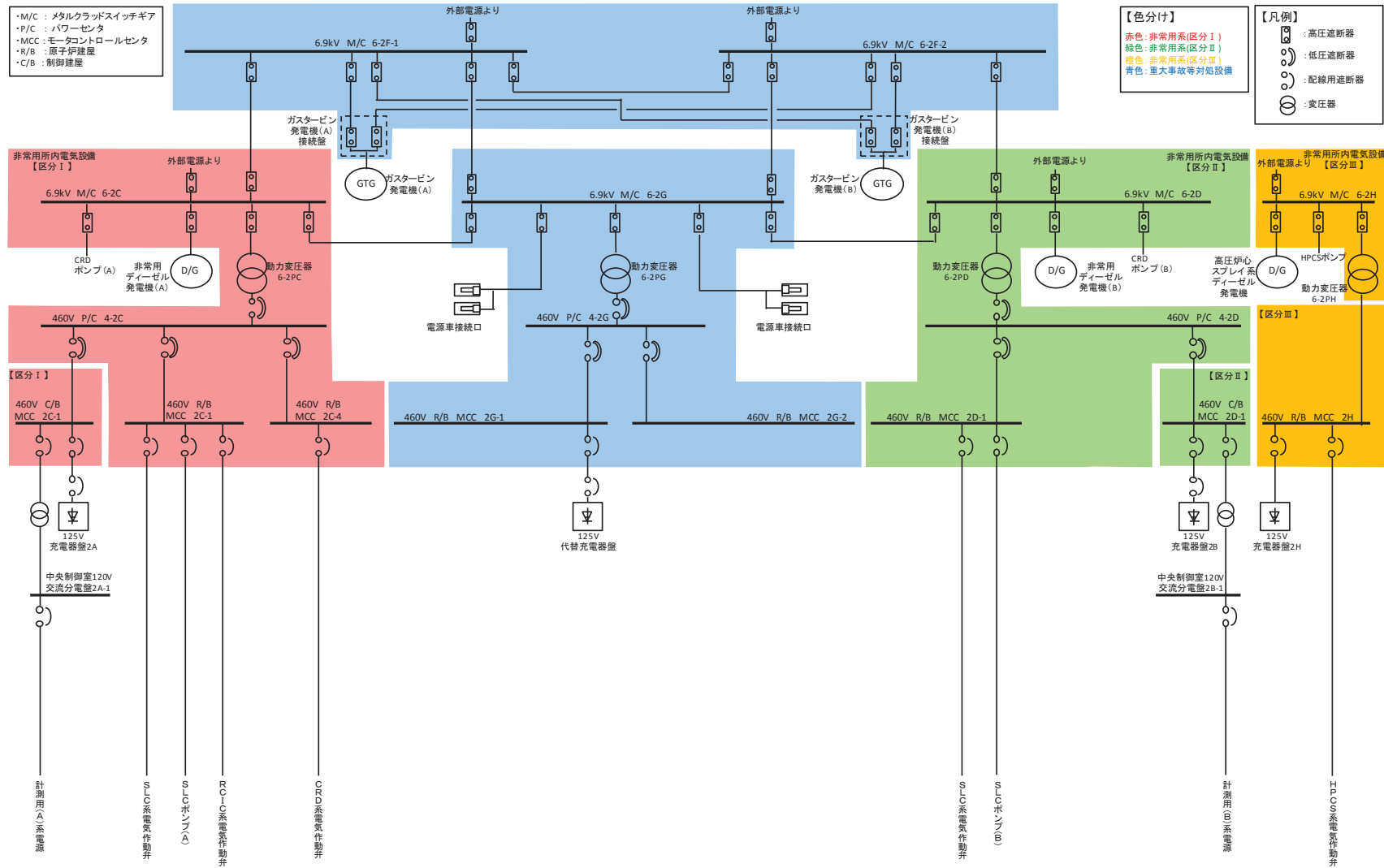
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用 可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
（中央制御室 高圧代替注水系 監視及び制御 監視計器）	原子炉水位（狭帯域）	既設	① ④ ⑤ ⑥ ⑨	-	-	-	-	-	-
	原子炉水位（広帯域）	既設							
	原子炉水位（燃料域）	既設							
	原子炉圧力	既設							
	高圧代替注水系ポンプ 出口流量	新設							
	高圧代替注水系ポンプ 出口圧力	新設							
	高圧代替注水系タービン 入口蒸気圧力	新設							
	復水貯蔵タンク水位	既設							
（現場起動時） 高圧代替注水系 監視計器	原子炉水位（狭帯域）	既設							
	原子炉水位（広帯域）	既設							
	原子炉水位（燃料域）	既設							
	原子炉圧力	既設							
	高圧代替注水系ポンプ 出口流量	新設							
	高圧代替注水系ポンプ 出口圧力	新設							
	高圧代替注水系タービン 入口蒸気圧力	新設							
	復水貯蔵タンク水位	既設							
（中央制御室 喪失時における 高圧代替注水系 監視計器）	原子炉水位（広帯域）	既設							
	原子炉水位（燃料域）	既設							
	原子炉圧力	既設							
	高圧代替注水系ポンプ 出口流量	新設							
	高圧代替注水系ポンプ 出口圧力	新設							
	高圧代替注水系タービン 入口蒸気圧力	新設							
	復水貯蔵タンク水位	既設							
（現場起動時） 高圧代替注水系 監視計器	可搬型計測器（原子炉 水位（広帯域））	新設							
	可搬型計測器（原子炉 水位（燃料域））	新設							
	可搬型計測器（原子炉 圧力）	新設							
	可搬型計測器（高圧代 替注水系ポンプ出口流 量）	新設							
	可搬型計測器（復水貯 蔵タンク水位）	新設							
	高圧代替注水系ポンプ 出口圧力	新設							
	高圧代替注水系ポンプ 入口圧力	新設							
	高圧代替注水系タービン 入口蒸気圧力	新設							
高圧代替注水系タービン 排気圧力	新設								

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (8/8)

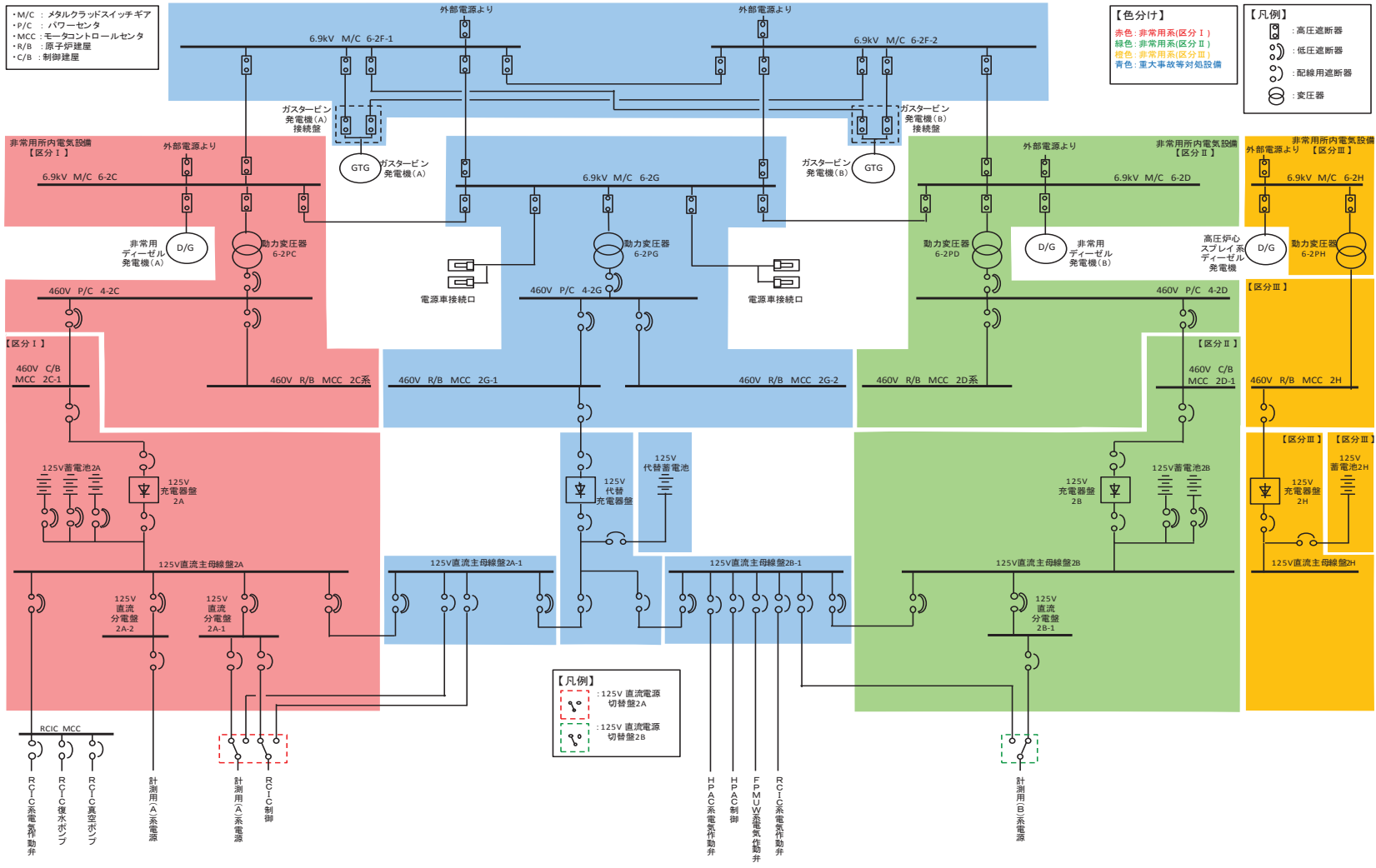
■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策						
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考	
ほう酸水注入系による進展抑制 (ほう酸水注入)	ほう酸水注入系ポンプ	既設	① ⑧ ⑨	ほう酸水注入系による進展抑制 (注水)	ほう酸水注入系ポンプ	常設	(ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器への注水開始) 15分	3名	自主対策とする理由は本文参照	
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	既設			ほう酸水注入系 配管・弁	常設				
	ほう酸水注入系 配管・弁	既設			純水補給水系	常設				
	原子炉压力容器	既設			原子炉压力容器	常設				
	常設代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設				
	可搬型代替交流電源設備	新設			可搬型代替交流電源設備	可搬				
					—	—	(ほう酸水注入系の純水補給水系による封水を使用した原子炉压力容器への注水開始) 35分			
					制御棒駆動水系による進展抑制	制御棒駆動水系ポンプ	常設	20分	1名	自主対策とする理由は本文参照
						制御棒駆動水系 配管	常設			
						補給水系 配管	常設			
						復水貯蔵タンク	常設			
						原子炉压力容器	常設			
						原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む)	常設			
			常設代替交流電源設備	常設						

対応手段として選定した設備の電源構成図



第1図 電源構成図 (交流電源)



第2図 電源構成図 (直流電源)

重大事故等対策の成立性

1. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

(1) 高圧代替注水系現場起動

a. 操作概要

復水給水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合において、中央制御室からの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、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)

c. 必要要員数及び操作時間

高圧代替注水系現場起動のうち、現場での高圧代替注水系の系統構成並びにタービン起動操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：35分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。操作は汚染の可能性を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。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、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

2. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水

(1) 現場での系統構成

a. 操作概要

高圧炉心スプレイ系の機能喪失及び全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を有効燃料棒頂部以上に維持できない場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水が行えるよう系統構成を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)

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圧力容器への注水のうち、現場での系統構成に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（現場運転員2名）

想定時間：25分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。操作は汚染の可能性を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。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、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受信器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。



水源確保操作

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
E51-MO-F082	RCIC 蒸気供給ライン分離弁	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟 <input type="checkbox"/> RHR (A) P. S
P15-MO-F001	FPMUW ポンプ吸込弁	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟 <input type="checkbox"/> FPMUW ポンプ室
E61-MO-F003	HPAC ポンプ注入弁	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟 <input type="checkbox"/> CUWバルブ室
E61-MO-F050	HPAC タービン止め弁	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟 <input type="checkbox"/> CUWバルブ室
C41-MO-F001A (B)	SLC タンク出口弁	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟 <input type="checkbox"/> SLC 室
C41-MO-F006A (B)	SLC 注入電動弁	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟 <input type="checkbox"/> SLC 室
C41-F014	SLC 封水入口弁バイパス弁	原子炉建屋原子炉棟 <input type="checkbox"/> SLC 室
C12-F010A (B)	CRD 流量調節弁	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟 <input type="checkbox"/> SLC 室
C12-MO-F013	CRD 駆動水圧力調整弁	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟 <input type="checkbox"/> マスターコントロールエリア
E51-MO-F009	原子炉隔離時冷却系タービン止め弁	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟 <input type="checkbox"/> RCIC タービン・ポンプ室
E51-MO-F003	原子炉隔離時冷却系注入弁	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟 上部トラス室
E22-MO-F003	HPCS 注入隔離弁	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟 <input type="checkbox"/> CRD 補修室上部
E22-MO-F001	HPCS ポンプ CST 吸込弁	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟 <input type="checkbox"/> HPCS ポンプ室
E22-MO-F006	HPCS ポンプ S/C 吸込弁	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟 <input type="checkbox"/> HPCS ポンプ室原子炉棟

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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

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) 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

(c) 主蒸気逃がし安全弁が作動可能な環境条件

(d) 復旧

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 原子炉格納容器の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

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

e. 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. 手動操作による減圧

(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. 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放

b. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放

(2) 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

a. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保

(3) 主蒸気逃がし安全弁の背圧を考慮した減圧

a. 代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放

(4) 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

(5) 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) 非常時操作手順書（徴候ベース）「原子炉建屋制御」
- 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 重大事故等対策の成立性
1. 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放
 2. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放
 3. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保
 4. 代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放
 5. インターフェイスシステム LOCA 発生時の漏えい停止操作（高圧炉心スプレイ系の場合）
- 添付資料 1.3.4 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）時の重大事故等対策の概要図
- 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 低圧代替注水系（常設）注水準備完了にて発電用原子炉を急速減圧する条件及び理由について
- 添付資料 1.3.8 弁番号及び弁名称一覧

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、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能は、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）による減圧機能（以下「自動減圧系」という。）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対処設備を整備しており、ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

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、主蒸気逃がし安全弁による減圧で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、発電用原子炉の減圧が必要である。発電用原子炉の減圧をするための設計基準事故対処設備として自動減圧系を設置している。

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 1.3.1 図）。

また、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損の防止及びインターフェイスシステムLOCAの対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

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

※ 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、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又は直流電源（常設直流電源若しくは常設直流電源系統）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 1.3.1 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故障により発電用原子炉の減圧

ができない場合は、減圧の自動化又は中央制御室からの手動操作により発電用原子炉を減圧する手段がある。

i. 減圧の自動化

原子炉水位低（レベル1）到達10分後及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、代替自動減圧機能により発電用原子炉を自動で減圧する。

なお、「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」における非常時操作手順書（徴候ベース）「反応度制御」対応操作中は、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器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ため、以下に示す「自動減圧系作動阻止機能」により自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。

代替自動減圧機能による減圧の自動化で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）
- ・ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）
- ・主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付き C, H の2個）
- ・主蒸気系 配管（排気管含む）
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ
- ・非常用交流電源設備

ii. 手動操作による減圧

中央制御室からの手動操作により主蒸気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ガスを主蒸気逃がし安全弁に供給することにより主蒸気逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉を減圧する。

主蒸気逃がし安全弁の手動操作による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気逃がし安全弁
- ・主蒸気系 配管（排気管含む）
- ・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・可搬型代替直流電源設備

また、上記所内常設蓄電式直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設代替交流電源設備

- ・可搬型代替交流電源設備

(b) 重大事故等対処設備

代替減圧で使用する設備のうち、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）、主蒸気逃がし安全弁、主蒸気系配管（排気管含む）、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ、所内常設蓄電式直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また、非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張設備）として位置付ける。

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、設計基準事故対処設備である自動減圧系が故障した場合においても、発電用原子炉を減圧することができる。

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(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主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、可搬型代替直流電源設備又は主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池により主蒸気逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する手段がある。

i. 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復

可搬型代替直流電源設備により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。なお、可搬型代替直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、125V代替蓄電池にて主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。

可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁の機能回復で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替直流電源設備
- ・主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）
- ・主蒸気系 配管（排気管含む）
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

- ii. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁機能回復
主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の回路に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁の機能回復で使用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池
- ・主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）
- ・主蒸気系 配管（排気管含む）
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

(b) 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁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は、高圧窒素ガス供給系（非常用）により主蒸気逃がし安全弁の駆動源を確保し、主蒸気逃がし安全弁の機能を回復させて発電用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）による窒素ガス確保

主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給源を高圧窒素ガス供給系（常用）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ガスを確保し、発電用原子炉を減圧する。また、主蒸気逃がし安全弁の駆動源を高圧窒素ガス供給系（非常用）から供給している期間中において、主蒸気逃がし安全弁の作動に伴い窒素ガス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ガスを確保し、発電用原子炉を減圧する。

高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素ガス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
- ・高圧窒素ガス供給系 配管・弁
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

(c) 主蒸気逃がし安全弁が作動可能な環境条件

想定される重大事故等時の環境条件においても確実に主蒸気逃がし安全弁を作動させることができるように、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）へ高圧窒素ガスを供給し、発電用原子炉を減圧する手段がある。

i. 代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁の背圧対策

想定される重大事故等時の環境条件を考慮して、原子炉格納容器内の圧力が最高使用圧力の2倍の状態（854kPa[gage]）となった場合においても確実に主蒸気逃がし安全弁を作動させることができるよう、作動に必要な窒素ガス供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替えることで、より高い圧力の作動窒素ガスを供給する。

主蒸気逃がし安全弁の背圧対策として使用する設備は以下のとおり。

- ・高圧窒素ガスポンペ
- ・ホース・弁
- ・代替高圧窒素ガス供給系 配管・弁

(d) 復旧

全交流動力電源又は常設直流電源喪失により主蒸気逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合は、代替電源により主蒸気逃がし安全弁の機能を復旧させて発電用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（可搬型代替直流電源設備又は125V代替充電器盤用電源車接続設備）により、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して主蒸気逃がし安全弁の機能を復旧する。

代替直流電源設備による復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替直流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・125V代替充電器盤用電源車接続設備

ii. 代替交流電源設備による復旧

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充電器を受電し、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して主蒸気逃がし安全弁の機能を復旧する。

代替交流電源設備による復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

常設直流電源系統喪失時の減圧で使用する設備のうち、可搬型代替直流電源設備、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）、主蒸気系配管（排気管含む）及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等

対処設備として位置付ける。

主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧で使用する設備のうち、高圧窒素ガスポンペ、高圧窒素ガス供給系配管・弁、及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能付アキュムレータは重大事故等対処設備として位置付ける。

主蒸気逃がし安全弁が作動可能な環境条件で使用する設備のうち、高圧窒素ガスポンペ、ホース・弁及び代替高圧窒素ガス供給系配管・弁は重大事故等対処設備として位置付ける。

復旧で使用する設備のうち、可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び所内常設蓄電式直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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又は直流電源喪失が発生した場合においても、発電用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、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池

直流電源喪失が発生した場合においても、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の回路に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続することにより、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の機能を回復させることができることから、発電用原子炉を減圧する手段として有効である。

- ・125V 代替充電器盤用電源車接続設備（代替直流電源用切替盤、代替直流電源用変圧器）

給電開始までに時間を要するが、給電可能であれば主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保できることから、発電用原子炉を減圧するための直流電源を確保する手段として有効である。

c. 原子炉格納容器の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の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原子炉格納容器の破損を防止するため、主蒸気逃がし安全弁の手動操作により発電用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の防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気逃がし安全弁

- ・主蒸気系 配管（排気管含む）
- ・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

(b) 重大事故等対処設備

原子炉格納容器の破損の防止で使用する設備のうち、主蒸気逃がし安全弁、主蒸気系配管（排気管含む）、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置付ける。

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の状態である場合においても、発電用原子炉を減圧することで、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止することができる。

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

インターフェイスシステム LOCA 発生時に、漏えい箇所の隔離操作を実施するものの隔離できない場合、原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいする。

原子炉格納容器外への漏えいを抑制するため、主蒸気逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧するとともに、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。

また、原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいし原子炉建屋原子炉区域内の圧力が上昇した場合において、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放することで、原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度の上昇を抑制し、環境を改善する手段がある。

なお、原子炉建屋ブローアウトパネルは開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による開放操作は必要としない。

インターフェイスシステム LOCA 発生時における発電用原子炉の減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気逃がし安全弁
- ・主蒸気系 配管（排気管含む）
- ・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

インターフェイスシステム LOCA 発生時における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。

- ・HPCS 注入隔離弁

インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度の上昇抑制並びに環境改善で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉建屋ブローアウトパネル

(b) 重大事故等対処設備

インターフェイスシステム LOCA 発生時における発電用原子炉の減圧で使用する設備のうち、主蒸気逃がし安全弁、主蒸気系配管（排気管含む）、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置付ける。

インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉冷却材の漏えい箇所との隔離で使用する HPCS 注入隔離弁は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

インターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度の上昇抑制並びに環境改善で使用する原子炉建屋ブローアウトパネルは重大事故等対処設備として位置付ける。

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、発電用原子炉を減圧することで、原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えいを抑制することができる。

e. 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. 原子炉格納容器の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、運転員及び重大事故等対応要員の対応として非常時操作手順書（徴候ベース）、非常時操作手順書（シビアアクシデント）、非常時操作手順書（設備別）及び重大事故等対応要領書に定める。（第 1.3.1 表）

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び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）。

(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. 手動操作による減圧

発電用原子炉の冷温停止への移行又は低圧注水系を使用した注水への移行を目的として、主蒸気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発電用原子炉の減圧を行う。

また、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損防止を目的として、主蒸気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発電用原子炉の減圧を行う。

(a) 手順着手の判断基準

① 発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合

- ・主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合^{※1}

② 急速減圧の場合

- ・低圧注水系 1 系以上又は代替注水系 1 系^{※2} 起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保され、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合^{※1}

③ 炉心損傷後の原子炉減圧の場合

[低圧注水手段がある場合]

- ・高圧注水系は使用できないが、低圧注水系 1 系^{※3} 以上が使用可能である場合で、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合^{※1}

[注水手段がない場合]

- ・原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置）に到達した場合で、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合^{※1}

※1: 「主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合」とは、主蒸気逃がし安全作動用窒素ガスが確保（HPIN ADS 入口圧力指示値が圧力低警報値 以上）され、かつ作動電磁弁が正常（電磁弁電源断警報なし）な状態をいう。

※2: 「低圧注水系 1 系以上又は代替注水系 1 系」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水給水系又は低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の 1 系いずれかをいう。

※3: 「低圧注水系 1 系」とは、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

残留熱除去系（低圧注水モード），復水給水系，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型）及びろ過水系の1系いずれかをいう。

（添付資料 1.3.7）

(b) 操作手順

主蒸気逃がし安全弁を使用した手動操作による減圧手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第 1.3.2 図，第 1.3.3 図，第 1.3.4 図に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準の基づき，運転員に主蒸気逃がし安全弁を手動で開操作し，発電用原子炉を減圧するように指示する。
- ②^a（判断基準①：発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合）
中央制御室運転員 A は，原子炉冷却材温度変化率が 55°C/h を超えないように，主蒸気逃がし安全弁を手動で開閉操作し，発電用原子炉を減圧する。
- ②^b（判断基準②：急速減圧の場合）
中央制御室運転員 A は，主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）6 個を手動で開操作し，発電用原子炉の急速減圧を行う。
主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を 6 個開放できない場合は，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて 6 個開放する。
- ②^c（判断基準③：炉心損傷後の原子炉減圧の場合）
中央制御室運転員 A は，主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付又は逃がし弁機能）2 個を手動で開操作し，発電用原子炉を減圧する。
- ③ 中央制御室運転員 A は，サプレッションプール水温度上昇防止のため，残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）によるサプレッションプールの除熱を行う。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員 1 名で対応が可能である。

作業開始を判断してから手動操作による減圧を開始するまでの所要時間は下記のとおり。

- ・主蒸気逃がし安全弁による減圧：5 分以内

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時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 1.3.16 図に示す。

自動減圧系機能喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合，低圧注水

系又は低圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水準備が完了後に主蒸気逃がし安全弁により発電用原子炉減圧を実施する。また、原子炉水位低（レベル 1）到達 10 分後及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレー系ポンプ運転の場合は、代替自動減圧機能が自動で作動し発電用原子炉を減圧する。

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. 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放
常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁の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主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を開放して、発電用原子炉の減圧を実施する。

なお、可搬型代替直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、125V 代替蓄電池にて主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を開放して発電用原子炉を減圧する。

発電用原子炉の減圧状況の確認については、中央制御室にて確認が可能であるため、中央制御室の計器にて確認する。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、以下の条件が全て成立した場合。

- ・炉心損傷前の発電用原子炉減圧は、低圧注水系 1 系以上又は代替注水系 1 系^{※1} 起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系 1 系^{※2} 以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置）に到達した場合。
- ・主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）作動用の窒素ガスが、HPIN（非常用）出口ボンベ圧力指示値の低警報設定値（）以上確保されている場合。
- ・主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を可搬型代替直流電源設備から給電可能な場合。

※1: 「低圧注水系 1 系以上又は代替注水系 1 系」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレー系、低圧

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水モード），復水給水系又は低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の1系いずれかをいう。

※2:「低圧注水系1系」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（低圧注水モード），復水給水系，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型）及びろ過水系の1系いずれかをいう。

（添付資料 1.3.7）

(b) 操作手順

可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第 1.3.3 図に，概要図を第 1.3.5 図に，タイムチャートを第 1.3.6 図に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は，所内常設蓄電式直流電源設備による給電から 125V 代替蓄電池による給電への切替え操作を実施し，125V 直流主母線盤 2A-1 及び 2B-1 にて負荷電圧が規定電圧であることを確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は，可搬型代替直流電源設備により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放に必要な制御電源及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 現場運転員 B 及び C は，可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放の系統構成として，HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 (A), (B) の全閉操作及び HPIN 非常用窒素ガス入口弁 (A), (B) の全開操作を実施する。
- ⑤ 現場運転員 B 及び C は，高圧窒素ガスポンベ出口圧力指示値が規定値（ ）以上であり，主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の駆動源が確保されていることを確認し，発電課長に可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放の準備完了を報告する。
- ⑥ 発電課長は，運転員に可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の開放及び発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は，主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を手動で開操作し，発電用原子炉の減圧を開始する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は，原子炉圧力容器内の圧力の低下により減圧が開

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

始されたことを確認し、発電課長に報告するとともに、原子炉压力容器内の圧力が主蒸気逃がし安全弁による減圧完了圧力()となるまで継続監視する。

- ⑨ 発電課長は、発電所対策本部へ電源車（可搬型代替電源設備用）により125V 代替充電器へ給電し、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源供給を継続的に維持させるよう指示する。
- ⑩ 中央制御室運転員 A は、原子炉压力容器内の圧力が主蒸気逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、発電課長へ発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名により作業を実施した場合、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主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放まで約 50 分で可能である。

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」にて整備する。

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

(添付資料 1. 3. 3)

b. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放

常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、制御建屋 ケーブル処理室の中央制御室端子盤にて主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の回路に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を開放して発電用原子炉の減圧を実施する。

発電用原子炉の減圧状況の確認については、中央制御室の原子炉系プロセス計装盤 (A) に可搬型計測器を接続し、発電用原子炉の減圧を確認する。(可搬型計測器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。)

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、以下の条件が全て成立した場合。

- ・ 炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は、低圧注水系 1 系以上又は代替注水系 1 系^{*1} 起動により原子炉压力容器への注水手段が確保されている場合。

枠囲みの内容は商業機密及び防護上の観点から公開できません。

炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系 1 系^{※2} 以上が使用可能である場合、又は原子炉压力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置）に到達した場合。

- ・主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）作動用の窒素ガスが、HPIN（非常用）出口ポンベ圧力指示値の低警報設定値（）以上確保されている場合。

※1: 「低圧注水系 1 系以上又は代替注水系 1 系」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水給水系又は低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の 1 系いずれかをいう。

※2: 「低圧注水系 1 系」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（低圧注水モード）、復水給水系、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及びろ過水系の 1 系いずれかをいう。

（添付資料 1. 3. 7）

(b) 操作手順

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1. 3. 3 図に、概要図を第 1. 3. 7 図に、タイムチャートを第 1. 3. 8 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、原子炉压力容器内の圧力の監視用として、中央制御室の原子炉系プロセス計装盤 (A) に、可搬型計測器のケーブルを接続し、可搬型計測器により原子炉圧力指示値を確認する。
- ③ 現場運転員 B 及び C は、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放の系統構成として、HPIN 非常用窒素ガス連絡弁 (A), (B) の全閉操作及び HPIN 非常用窒素ガス入口弁 (A), (B) の全開操作を実施する。
- ④ 現場運転員 B 及び C は、高圧窒素ガスポンベ出口圧力指示値が規定値（）以上であり、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の駆動源が確保されていることを確認する。
- ⑤ 現場運転員 B 及び C は、中央制御室端子盤内の主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の回路に、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び仮設

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- ケーブルを接続し、発電課長に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放の準備完了を報告する。
- ⑥ 発電課長は、運転員に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の開放及び原子炉の減圧状況の確認を指示する。
 - ⑦ 現場運転員 B 及び C は、中央制御室端子盤にて接続した主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の操作により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を開放し、発電用原子炉の減圧を開始する。
 - ⑧ 中央制御室運転員 A は、中央制御室の原子炉系プロセス計装盤（A）に接続した可搬型計測器にて、原子炉圧力指示値の低下により減圧が開始されたことを確認し、発電課長並びに現場運転員 B 及び C に報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気逃がし安全弁による減圧完了圧力（）となるまで継続監視する。
 - ⑨ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、発電課長へ発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放まで約 95 分で可能である。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.3.3)

(2) 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

a. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保

高圧窒素ガス供給系（常用）からの作動窒素ガスの供給が喪失し、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力が低下した場合、供給源を高圧窒素ガス供給系（非常用）に切り替えて主蒸気逃がし安全弁の駆動源を確保する。

また、高圧窒素ガス供給系（非常用）から供給している期間中において、高圧窒素ガスボンベ出口圧力が低下した場合、高圧窒素ガスボンベ（待機）側へ切替えを実施する。

(a) 手順着手の判断基準

『高圧窒素ガス供給系（常用）から高圧窒素ガス供給系（非常用）へ切替え』

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

高圧窒素ガス供給系原子炉格納容器入口圧力低警報（以下）が発生した場合。

『高圧窒素ガス供給系（非常用）高圧窒素ガスポンベの切替え』

高圧窒素ガス供給系（非常用）高圧窒素ガスポンベから主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）作動用の窒素ガスを供給している期間中において、高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報（以下）が発生した場合。

(b) 操作手順

高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.3.9 図に、現場操作時のタイムチャートを第 1.3.10 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保の開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁(A), (B)が全閉したことを確認する。なお、電源が確保ができない場合、現場運転員 B 及び C による現場での手動操作にて HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁(A), (B)の全閉操作を実施する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、HPIN 非常用窒素ガス入口弁(A), (B)の全開操作を行い高圧窒素ガス供給系（非常用）より高圧窒素ガスを供給する。なお、電源が確保ができない場合、現場運転員 B 及び C による現場での手動操作にて HPIN 非常用窒素ガス入口弁(A), (B)の全開操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力指示値が規定値（）以上であることを確認し、発電課長に報告する。
- ⑤ 発電課長は、高圧窒素ガスポンベによる主蒸気逃がし安全弁への作動用窒素ガス供給中、高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報（以下）が発生した場合、運転員に現場にて高圧窒素ガスポンベ（待機）側への切替えを指示する。
- ⑥ 現場運転員 B 及び C は、高圧窒素ガスポンベを使用側から待機側へ切替え操作を実施する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報が消灯したことを確認し、高圧窒素ガスポンベより主蒸気逃がし安全弁へ作動用窒素ガスが供給されたことを発電課長に報告する。

(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）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保完了までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保
中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合は約 5 分で可能である。
なお、現場にて系統構成実施の場合は、中央制御室運転員 1 名、現場
運転員 2 名にて作業を実施した場合は約 50 分で可能である。
- ・ 高圧窒素ガスボンベ切替えによる主蒸気逃がし安全弁駆動源確保
中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名にて作業を実施した場合は約
35 分で可能である。

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

(添付資料 1.3.3)

(3) 主蒸気逃がし安全弁の背圧を考慮した減圧

a. 代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放

想定される重大事故等時の環境条件を考慮して、原子炉格納容器内圧力が
最高使用圧力の 2 倍の状態（854kPa[gage]）となった場合においても確実に
主蒸気逃がし安全弁を作動させ、発電用原子炉の減圧ができるように、作動
に必要な作動窒素ガス供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉格納容器内の圧力が 427kPa[gage] を超えるおそれがある状態におい
て発電用原子炉を減圧する場合に以下の条件が成立した場合。

- ・ 炉心損傷後の原子炉減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水
系 1 系^{※1} 以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定
水位（有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置）に到達した
場合。

※1: 「低圧注水系 1 系」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（低圧注水モード）、復水給水系、低圧代替注水系（常設）、
低圧代替注水系（可搬型）及びろ過水系の 1 系いずれかをいう。

(b) 操作手順

代替高圧窒素ガス供給系(A) による主蒸気逃がし安全弁開放手順の概要は
以下のとおり。（代替高圧窒素ガス供給系(B)による主蒸気逃がし安全弁開放
手順も同様）手順の対応フローを第 1.3.3 図、概要図を第 1.3.11 図に、タイ
ムチャートを第 1.3.12 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に代替高圧窒素ガス

供給系による主蒸気逃がし安全弁開放の準備開始を指示する。

- ② 中央制御室運転員 A は、代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁への作動窒素ガス供給に必要な電気作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にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、代替 HPIN 第一隔離弁が全閉であることを確認する。
- ④ 現場運転員 B 及び C は、代替高圧窒素ガス供給系(A)高圧窒素ガスポンベに作動窒素ガス供給用ホース及び安全弁用ホースを接続する。
- ⑤ 現場運転員 B 及び C は、代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放の系統構成として、高圧窒素ガスポンベ安全弁出口ライン止め弁を全開操作した後、代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給止め弁、代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給弁及び代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁の全開操作を実施する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁入口圧力指示値により高圧窒素ガスポンベの作動窒素ガス供給圧力が規定圧力 () 以上であることを確認し、代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放の準備完了を発電課長に報告する。
- ⑦ 発電課長は、運転員に代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、代替 HPIN 窒素排気出口弁の全開操作及び代替 HPIN 第一隔離弁を全開操作し、発電用原子炉の減圧を開始する。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気逃がし安全弁による減圧完了圧力 () となるまで継続監視する。
- ⑩ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、発電課長に発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名により作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放まで約 25 分で可能である。

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

(添付資料 1.3.3)

(4) 復旧

a. 代替直流電源設備による復旧

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

1.3-23

常設直流電源喪失により主蒸気逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、代替直流電源設備により主蒸気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

常設直流電源設備の機能喪失により、125V 直流主母線盤(A)系及び(B)系の電圧喪失を確認した場合において、可搬型代替直流電源設備又は125V 代替充電器盤用電源車接続設備からの給電が可能な場合。

(b) 操作手順

代替直流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

主蒸気逃がし安全弁は、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

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、主蒸気逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、可搬型代替直流電源設備又は125V 代替充電器盤用電源車接続設備による直流電源の復旧が完了してから主蒸気逃がし安全弁の開放まで約5分で可能である。

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、主蒸気逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、代替交流電源設備により充電器を受電し、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して主蒸気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、125V 直流主母線盤(A)系及び(B)系の電圧喪失を確認した場合において、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な場合。

(b) 操作手順

代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

主蒸気逃がし安全弁は、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

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、主蒸気逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、代替交流電源設備による直流電源の復旧が完了してから主蒸気逃がし安全弁の開放まで約 5 分で可能である。

(5) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1. 3. 16 図に示す。

常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型代替直流電源設備（給電準備が完了するまでの間は 125V 代替蓄電池を使用）又は主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池により直流電源を確保して主蒸気逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。

常設直流電源喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型代替直流電源設備又は 125V 代替充電器盤用電源車接続設備により直流電源を確保して主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）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は、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充電器を充電し、直流電源を確保して主蒸気逃がし安全弁の機能を復旧する。

主蒸気逃がし安全弁作動用窒素ガスの喪失により主蒸気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）より窒素ガスを確保し、主蒸気逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。

なお、主蒸気逃がし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主蒸気逃がし安全弁を作動させることができるように、作動に必要な作動窒素ガス供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替えることで、より高い圧力の作動窒素ガスを供給する。

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原子炉格納容器の破損を防止するため、主蒸気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発電用原子炉の減圧を行う。

原子炉格納容器の破損を防止するための手動操作による発電用原子炉の減圧手順については、「1. 3. 2. 1(1)a. 手動操作による減圧」にて整備する。

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) 非常時操作手順書（徴候ベース）「原子炉建屋制御」

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、原子炉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、原子炉格納容器外への漏えいを停止するための破断箇所の隔離、保有水を確保するための原子炉圧力容器への注水が必要となる。

破損箇所の特定又は隔離ができない場合は、主蒸気逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧することで、原子炉建屋への原子炉冷却材の漏えいを抑制し、破断箇所の隔離を行う。

a. 手順着手の判断基準

非常用炉心冷却系の出口圧力上昇、原子炉建屋内の温度上昇若しくはエリア放射線モニタの指示値上昇等漏えいが予測されるパラメータの変化又は漏えい関連警報の発生により、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合。

b. 操作手順

非常時操作手順書（徴候ベース）「原子炉建屋制御」における操作手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.3.13 図及び第 1.3.14 図に、タイムチャートを第 1.3.15 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断し、運転員に破断箇所の特定及び隔離を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A, B 及び C は、発生した警報及びパラメータの変化から破断箇所の特定及び中央制御室からの遠隔操作による隔離を実施する。
- ③ 発電課長は、破断箇所の特定及び中央制御室からの遠隔操作による隔離を実施できない場合、運転員に原子炉手動スクラムを指示する。
- ④ 中央制御室運転員 A, B 及び C は、原子炉手動スクラムを実施する。
- ⑤ 発電課長は、運転員に非常用炉心冷却系又は代替注水系の起動後、発電用原子炉の減圧操作、原子炉水位低下操作及び原子炉建屋環境悪化(建屋温度、建屋圧力、建屋放射線量)抑制操作の開始を指示する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A, B 及び C は、非常用炉心冷却系又は代替注水系の起動後、主蒸気逃がし安全弁により発電用原子炉の急速減圧を行い、原子炉圧力容器内の圧力が主蒸気逃がし安全弁による減圧完了圧力() となるまで発電用原子炉を減圧することで、原子炉建屋への原子炉冷却材漏えい量を抑制する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A, B 及び C は、非常用炉心冷却系又は代替注水系による注水がされていることを確認し、原子炉圧力容器内の水位を TAF から TAF

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

+1000mm の間で維持する。(漏えい箇所に応じ炉心スプレースパーチャ等の高さ以下に水位を維持することで漏えい量を抑制するが、炉心冷却維持のため TAF 以下にならない範囲で制御する。)

- ⑧ 中央制御室運転員 A, B 及び C は、非常用ガス処理系を起動し、原子炉建屋放射能レベル及び燃料取替エリア放射能レベルが制限値以下(「原子炉建屋原子炉棟排気放射能高高」及び「燃料取替エリア放射能高高」警報消灯)の場合、原子炉建屋原子炉棟換気空調系の起動操作を実施し、原子炉建屋環境(建屋温度、建屋圧力、建屋放射線量)の悪化を抑制する。
- ⑨ 発電課長は、中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離ができない場合は、運転員に原子炉建屋にて隔離弁の全閉操作実施を指示する。
- ⑩ 現場運転員 D 及び E は、中央制御室からの遠隔操作により破断箇所を隔離できない場合は、蒸気漏えいに備え防護具(自給式呼吸器及び耐熱服)を装着し(中央制御室運転員 A 及び B は装着補助を行う)、原子炉建屋(管理区域)にて隔離弁を全閉することで原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを停止する。
- ⑪ 中央制御室運転員 A, B 及び C は、各種監視パラメータの変化から、破断箇所の隔離が成功していることを確認し、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル 3)から原子炉水位高(レベル 8)の間で維持する。
- ⑫ 中央制御室運転員 A, B 及び C は、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)を起動し、発電用原子炉からの除熱を行う。

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は中央制御室運転員 3 名にて作業を実施した場合、インターフェイスシステム LOCA 発生から破断箇所の隔離完了まで約 15 分で可能である。

中央制御室からの遠隔操作を実施できない場合の現場での隔離操作は、中央制御室運転員 3 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、インターフェイスシステム LOCA 発生から破断箇所の隔離完了まで約 5 時間で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具(自給式呼吸器及び耐熱服)、照明及び通信連絡設備を整備する。

[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手動開閉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及び漏えい関連警報が発生した場合は、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することで漏えい箇所及び隔離すべき遠隔操作弁の特定が容易となり、中央制御室からの遠隔隔離操作を速やかに行うことが可能である。

[現場での隔離操作の成立性]

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である。

[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 LOCA 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 LOCA の検知について]

インターフェイスシステム LOCA 発生時は、原子炉格納容器内外のパラメータ等によりインターフェイスシステム LOCA と判断する。非常用炉心冷却系ポンプ設置室は、原子炉建屋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、放射線モニタ及び火災感知器により、漏えい箇所を特定するための参考情報の入手並びに原子炉建屋の状況確認が可能である。

(添付資料 1.3.3, 1.3.4, 1.3.5, 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

主蒸気逃がし安全弁、中央制御室監視計器への電源供給手順及び可搬型代替直流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び 125V 代替充電器盤用電源車接続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。

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 (1/4)
 (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	手順書
フロントライン系故障時	自動減圧系	減圧の自動化	代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) 主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付き C, H の 2 個) 主蒸気系 配管 (排気管含む) 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備 非常時操作手順書 (設備別) 「自動減圧機能による原子炉減圧」 ※1, ※2
			非常用交流電源設備	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)
		(主蒸気逃がし安全弁) 手動操作による減圧	主蒸気逃がし安全弁 主蒸気系 配管 (排気管含む) 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 所内常設蓄電式直流電源設備 ※3 可搬型代替直流電源設備 ※3 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3	重大事故等 対処設備 非常時操作手順書 (微候ベース) 「減圧冷却」等 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」 非常時操作手順書 (設備別) 「手動操作による原子炉減圧」

※1: 代替自動減圧機能は, 運転員による操作不要の減圧機能である。

※2: 自動減圧系作動阻止機能の手順は, 「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」にて整備する。

※3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※4: 原子炉建屋ブローアウトパネルは, 開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり, 運転員による操作は不要である。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2/4）

（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	手順書
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復	可搬型代替直流電源設備 ※3 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付） 主蒸気系 配管（排気管含む） 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（微候ベース） 「減圧冷却」等 非常時操作手順書（設備別） 「手動操作による原子炉減圧」等 重大事故等対応要領書 「電源車による125V代替充電器盤への給電（G母線接続）」
		主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付） 主蒸気系 配管（排気管含む） 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（微候ベース） 「減圧冷却」等 非常時操作手順書（設備別） 「可搬型蓄電池接続による主蒸気逃がし安全弁開放」
			主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池	
	—	高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素ガス確保	高圧窒素ガスポンプ 高圧窒素ガス供給系 配管・弁 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（設備別） 「高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁作動窒素ガス確保」

※1：代替自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：自動減圧系作動阻止機能の手順は，「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」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※4：原子炉建屋ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による操作は不要である。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3/4）

（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	手順書
サポート系故障時	—	代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁の背圧対策	高圧窒素ガスポンペ ホース・弁 代替高圧窒素ガス供給系 配管・弁	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（微候ベース） 「減圧冷却」等 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「注水ストラテジ-1」等 非常時操作手順書（設備別） 「代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放」
	全交流動力電源 常設直流電源	代替直流電源設備による復旧	可搬型代替直流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（微候ベース） 「電源回復」 非常時操作手順書（設備別） 「125V 代替蓄電池による125V 直流主母線盤2A-1(2B-1)への給電」
			125V 代替充電器盤用電源車接続設備	自主対策設備 重大事故等対応要領書 「電源車による125V 代替充電器盤への給電（G 母線接続）」
		代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 所内常設蓄電式直流電源設備 ※3	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（微候ベース） 「電源回復」 非常時操作手順書（設備別） 「M/C C(D)母線受電」 重大事故等対応要領書 「M/C C(D)母線受電」

※1：代替自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：自動減圧系作動阻止機能の手順は，「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」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※4：原子炉建屋ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による操作は不要である。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4/4）

（原子炉格納容器破損を防止，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	手順書
原子炉格納容器の破損防止	—	高圧溶融物放出／格納容器 雰囲気直接加熱の防止	主蒸気逃がし安全弁 主蒸気系 配管（排気管含む） 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「注水ストラテジ-1」
インターフェイスシステム LOCA 発生時	—	発電用原子炉の減圧	主蒸気逃がし安全弁 主蒸気系 配管（排気管含む） 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備
		漏えい箇所との隔離	HPCS 注入隔離弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
		原子炉建屋原子炉区域内の 圧力上昇抑制及び環境改善	原子炉建屋ブローアウトパネル ※4	重大事故等対処設備

※1：代替自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：自動減圧系作動阻止機能の手順は，「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」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※4：原子炉建屋ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による操作は不要である。

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)

手順書	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			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「減圧冷却」	判断基準	補機監視機能 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (C) 出口圧力 原子炉給水ポンプ出口ヘッド圧力	
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		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) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「急速減圧」	判断基準	補機監視機能 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (C) 出口圧力 原子炉給水ポンプ出口ヘッド圧力 復水移送ポンプ出口圧力	
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		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) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度

監視計器一覧 (2/6)

手順書	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			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」	判断基準	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ(B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ(C) 出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (燃料域)
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		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) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度

監視計器一覧 (3/6)

手順書	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			
非常時操作手順書 (設備別) 「手動操作による原子炉減圧」 等	判断基準	電源	125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS (A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS (B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 大容量送水ポンプ(タイプ I) 出口圧力
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS (A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS (B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (B) 出口圧力
非常時操作手順書 (設備別) 「可搬型蓄電池接続による主蒸気逃がし安全弁開放」	判断基準	電源	125V 直流主母線盤 2A 電圧 125V 直流主母線盤 2B 電圧 125V 直流主母線盤 2A-1 電圧 125V 直流主母線盤 2B-1 電圧
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS (A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS (B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 大容量送水ポンプ(タイプ I) 出口圧力
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS (A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS (B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (B) 出口圧力

監視計器一覧 (4/6)

手順書	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)主蒸気逃がし安全弁作動窒素ガス喪失時の減圧			
非常時操作手順書 (設備別) 「高圧窒素ガス供給系 (非常用) による主蒸気逃がし安全弁作動窒素ガス確保」	判断基準	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS(A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS(B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (B) 出口圧力
		関連警報	HPIN 常用系原子炉格納容器入口圧力低警報
	操作	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS(A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS(B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ (B) 出口圧力
		関連警報	高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ出口圧力低 警報
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (3)主蒸気逃がし安全弁の背圧を考慮した減圧			
非常時操作手順書 (設備別) 「代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放」	判断基準	電源	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力
		補機監視機能	代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁 (A) 入口圧力 代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁 (B) 入口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 大容量送水ポンプ (タイプ I) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		補機監視機能	代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁 (A) 入口圧力 代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁 (B) 入口圧力 代替高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスポンベ (A) 出口圧力 代替高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスポンベ (B) 出口圧力

監視計器一覧 (5/6)

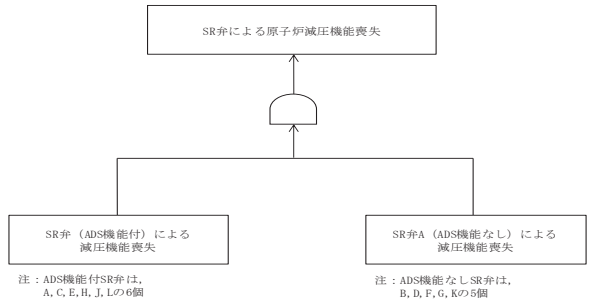
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.3 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「原子炉建屋制御」等	判断基準	格納容器バイパスの監視 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉圧力 ドライウエル圧力 ドライウエル温度 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (C) 出口圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 エリア放射線モニタ
		補機監視機能 ドライウエルサンプ水位
	漏えい関連警報 建屋・床・タンク漏えい 警報 残留熱除去系機器室/熱交換器室漏えい 警報 残留熱除去系機器室/熱交換器室雰囲気温度高 警報 原子炉建屋原子炉棟放射能高 警報 原子炉建屋原子炉棟排気放射能高 警報 原子炉建屋原子炉棟ダスト放射線モニタ (A) 異常 警報 原子炉建屋原子炉棟ダスト放射線モニタ (B) 異常 警報	
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) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉圧力 残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (C) 出口圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ室漏えい検出 周囲温度 エリア放射線モニタ プロセス放射線モニタ ・原子炉建屋原子炉棟排気放射線モニタ ・燃料取替エリア放射線モニタ	

監視計器一覧 (6/6)

手順書	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)
1.3.2.3 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「原子炉建屋制御」等	原子炉圧力容器内への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (C) 出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量
	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (C) 出口圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
	水源の確保	圧力抑制室水位 復水貯蔵タンク水位
	原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度
	最終ヒートシンクの確保	サブプレッションプール水温度 残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (A) 出口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 出口温度 残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (C) 出口流量 原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量 原子炉補機冷却水系 (A) 冷却水供給温度 原子炉補機冷却水系 (B) 冷却水供給温度 原子炉補機冷却海水系ポンプ (A) 出口圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ (B) 出口圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ (C) 出口圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ (D) 出口圧力

第 1.3.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	供給元	
		設備	母線
【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	主蒸気逃がし安全弁	常設代替交流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
			125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替交流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
			125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
	125V 直流主母線 2B-1		
	主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池	-	
	高圧窒素ガス供給系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
	代替高圧窒素ガス供給系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	中央制御室監視計器	常設代替交流電源設備	計測用 A 系電源
			計測用 B 系電源
		可搬型代替交流電源設備	計測用 A 系電源
			計測用 B 系電源
可搬型代替直流電源設備	計測用 A 系電源		
	計測用 B 系電源		

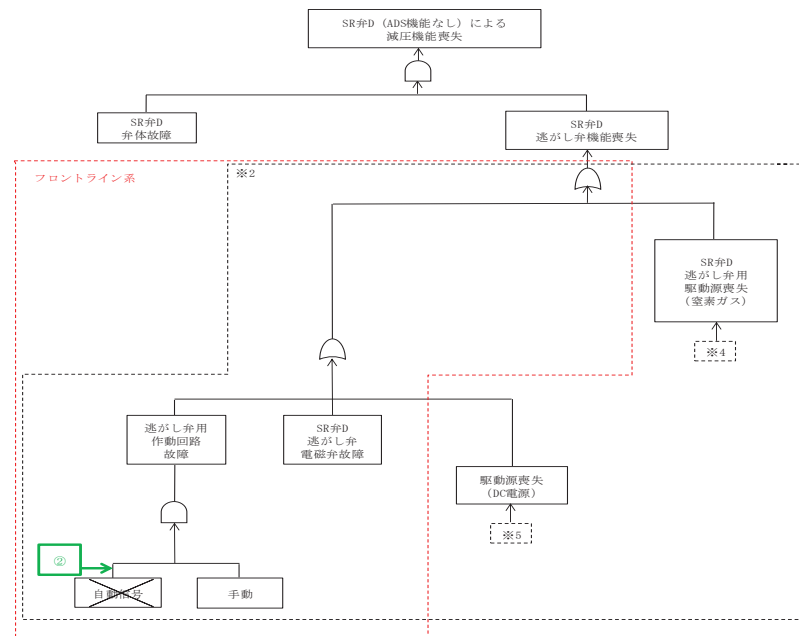
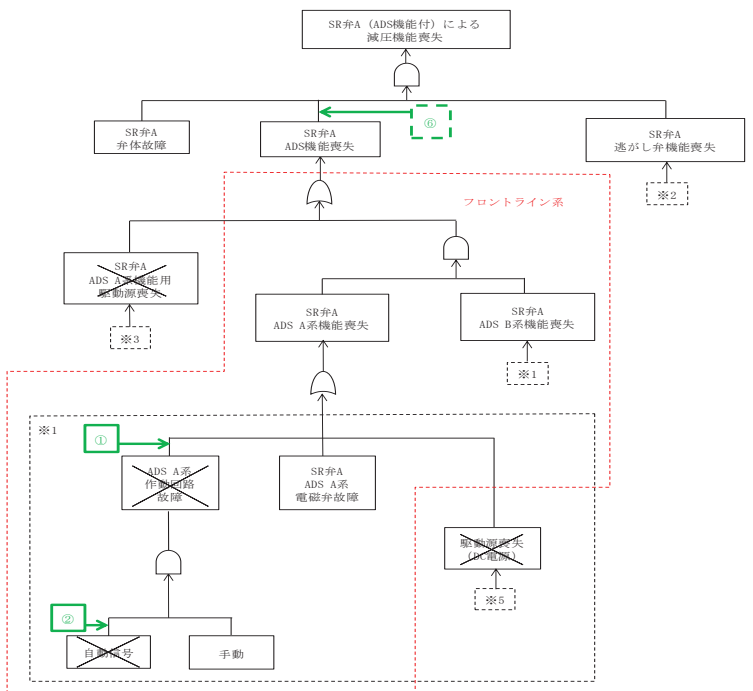


フロントライン系故障時の対応手段
 ①: 減圧の自動化
 ②: 手動操作による減圧 (主蒸気逃がし安全弁)
 サポート系故障時の対応手段
 ③: 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復
 ④: 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁機能回復
 ⑤: 高圧窒素ガス供給系 (非常用) による作動窒素ガス確保
 ⑥: 代替高圧窒素ガス供給系による減圧
 ⑦: 可搬型代替直流電源設備による復旧
 ⑧: 125V代替充電器盤用電源車接続設備による復旧
 ⑨: 常設代替交流電源設備による復旧
 ⑩: 可搬型代替交流電源設備による復旧

凡例


 : AND条件 : フロントライン系の対応
 : OR条件 : サポート系の対応
 : 想定故障箇所
 (注1: 枠内の静的機器故障の「OR条件」を示す。)

注: ⑥の対策は, ADS機能付SR弁A, E, J, Lの4個を対象。
 ※1~移行する場合は, A系をB系に読み替える。
 ※2~移行する場合は, SR弁DをAiに読み替える。

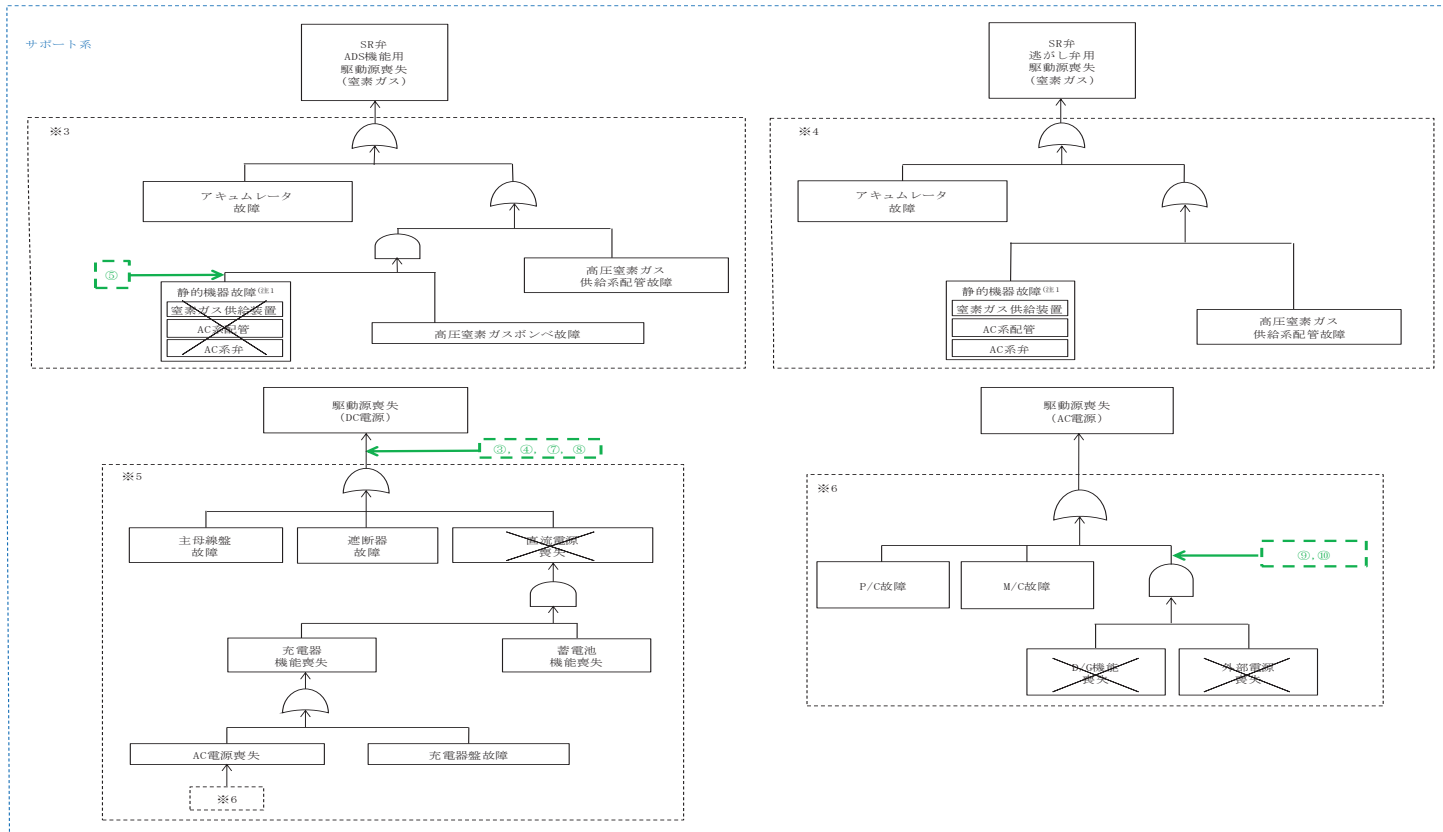


第 1.3.1 図 機能喪失原因対策分析 (1/2)

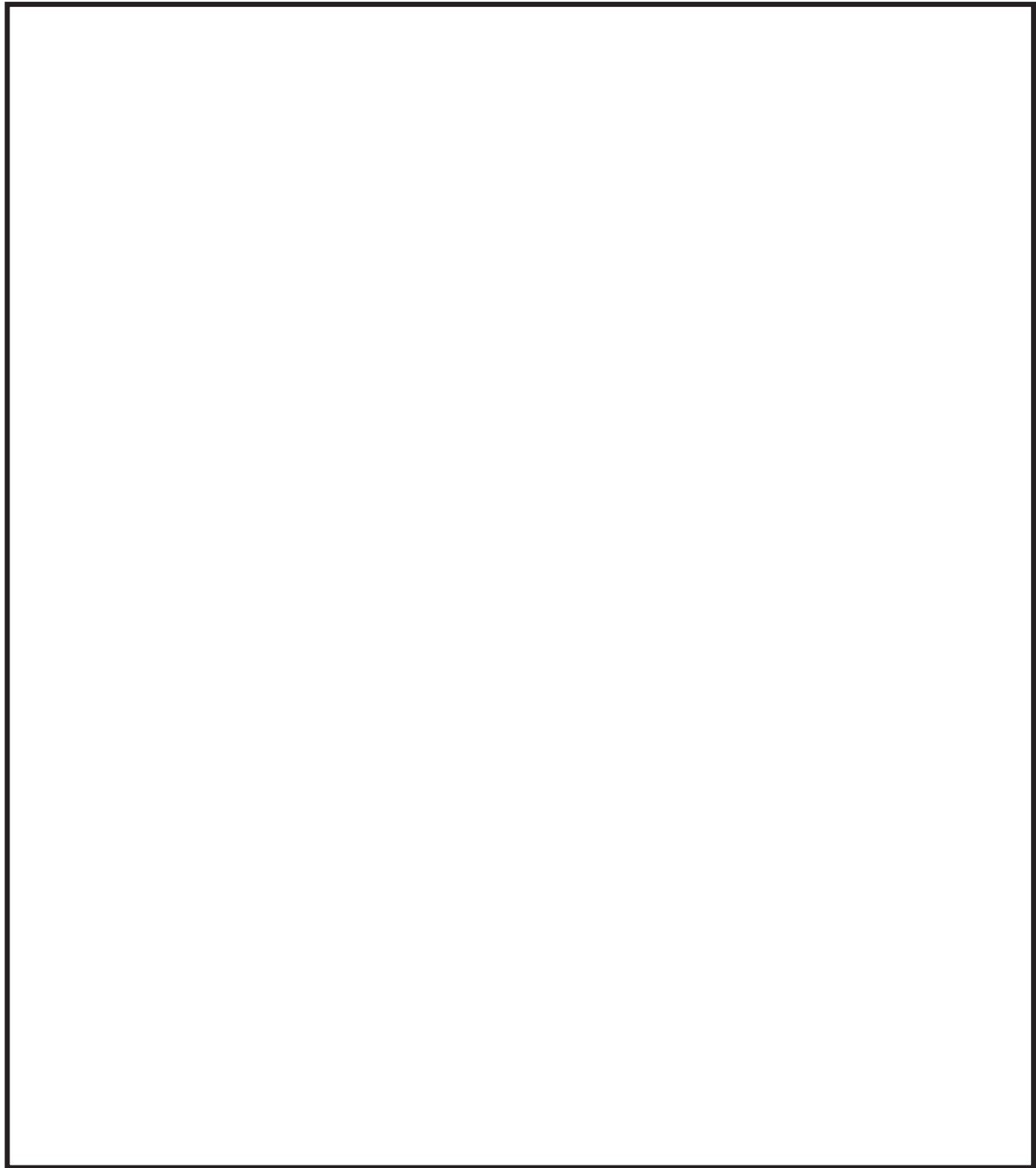
フロントライン系故障時の対応手段
 ①：減圧の自動化
 ②：手動操作による減圧（主蒸気逃がし安全弁）
 サポート系故障時の対応手段
 ③：可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁機能回復
 ④：主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁機能回復
 ⑤：高圧窒素ガス供給系（非常用）による作動窒素ガス確保
 ⑥：代替高圧窒素ガス供給系による減圧
 ⑦：可搬型代替直流電源設備による復旧
 ⑧：120V代替充電器並用電源系統設備による復旧
 ⑨：常設代替交流電源設備による復旧
 ⑩：可搬型代替交流電源設備による復旧

凡例

 : AND条件 : フロントライン系の対応
 : OR条件 : サポート系の対応
 X : 想定故障箇所
 (注1：枠内の静的機器故障の「OR条件」を示す。)

注：④の対策は、ADS機能付SR弁A、E、J、Lの4個が対象。
 ※1→移行する場合は、A系をB系に読み替える。
 ※2→移行する場合は、SR弁DをAに読み替える。

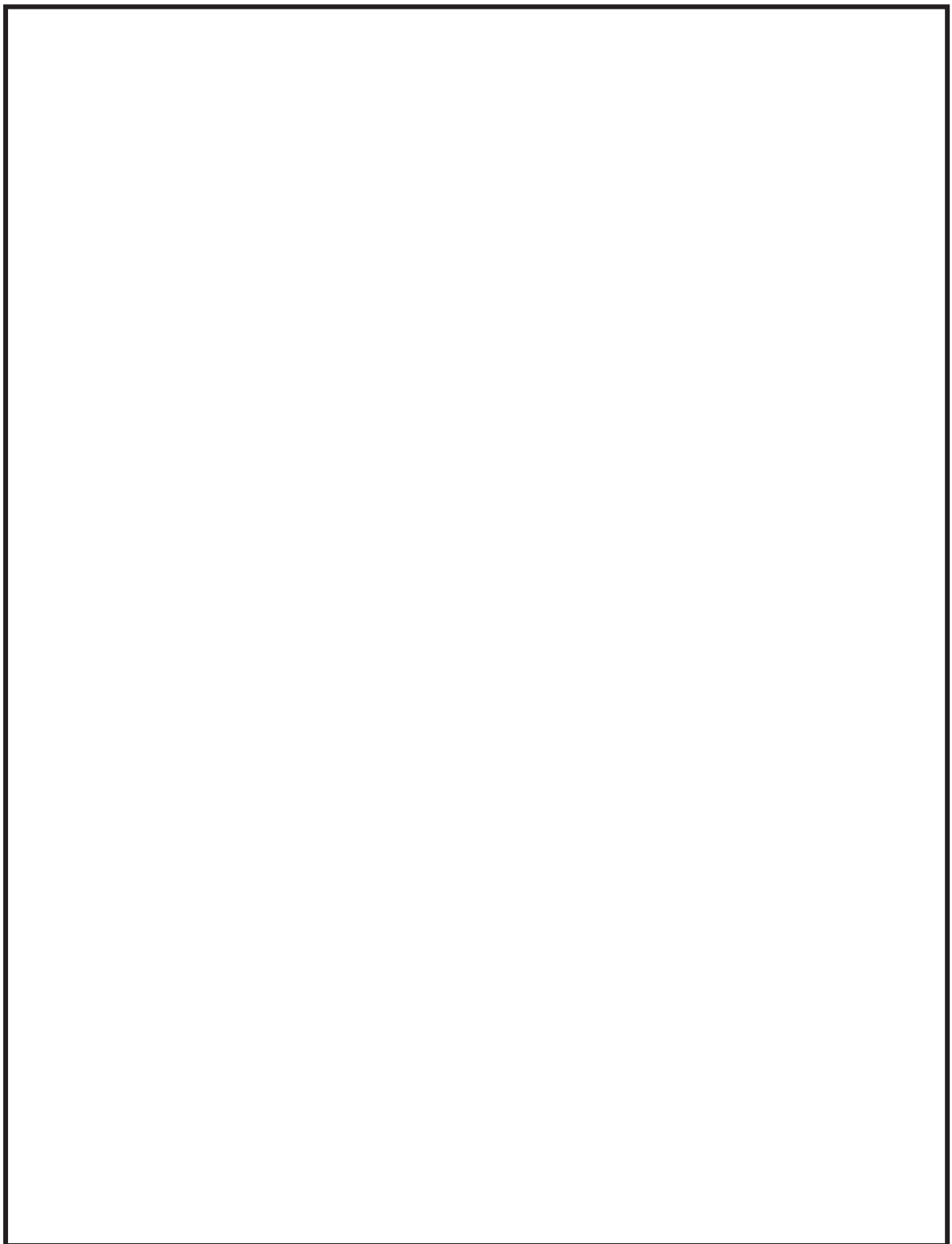


第 1.3.1 図 機能喪失原因対策分析 (2/2)



第 1.3.2 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「減圧冷却」における対応フロー

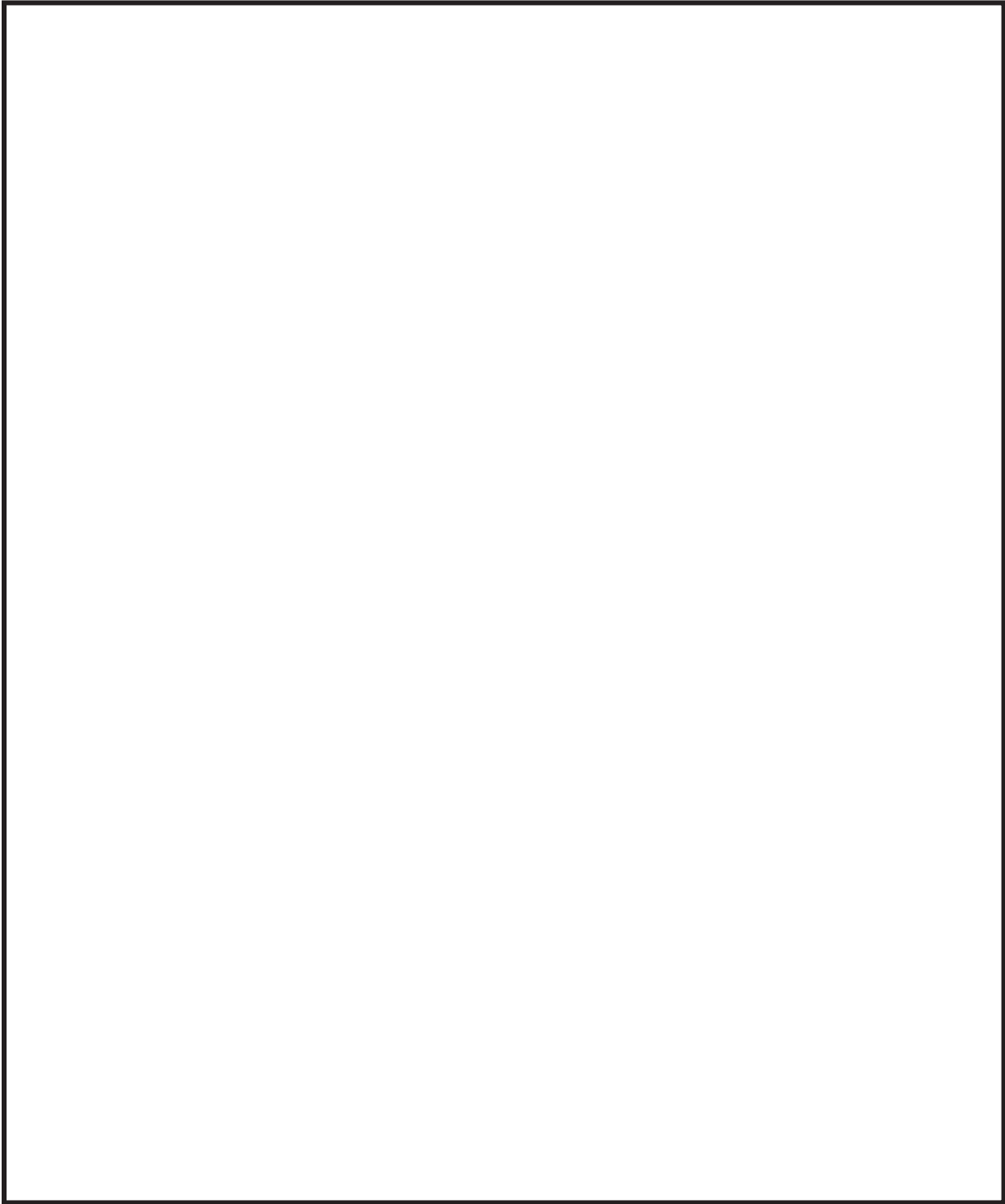
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.3.3 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「急速減圧」における対応フロー

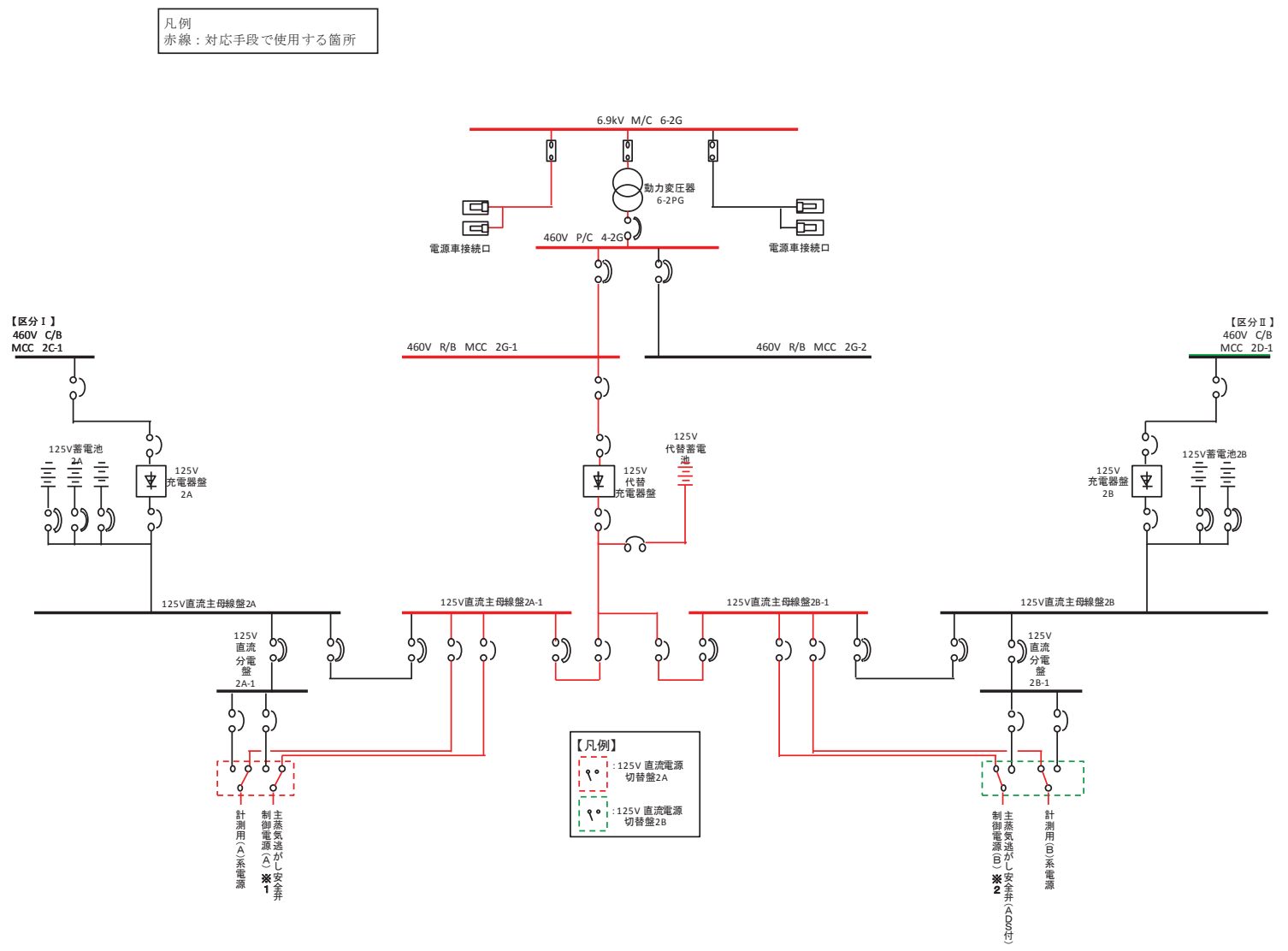
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

1.3-43



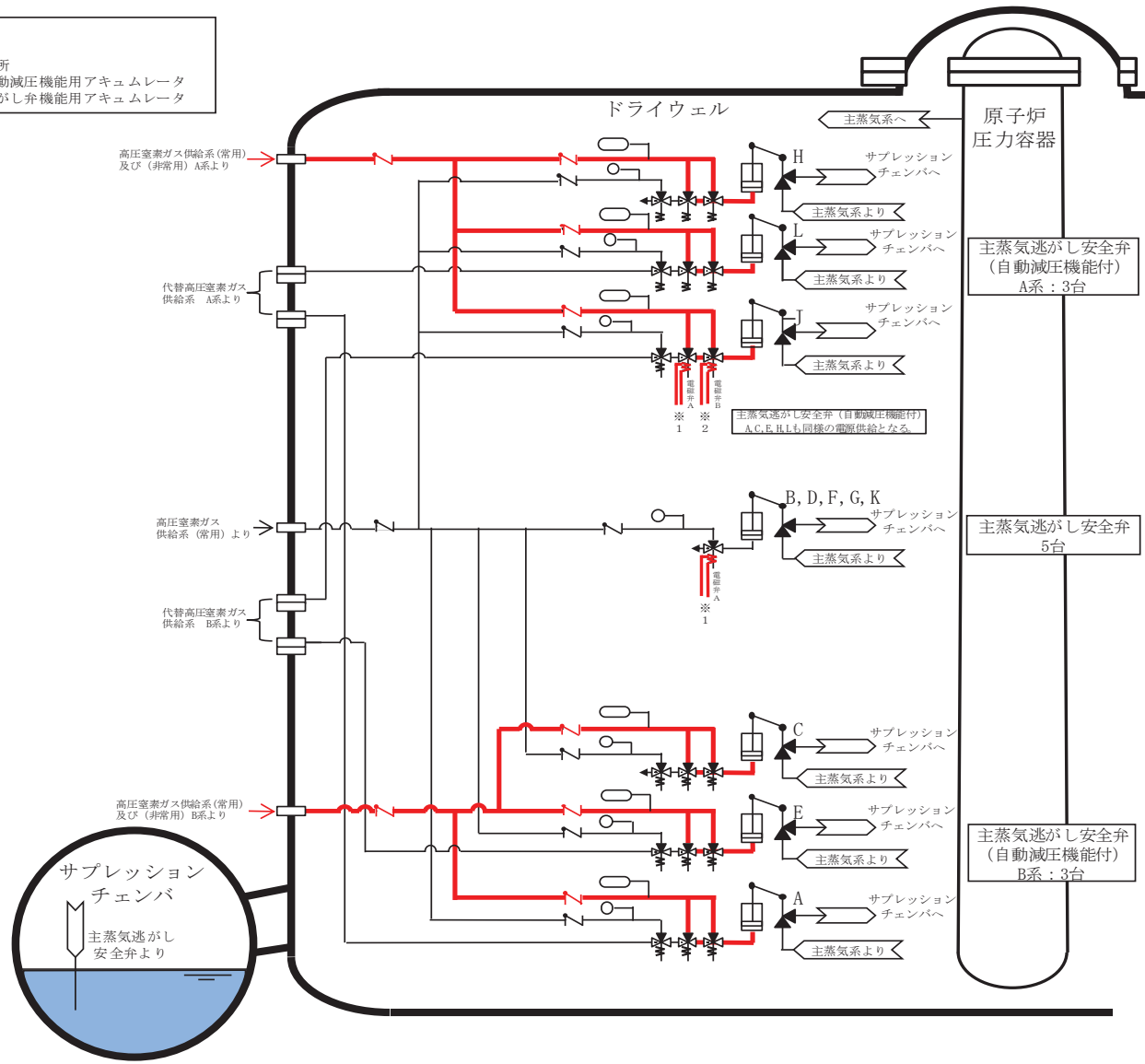
第 1.3.4 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「損傷炉心への注水」
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

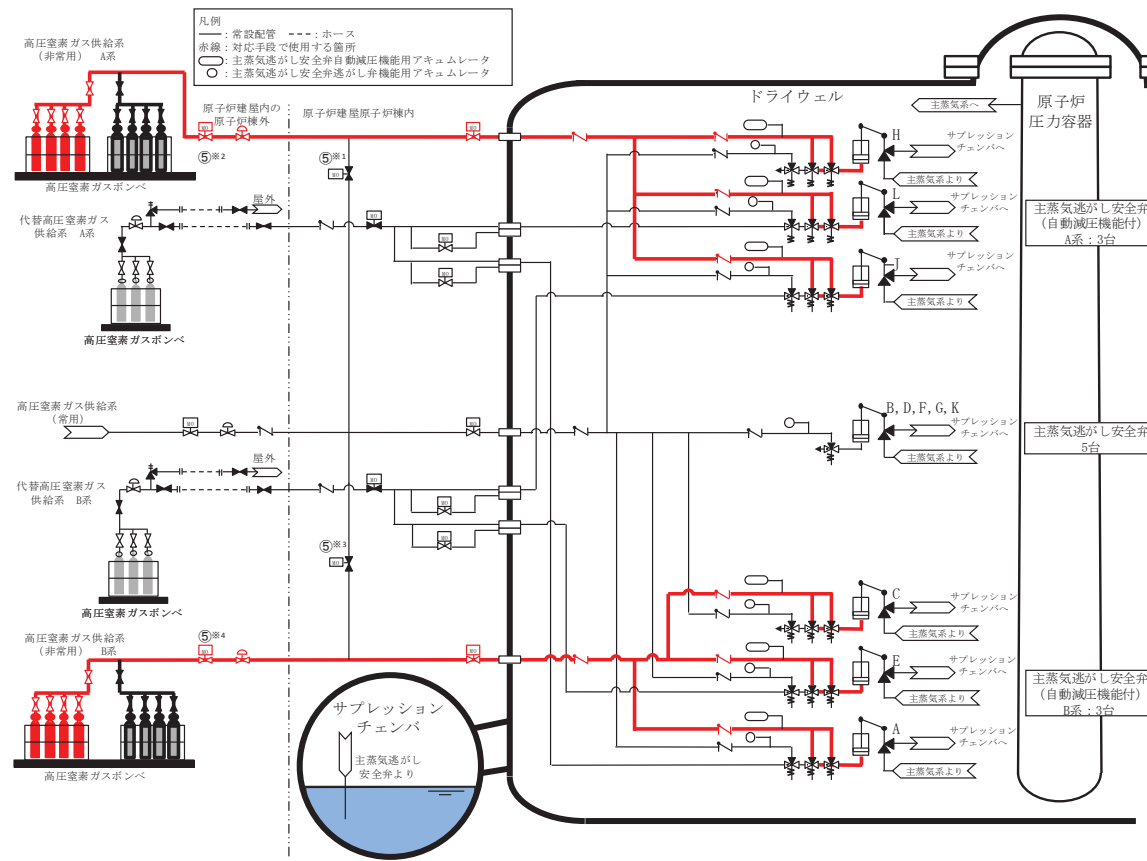


第 1.3.5 図 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁開放 概要図(1/3)

- 凡例
- : 常設配管
 - 赤線: 対応手段で使用する箇所
 - : 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ
 - : 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ



第 1.3.5 図 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁開放 概要図 (2/3)



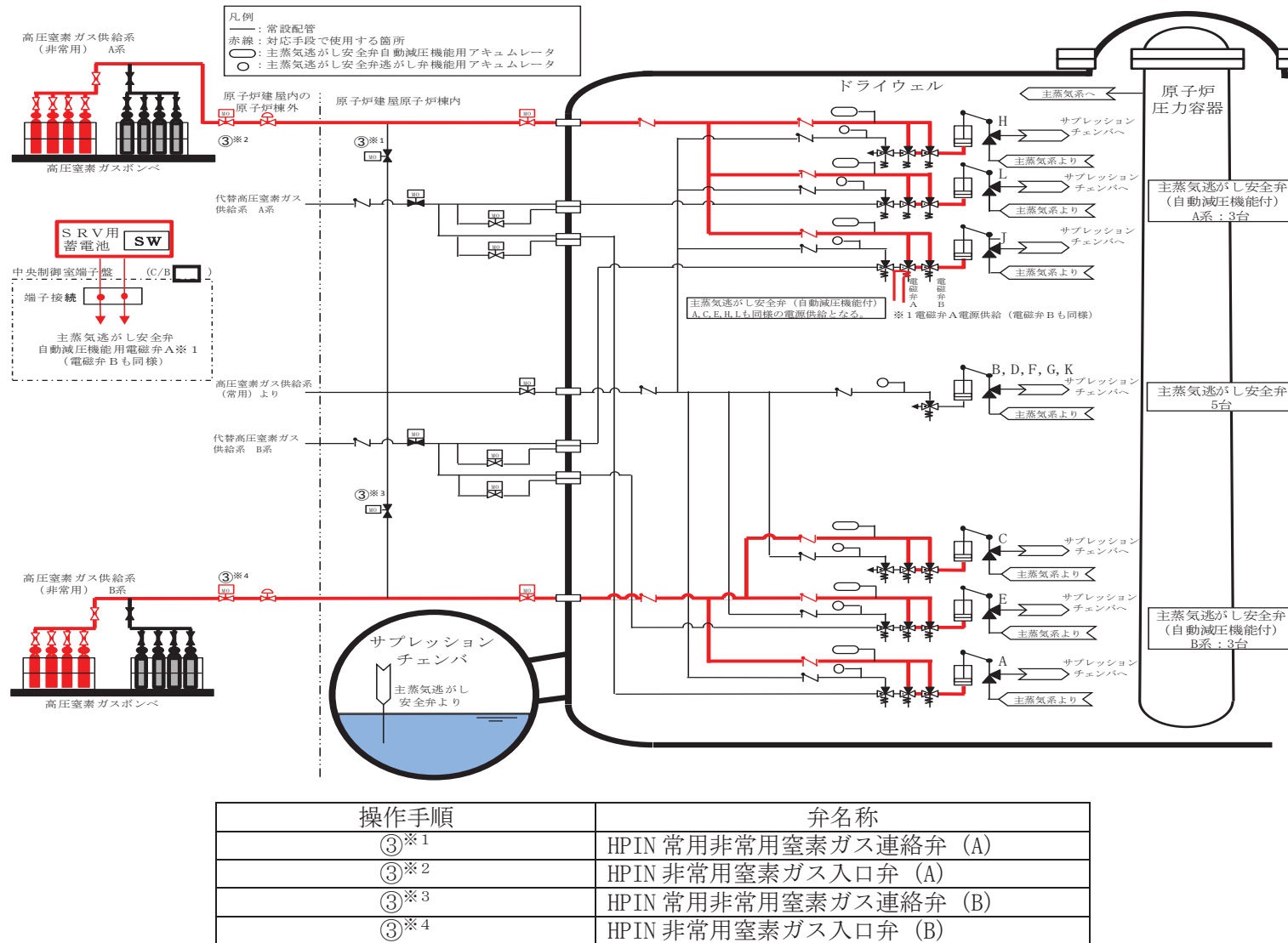
操作手順	弁名称
⑤※1	HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 (A)
⑤※2	HPIN 非常用窒素ガス入口弁 (A)
⑤※3	HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 (B)
⑤※4	HPIN 非常用窒素ガス入口弁 (B)

第 1.3.5 図 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁開放 概要図 (3/3)

		経過時間(分)																				備考		
		10m	20m	30m	40m	50m	60m	70m	80m	90m	100m	110m	120m	130m	140m	150m	160m	170m	180m	190m	200m			
手順の項目	要員(数)	約50分 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁開放																				操作手順		
可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁開放	中央制御室運転員A	1	0-10	受電切替え ^{※1}																			②③	
			50-60	減圧操作及び減圧確認 ^{※1}																			⑦⑧	
	現場運転員B, C	2	0-50	高圧窒素ガス供給系(非常用)系統構成 ^{※1}																			④⑤	

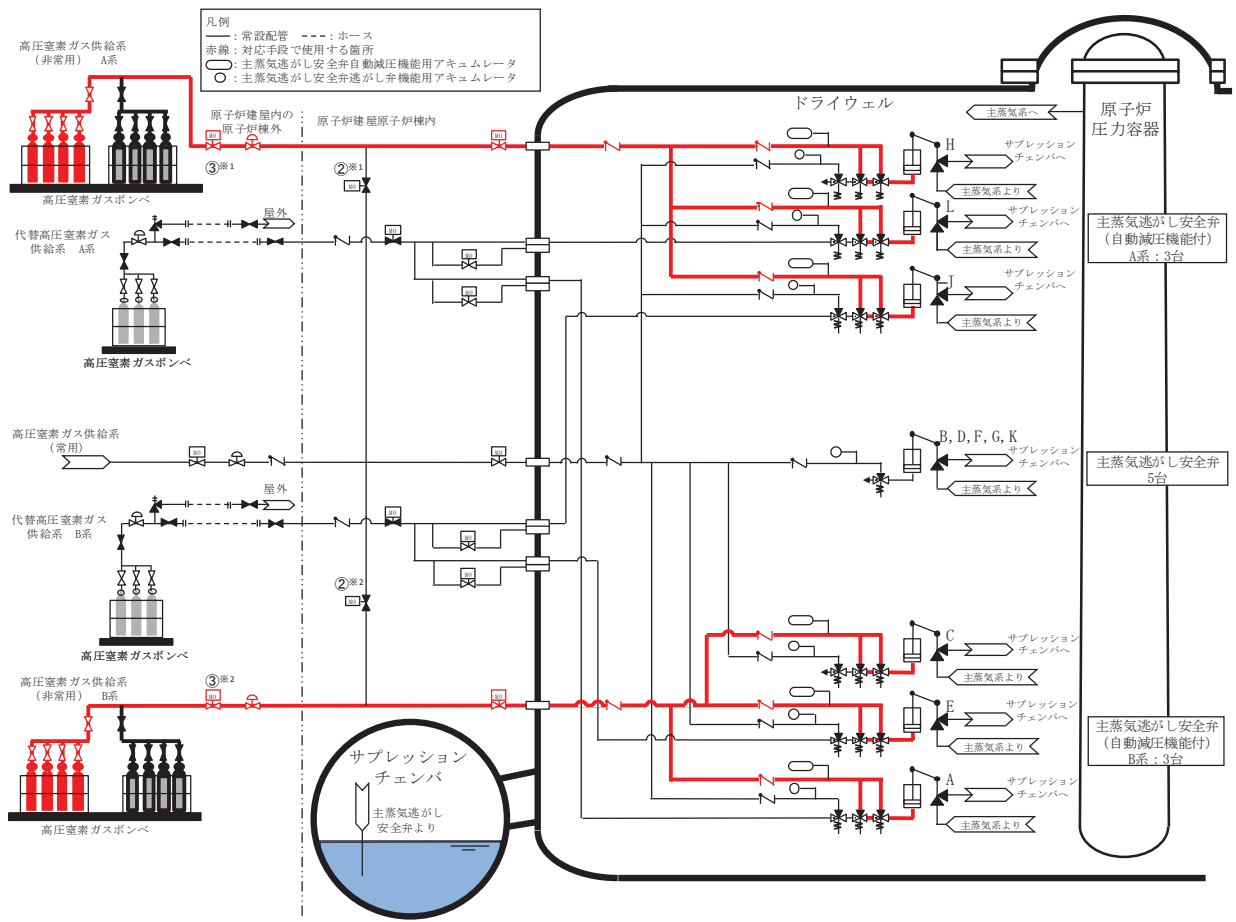
※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.3.6 図 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁開放 タイムチャート



第 1.3.7 図 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁開放 概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



操作手順	弁名称
②※1	HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 (A)
②※2	HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 (B)
③※1	HPIN 非常用窒素ガス入口弁 (A)
③※2	HPIN 非常用窒素ガス入口弁 (B)

第 1.3.9 図 高压窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保 概要図

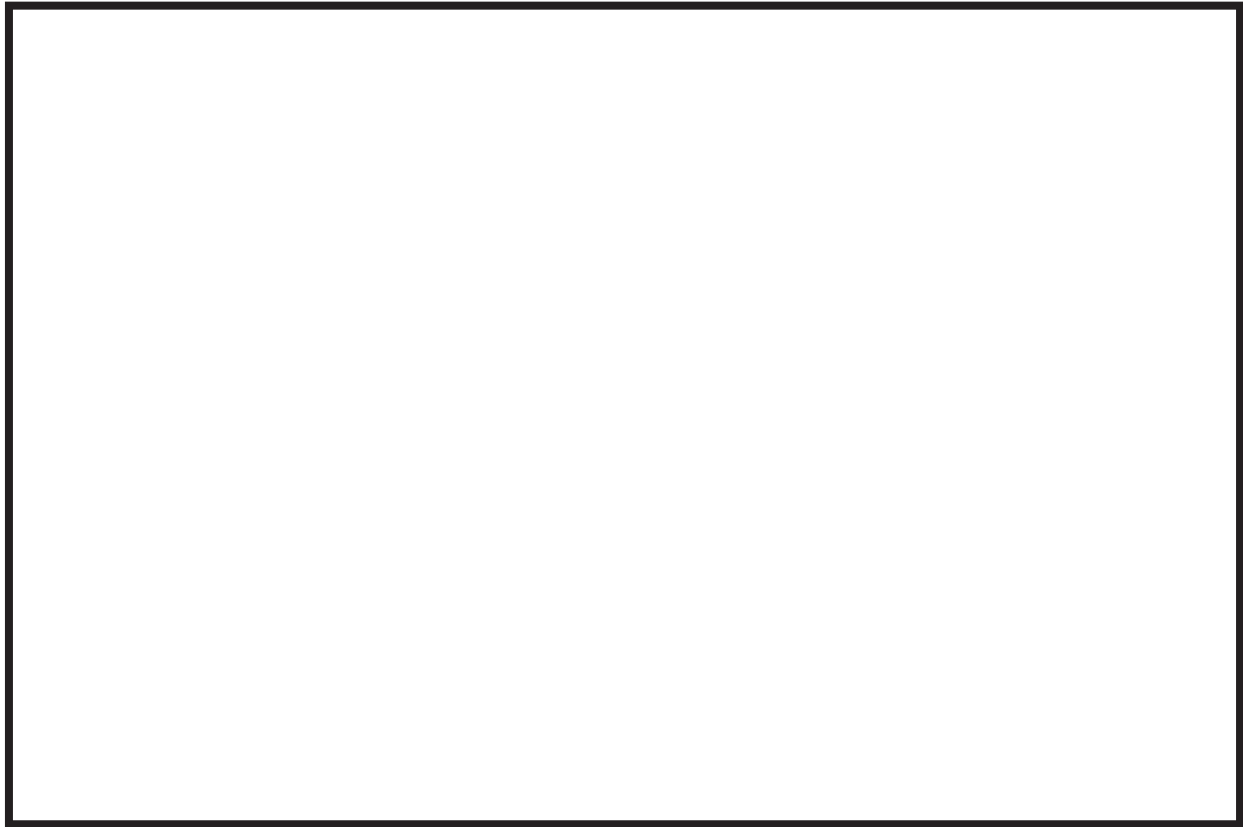
		経過時間(分)										備考		
		10	20	30	40	50	60	70						
手順の項目	要員(数)	25分 代替高压窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放操作開始 (原子炉減圧)										操作手順		
代替高压窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}			代替高压窒素ガス供給系による高压窒素ガス供給 ^{※2}							②③	
			移動及び系統構成 ^{※3}										⑥⑧	
	現場運転員B, C	2	減圧操作(適宜実施)										④⑤	

※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

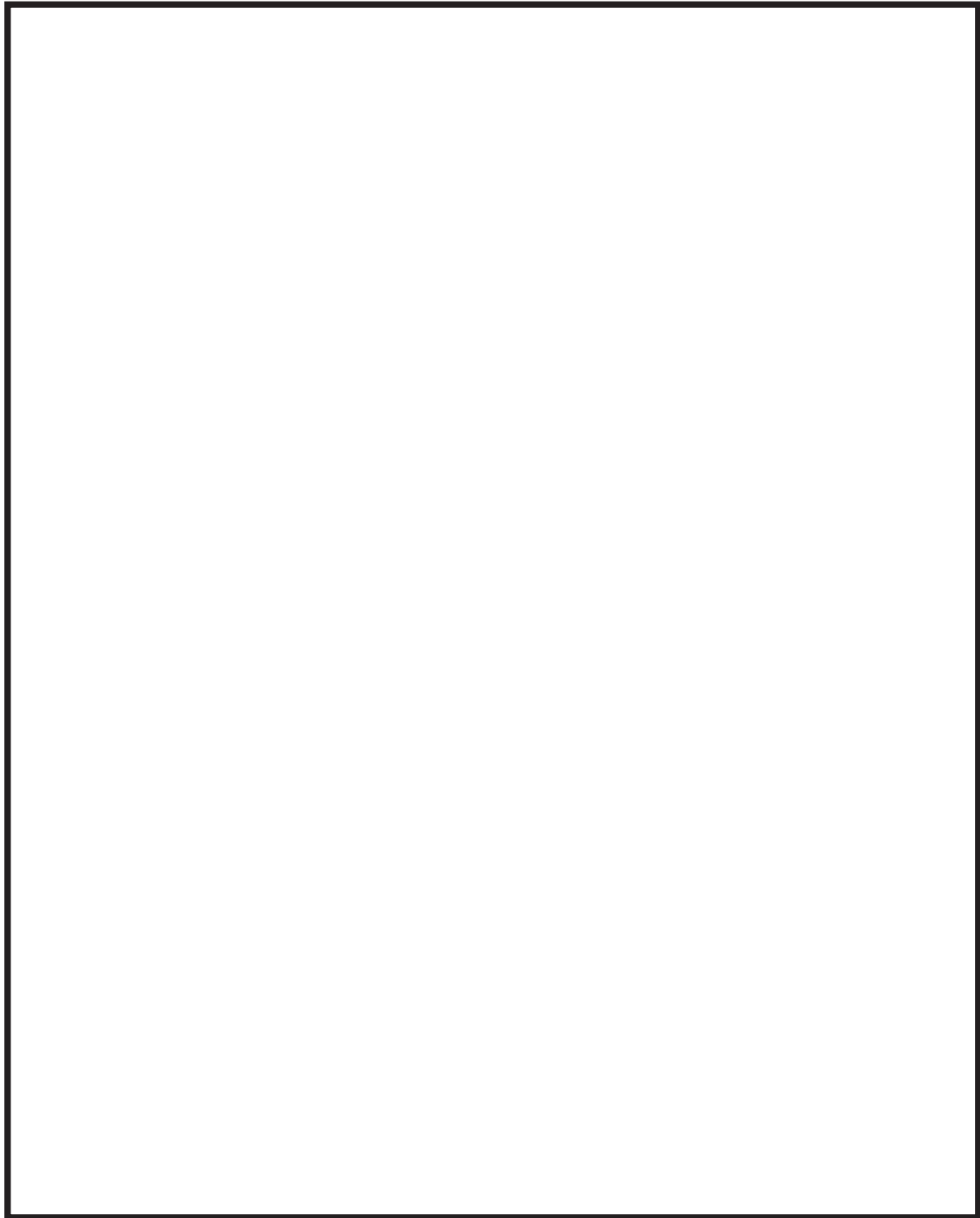
※3：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.3.12 図 代替高压窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放 タイムチャート



第 1.3.13 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「RC スクラム」における対応フロー

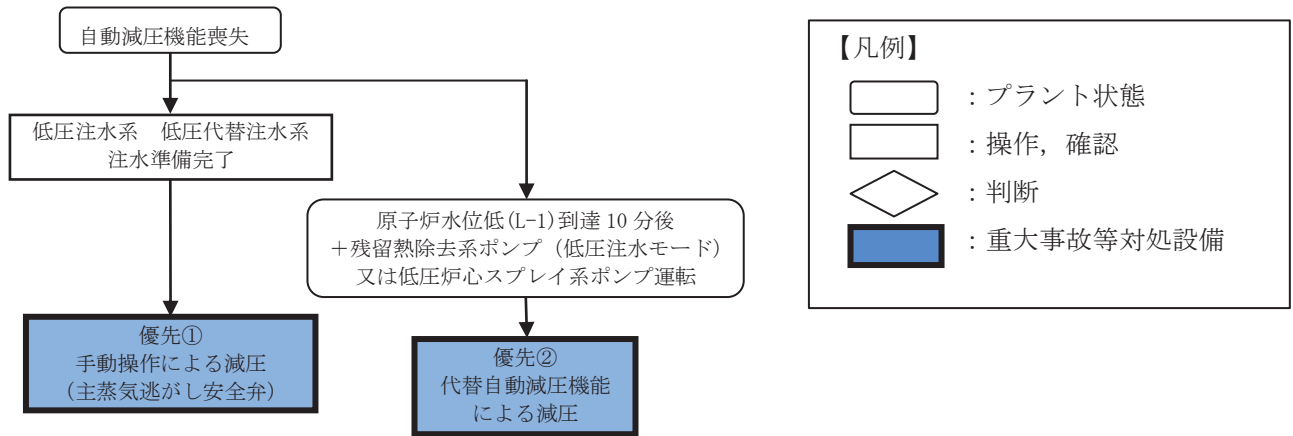
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.3.14 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「原子炉建屋制御」
における対応フロー

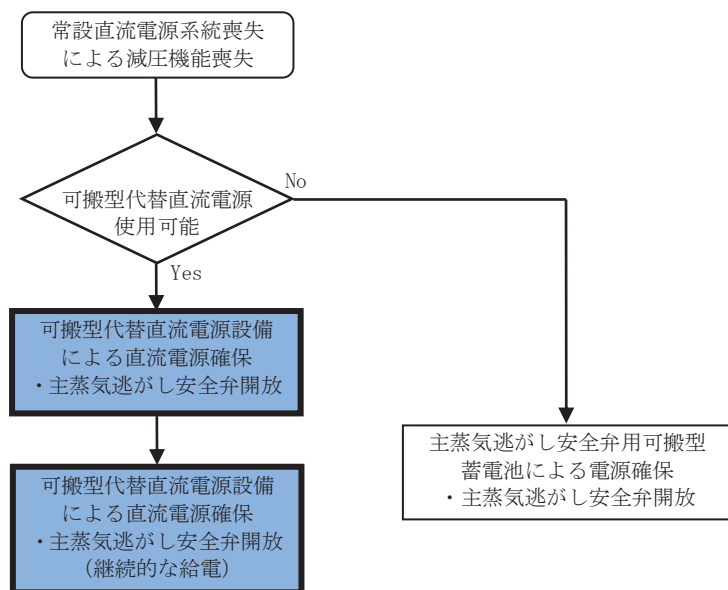
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(1) フロント系故障時の対応手段の選択

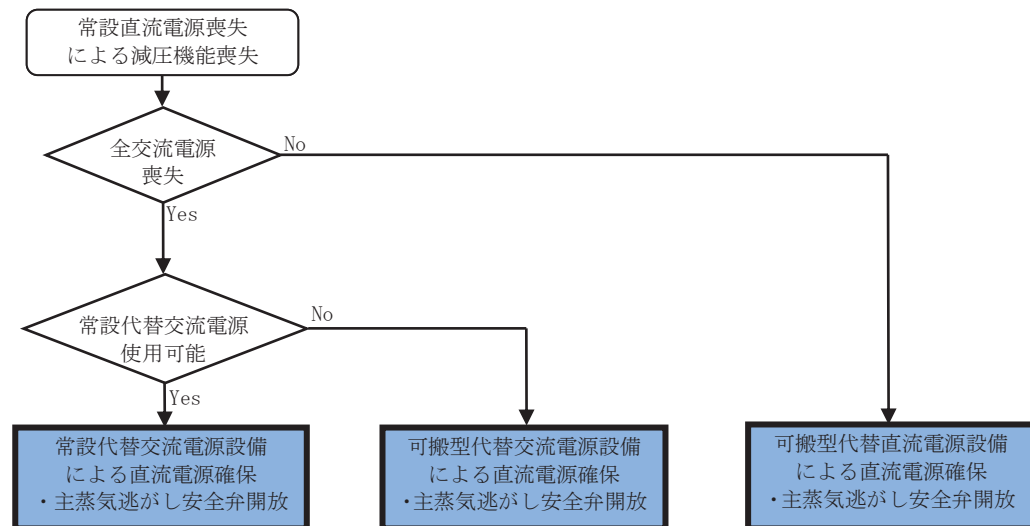


第 1. 3. 16 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)

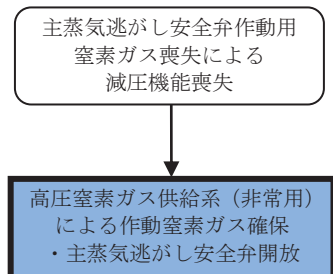
(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (1/4)



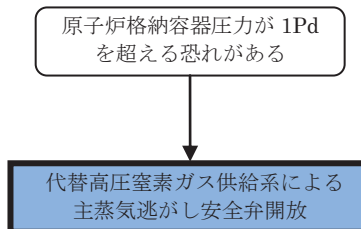
(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (2/4)



(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (3/4)



(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (4/4)



第 1.3.16 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（1/4）

技術的能力審査基準（1.3）	番号	設置許可基準規則（46条）	技術基準規則（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>	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) 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、逃がし安全弁を動作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、逃がし安全弁を動作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>(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））を動作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>(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））を動作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））を動作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>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を動作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>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を動作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、減圧用の弁を動作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>c) 減圧用の弁が動作可能な環境条件を明確にすること。</p>	④	<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動作すること。</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動作すること。</p>	⑪
<p>(2) 復旧 a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を動作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、加圧器逃がし弁を動作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>(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）を動作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			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/4）

■：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を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
減圧の自動化	代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能)	既設	① ⑦ ⑧	—	—	—	—	—	
	ATWS 緩和設備 (自動減圧系 作動阻止機能)	既設 新設							
	主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付 A, C, E, H, J, L の 6 個)	既設							
	主蒸気系 配管 (排気管含む)	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 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							
手動操作による減圧	主蒸気逃がし安全弁	既設	① ⑦	—	—	—	—	—	
	主蒸気系 配管 (排気管含む)	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能用 アキュムレータ	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設							
	所内常設蓄電式直流 電源設備	既設 新設							
	可搬型代替直流電源 設備	既設							
	常設型代替交流電源 設備	既設							
	可搬型代替交流電源 設備	既設							
主蒸気逃がし安全弁機能回復 可搬型代替直流電源設備による	可搬型代替直流電源 設備	新設	① ② ⑦ ⑨	主蒸気逃がし安全弁 可搬型蓄電池接続による 主蒸気逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁 用可搬型蓄電池	可搬	95 分	3 名	自主対策とする理由は本文参照
	主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付)	既設			主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付)	既設			
	主蒸気系 配管 (排気管含む)	既設			主蒸気系 配管 (排気管含む)	既設			
	主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設			主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設			
	—	—			—	—			

※ 1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順書」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3/4）

■：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を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
高圧窒素ガス (非常用)による 窒素ガス確保	高圧窒素ガスポンベ	既設	① ③ ⑦ ⑩	—	—	—	—	—	
	高圧窒素ガス供給系 配管・弁	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設							
	—	—							
主蒸気逃がし安全弁 の背圧対策	高圧窒素ガスポンベ	既設	① ④ ⑦ ⑪	—	—	—	—	—	
	ホース・弁	既設							
	代替高圧窒素ガス 供給系 配管・弁	既設							
	—	—							
代替直流電源設備 による復旧	可搬型代替直流電源 設備	新設	① ⑤ ⑦	代替直流電源設備 による復旧	125V 代替充電器盤用 電源車接続設備	常設 新設	※1	※1	自主対策 とする理 由は本文 参照
	可搬型代替交流電源 設備	新設			—	—			
	—	—			—	—			
代替交流電源設備 による復旧	常設代替交流電源 設備	新設	① ⑤ ⑦	—	—	—	—	—	
	可搬型代替交流電源 設備	新設							
	所内常設蓄電式直流 電源設備	既設 新設							
	—	—							

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順書」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/4）

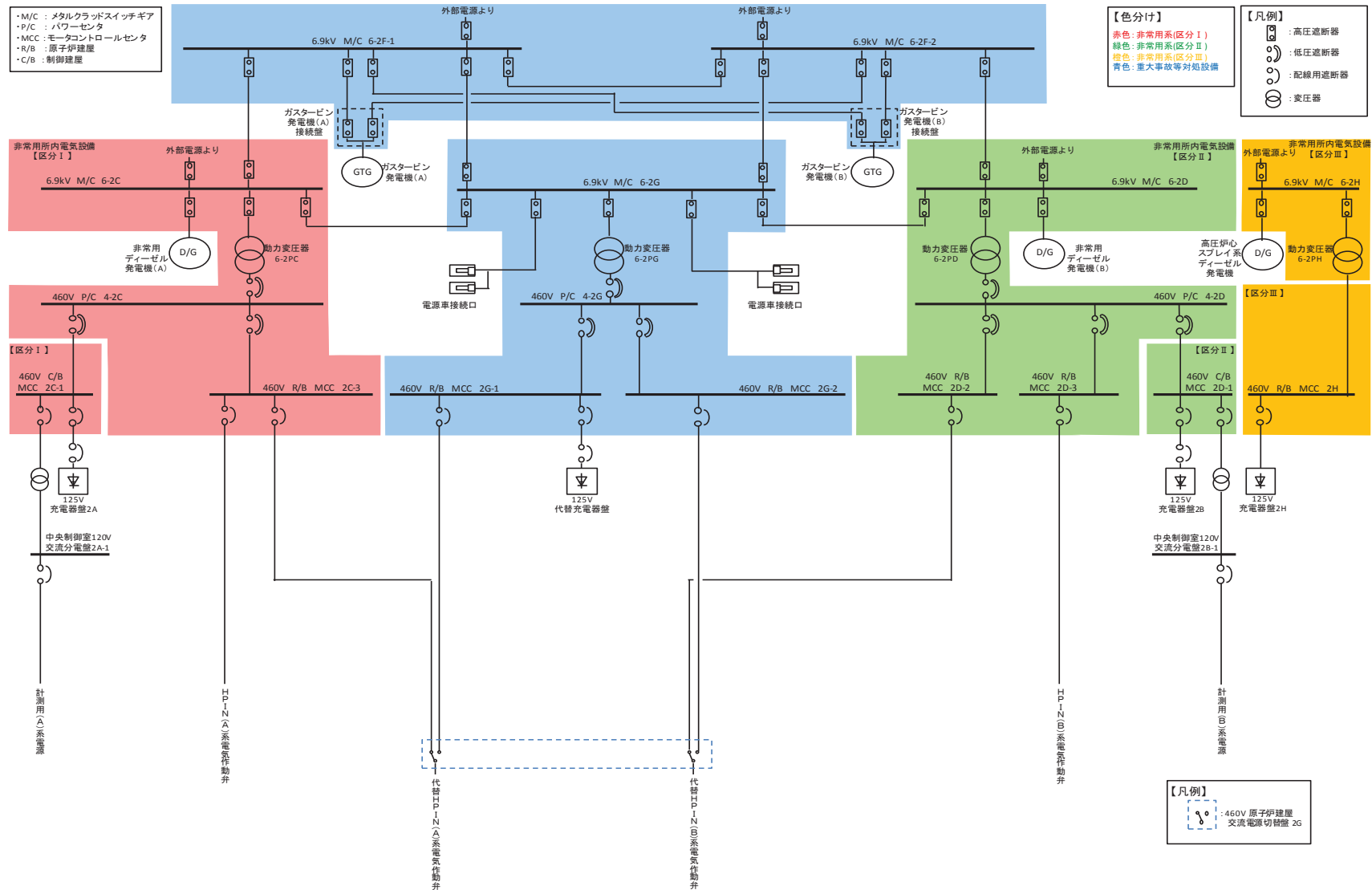
■：重大事故等対処設備

■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
高圧溶融物放出／格納容器 雰囲気直接加熱の防止	主蒸気逃がし安全弁	既設	① ⑦	—	—	—	—	—	
	主蒸気系 配管 (排気管含む)	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁用 アキュムレータ	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設							
(インターフェースシステムLOCA発生時) 発電用原子炉の減圧	主蒸気逃がし安全弁	既設	① ⑥ ⑦	—	—	—	—	—	
	主蒸気系 配管 (排気管含む)	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁用 アキュムレータ	既設							
	主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用 アキュムレータ	既設							
	—	—							
(インターフェースシステムLOCA発生時) 原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離	HPCS注入隔離弁	既設	① ⑥ ⑦	—	—	—	—	—	
	—	—							
原子炉建屋 原子炉建屋原子炉区域内の 圧力上昇抑制及び環境改善	原子炉建屋 ブローアウトパネル	既設	① ⑥ ⑦	—	—	—	—	—	
	—	—							

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順書」にて整備する。

対応手段として選定した設備の電源構成図

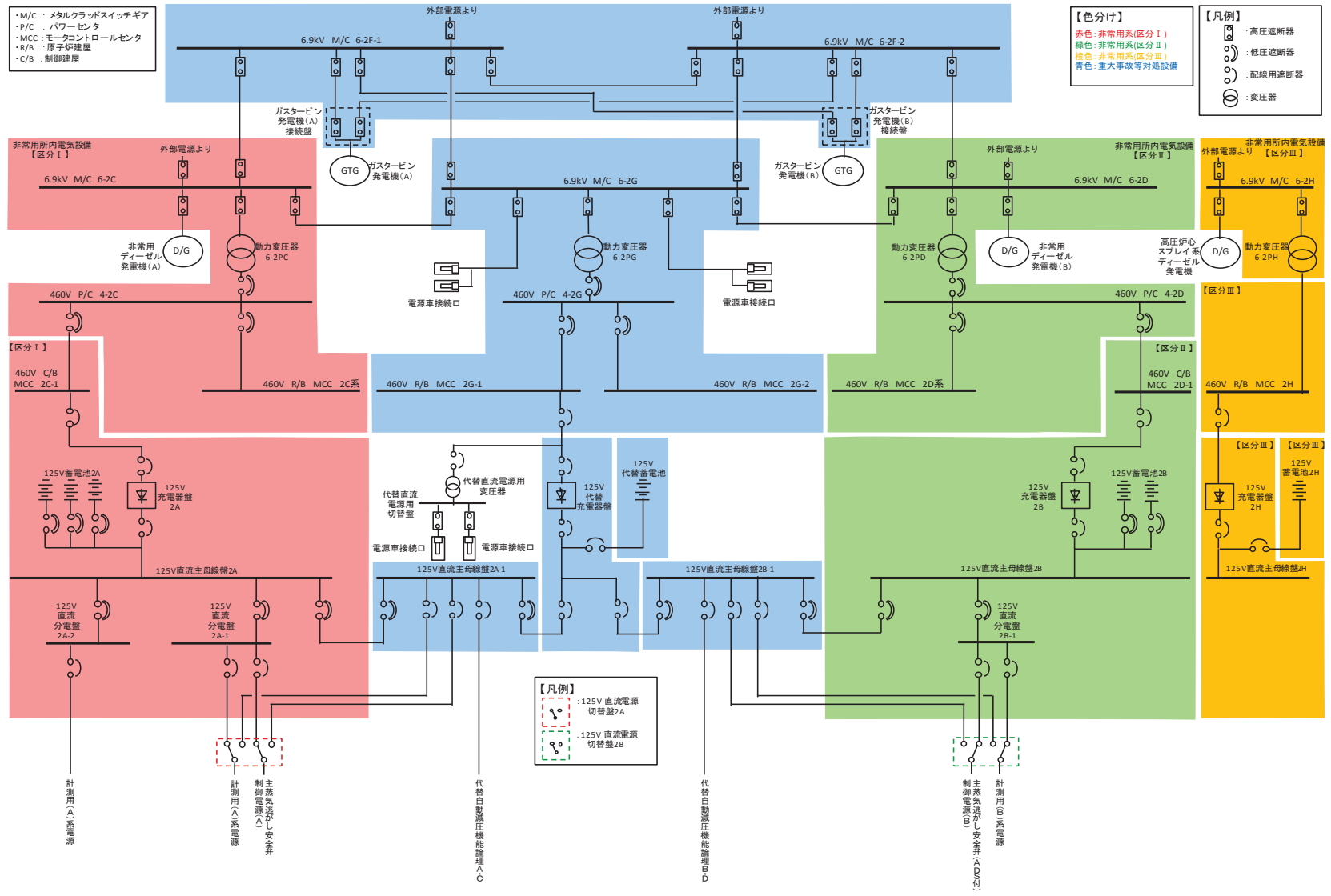


第1図 電源構成図 (交流電源)

- ・M/C : メタルラッドスイッチギア
- ・P/C : パワーセンタ
- ・MCC : モータコントロールセンタ
- ・R/B : 原子炉建屋
- ・C/B : 制御建屋

- 【色分け】
- 赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
 - 緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
 - 黄色: 非常用系(区分Ⅲ)
 - 青色: 重大事故等対応設備

- 【凡例】
- ⊞: 高圧遮断器
 - ⊞: 低圧遮断器
 - ⊞: 配線用遮断器
 - ⊞: 変圧器



- 【凡例】
- ⊞: 125V 直流電源切替盤2A
 - ⊞: 125V 直流電源切替盤2B

第2図 電源構成図 (直流電源)

重大事故等対策の成立性

1. 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放

a. 操作概要

常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁の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主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を開放して、発電用原子炉の減圧を実施する。なお、可搬型代替直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、125V 代替蓄電池にて主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な直流電源を確保する。

b. 作業場所

原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）（減圧状況の確認含む）開放に必要な要員数及び時間は以下のとおり。（可搬型代替直流電源設備に関する手順等については「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。）

必要要員数 : 2 名（現場運転員 2 名）

想定時間 : 50 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時にもアクセス可能である。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、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



系統構成

2. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放

a. 操作概要

常設直流電源及び代替直流電源の喪失により主蒸気逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、中央制御室端子盤へ主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の機能を回復させて主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を開放する。

b. 作業場所

制御建屋 (非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）（減圧状況の確認含む）開放に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名(現場運転員2名)

想定時間 : 95分(訓練実績等)

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから，建屋内常用照明消灯時にもアクセス可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の端子操作であり，容易に接続が実施可能である。

操作に必要な資機材は操作場所近傍に配備する。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保

(1) 高圧窒素ガス供給系（非常用）へのライン切替え

a. 操作概要

HPIN 常用系格納容器入口圧力低警報が発生し、主蒸気逃がし安全弁の駆動源を確保する必要がある場合において、電気作動弁の電源が確保できず中央制御室の操作スイッチにて窒素ガスの供給ラインを高圧窒素ガス供給系（非常用）側へ切り替えることができない場合、現場での弁の手動操作により窒素ガスの供給ラインを切替える。

b. 作業場所

原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)

c. 必要要員数及び操作時間

高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保のうち、高圧窒素ガス供給系（非常用）による供給のためのライン切替えに必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2 名 (現場運転員 2 名)

想定時間 : 50 分 (訓練実績等)

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、屋内常用照明消灯時にもアクセス可能である。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、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受信器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(2) 高圧窒素ガスボンベ（待機側）への切替え

a. 操作概要

発電用原子炉の減圧操作中及び減圧完了後の主蒸気逃がし安全弁開保持期間中に、主蒸気逃がし安全弁作動用の HPIN 窒素ガスボンベ出口圧力低警報が発生した場合、高圧窒素ガスボンベ（待機側）への切替えを実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 （原子炉建屋内の原子炉棟外）

c. 必要要員数及び操作時間

高圧窒素ガスボンベによる主蒸気逃がし安全弁駆動源確保のうち、高圧窒素ガスボンベ（待機側）への切替えに必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（現場運転員2名）

想定時間 : 35分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時にもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常のボンベ切替え操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



系統構成



高圧窒素ガスボンベ



ポンベ切替え

4. 代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放

a. 操作概要

代替高圧窒素ガス供給系より主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）用電磁弁の排気ポートへ作動窒素ガスを供給することで主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を開放し、発電用原子炉の減圧を実施する

b. 作業場所

原子炉建屋 （原子炉建屋内の原子炉棟外）

c. 必要要員数及び操作時間

代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2 名（現場運転員 2 名）

想定時間 : 20 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから，建屋内常用照明消灯時にもアクセス可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：設備設置工事のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

5. インターフェイスシステム LOCA 発生時の漏えい停止操作（高圧炉心スプレイ系の場合）

(1) 高圧炉心スプレイ系の現場隔離操作

a. 操作概要

インターフェイスシステム LOCA 発生時は、原子炉格納容器外への漏えいを停止するための破断箇所の隔離が必要となる。破断箇所の特定又は隔離ができない場合は、主蒸気逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧し、原子炉建屋への原子炉冷却材の漏えいを抑制する。その後は発電用原子炉を冷温停止状態に移行させ、破断箇所の隔離操作を行う。

b. 作業場所

原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）

c. 必要要員数及び操作時間

インターフェイスシステム LOCA 発生時の高圧炉心スプレイ系からの漏えい停止操作のうち移動、防護具装着、原子炉建屋内における隔離操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2 名（現場運転員 2 名）

想定時間 : 70 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：現場環境が改善された状態での操作であり、自給式呼吸器及び耐熱服を確実に装着することにより事故環境下においても作業可能である。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、建屋内常用照明消灯時にもアクセス可能である。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、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室へ連絡することが可能である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



HPCS 注入隔離弁



耐熱服 (イメージ)



自給式呼吸器

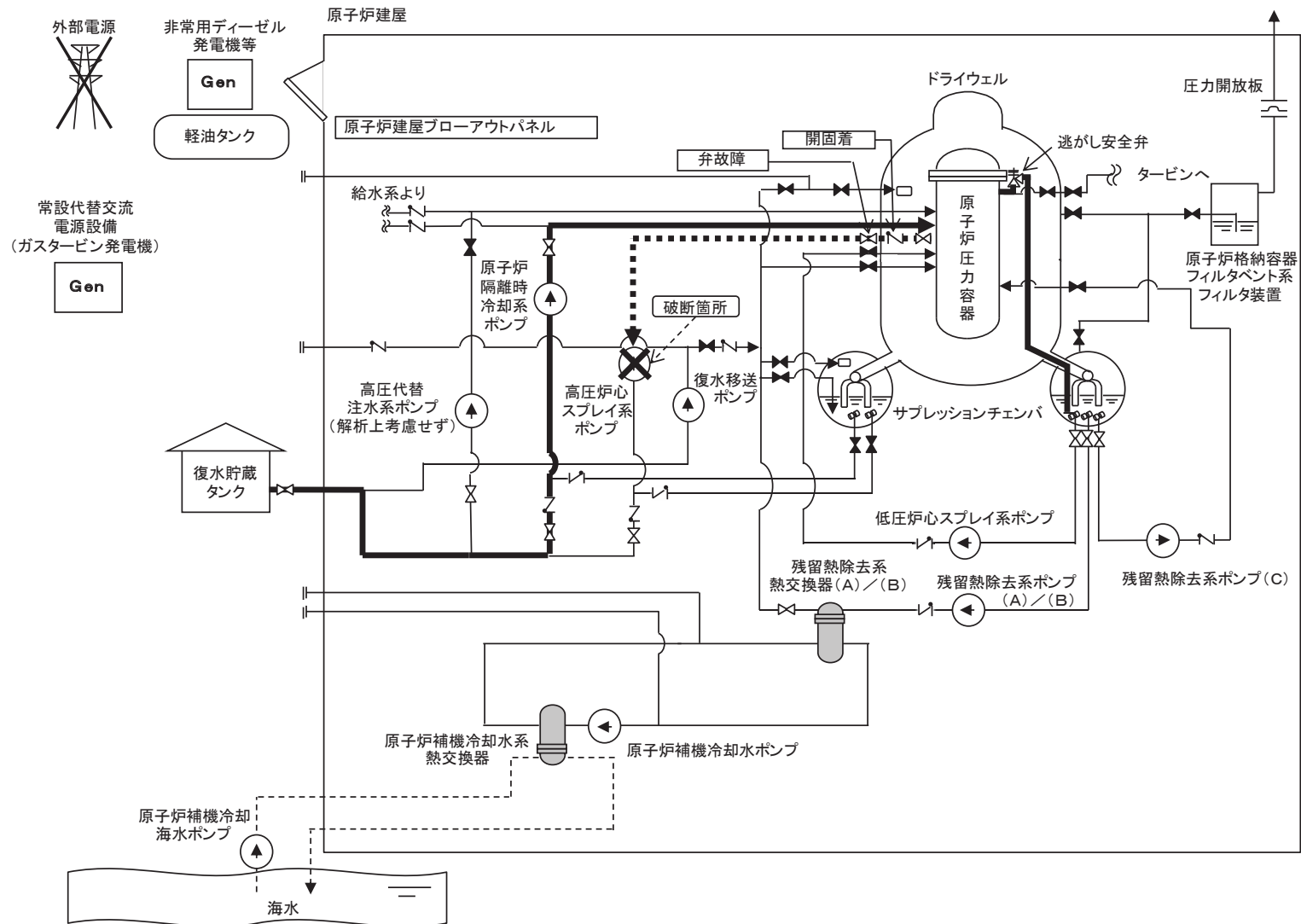


図1 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) 時の重大事故等対策の概要図 (1/3)
(原子炉注水)

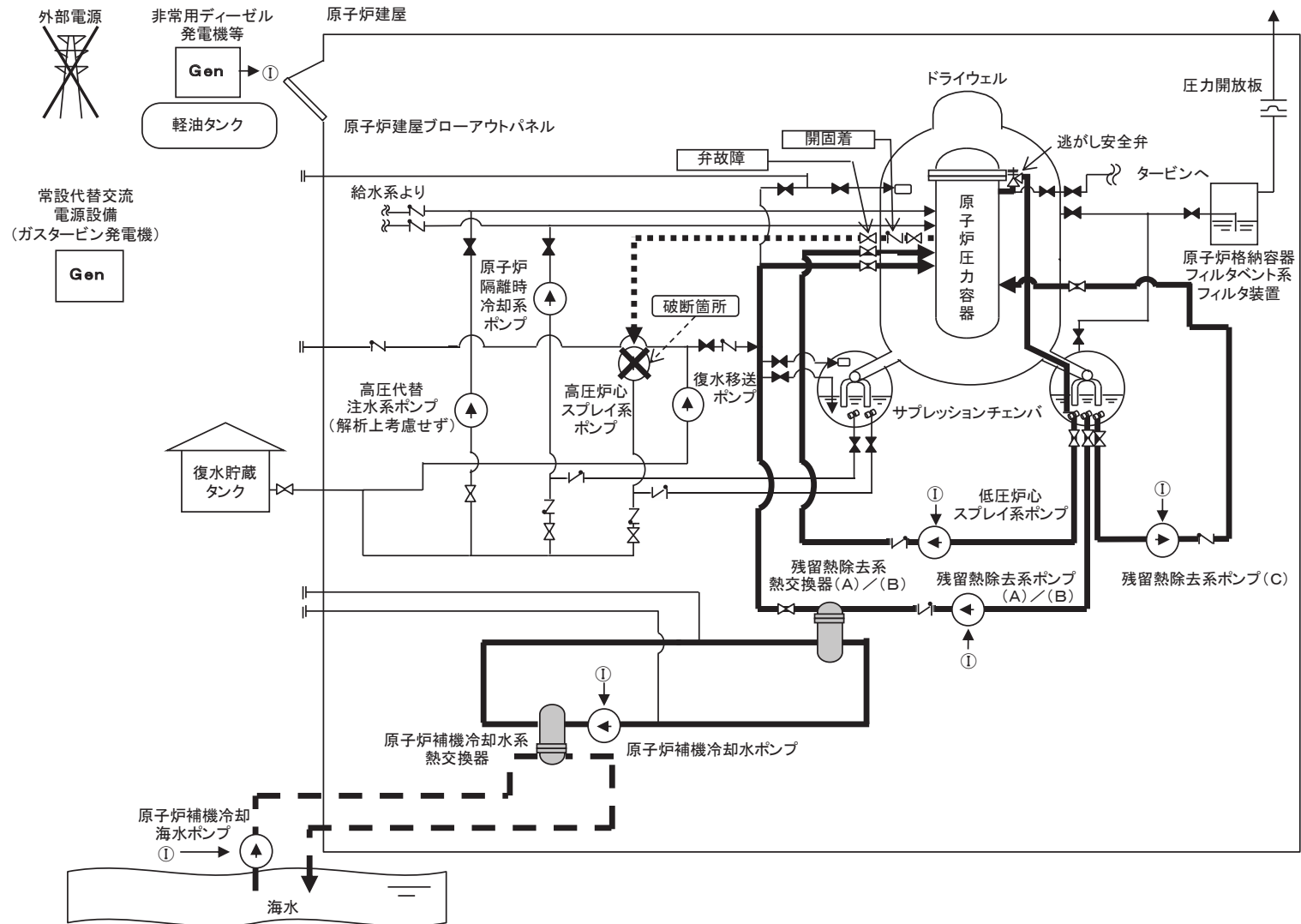


図2 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) 時の重大事故等対策の概要図 (2/3)
(原子炉急速減圧及び原子炉注水)

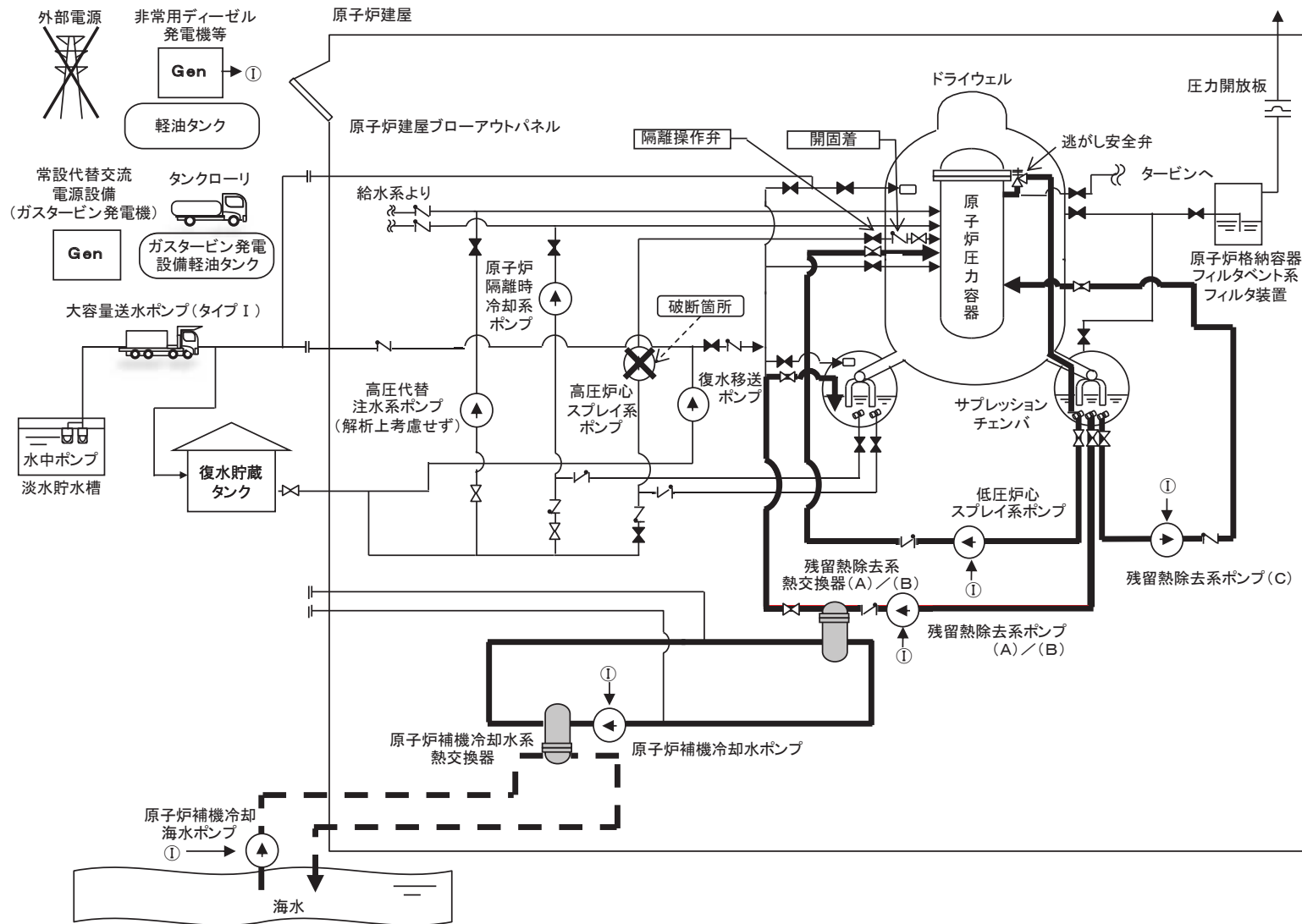


図4 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）時の重大事故等対策の概要図（3/3）
（原子炉注水，格納容器除熱及び原子炉冷却）

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

インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断箇所は、運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち、機能喪失による影響を踏まえ高圧炉心スプレイ系の吸込配管としている。ここでは、高圧炉心スプレイ系の低圧設計部となっている配管、弁及び計装設備の耐圧バウンダリとなる箇所に対して、各構造の実耐力を踏まえた評価を行い、破断面積の評価及びインターフェイスシステム LOCA 発生時の現場環境への影響について評価する。

1. インターフェイスシステム LOCA における破断面積の設定

高圧炉心スプレイ系の電動弁開閉試験にて、原子炉注入配管の逆止弁が故障により開固着し、原子炉注入電動弁が誤操作又は誤動作した場合、高圧炉心スプレイ系の低圧設計のポンプ吸込配管の過圧を想定しても、その漏えい面積は 25cm^2 を超えることはない。

そこで、インターフェイスシステム LOCA における漏えい面積は、保守的な想定とはなるが原子炉注入配管の逆止弁のシート部のリーク面積を参考に、保守的に 35cm^2 を想定した。

2. 現場の想定

(1) 評価の想定と事故進展解析

今回想定する漏えい面積 (35cm^2) によりインターフェイスシステム LOCA が発生した場合の現場環境（原子炉建屋内）について、評価を行った。評価条件を表 1 に示す。また、評価に使用する原子炉建屋のノード分割モデルを図 1 に示す。事象進展解析（MAAP）の実施に際して主要な仮定を以下に示す。

前提条件：

外部電源なし、給水流量の全喪失、インターフェイスシステム LOCA 時漏えい面積 35cm^2 、原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水

事象進展：

弁誤開又はサーベランス時における全開誤操作（連続開）（この時、注入配管の逆止弁も同時に機能喪失）

- ・状況判断の開始（弁の開閉状態確認、漏えい検出、HPCS ポンプ入口/出口圧力、エリアモニタ指示値上昇）

事象発生直後：

原子炉自動スクラム

約 15 秒後：

原子炉隔離時冷却系自動起動

約 30 分後：

原子炉急速減圧及び残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水

約 5 時間後：

インターフェイスシステム LOCA 発生箇所隔離

(2) 評価の結果

a. 温度・湿度・圧力の想定

主要なパラメータの時間変化を図 2 から図 4 に示す。

原子炉建屋内の温度は、事故発生直後は上昇するものの 30 分後に原子炉減圧実施後は低下する。また、弁隔離操作のためにアクセスする [] の温度も同様に、原子炉減圧実施後に低下した後、事象発生 4 時間後には約 44°C 程度で推移する。湿度については、破断箇所からの漏えいが継続するため高い値で維持されるものの、原子炉減圧及び破断箇所隔離操作を実施することで、約 10 時間後以降低下する傾向にある。圧力については、破断直後に上昇するものの原子炉建屋ブローアウトパネルが開放され、その後は大気圧相当となる。

b. 冷却材漏えいによる影響

インターフェイスシステム LOCA に伴う原子炉建屋内への原子炉内からの漏えい量は、隔離される事象発生 5 時間後で約 450m³ あり、隔離操作のより早期の実施や原子炉水位を漏えい配管の高さ付近で維持することでさらに漏えい量を少なくすることができる。

また、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については、各ポンプ室の境界に水密扉を設置する等により区画化されているため、冷却材漏えいによる溢水の影響は受けない。

(3) 現場の線量率の想定について

a. 評価の想定

原子炉格納容器バウンダリが喪失することで、原子炉圧力容器から直接的に放射性物質が原子炉建屋原子炉区域内に放出される。

漏えいした冷却材中から気相へと移行され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現場の線量率について評価した。

[] 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

評価上考慮する核種は設計基準事故と同じものを想定し(詳細は表2参照), 全希ガス漏えい率 (f 値) については, 運転実績を踏まえ, 設計基準事故時の線量評価に用いる f 値の 10 分の 1 とした値 ($3.7 \times 10^8 \text{Bq/s}$) を適用する。

なお, 冷却材中に存在する放射性物質量は, 追加放出量の数%程度であり大きな影響はない。また, 現場作業時の内部被ばくによる影響は, 防護具(自給式呼吸器)を装備することにより低減できることから, ここでは外部被ばくのみを評価対象とした。

b. 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。

$$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma}}{V_{RB}} \cdot E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$$

ここで、

D : 放射線量率 (Gy/h)

Q_{γ} : 原子炉建屋原子炉区域内放射エネルギー (Bq)

V_{RB} : 原子炉建屋原子炉区域内気相部容積 [$115,000 \text{m}^3$]

E_{γ} : γ 線エネルギー (0.5MeV/dis)

μ : 空気に対する γ 線エネルギー吸収係数 [$3.9 \times 10^{-3}/\text{m}$]

R : 評価対象部屋の空間容積と等価な半球の半径 (m)

$$R = \sqrt{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}$$

V_R : 評価対象エリア 気相部容積 [$5,100 \text{m}^3$]

c. 評価の結果

評価結果を図5に示す。外部被ばくは最大でも 9mSv/h 程度であり, 時間減衰によってその線量率も低下するため, 線量率の上昇が現場操作や期待している機器の機能維持を妨げることはない。

なお, 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が原子炉建屋ブローアウトパネルを通じて環境へ放出されるが, 原子炉建屋ブローアウトパネルは中央制御室の外気取入口の反対側に設置されており, 中央制御室に大量の放射性物質が取り込まれることはないと考えられる(図6)。さらに, これらの事故時においては原子炉建屋原子炉棟排気放射能高信号により中央制御室換気空調系が隔離運転モードとなるため, 中央制御室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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3. 現場の隔離操作

現場での高圧炉心スプレイ系隔離弁の隔離操作が必要となった場合、運転員は床漏えい検出器やサンプポンプの起動頻度増加等により現場状態を把握するとともに、換気空調系による換気や破断箇所からの蒸気の漏えいの低減（原子炉減圧や原子炉停止時冷却（実施可能な際において））等を行うことで現場環境の改善を行う。

現場の温度は、4時間程度で約44℃程度まで低下することから現場での隔離操作を実施する。

現場での隔離操作は約44℃から開始しているが、この作業環境における隔離操作（約35分）は、人身安全確保^{*}の観点からも実施可能である。

なお、現場での隔離操作時には保護具（耐熱服）を着用することとしており、温度による影響は緩和される。

※ 想定している作業環境（約44℃）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））

4. まとめ

2. 及び3. で示した評価結果より、インターフェイスシステム LOCA 発生による現場の温度上昇は小さく（4時間程度で約44℃程度）、また、現場線量率についても9mSv/h程度であることから現場操作の妨げとならず、また設備の機能も維持される。

なお、他の系統において漏えいが生じた場合においても、現場の温度上昇及び現場線量率は本評価結果と同程度になると考えられ、現場操作にて隔離が可能である。

表1 インターフェイスシステム LOCA 時における温度・湿度・圧力の評価条件

項目	内容	根拠
外部電源	外部電源なし	保守的条件とするための解析上の仮定
漏えい箇所		漏えいを想定した高圧炉心スプレイ系の低圧設計部（ポンプ、計装設備やフランジ部等）の設置場所
漏えい面積	高圧炉心スプレイ系ポンプ： 35cm ²	実耐力を踏まえた評価を行った結果、25cm ² を超えないことを確認しているが、保守的に約 35cm ² とする
事故シナリオ	インターフェイスシステム LOCA 発生と同時に給水流量の全喪失が発生し、原子炉水位が原子炉水位低（レベル 3）到達後、自動スクラム	インターフェイスシステム LOCA の発生と同時に、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCA を除く。）のうち、水位の低下が厳しい事象である給水流量の全喪失が発生することを想定
	原子炉水位が原子炉水位低（レベル 2）に到達する事象発生約 15 秒後、原子炉隔離時冷却系自動起動	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定
	事象発生 30 分後に急速減圧（逃がし安全弁 2 個）	中央制御室における破断箇所の隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間に余裕時間を考慮し、設定
	事象発生 45 分後に残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による格納容器除熱	減圧実施によるサブプレッションプール水温上昇を抑えるための操作を想定
	事象発生約 5 時間後にインターフェイスシステム LOCA 発生箇所隔離	運転員の現場移動時間及び操作時間等を踏まえて設定
原子炉建屋への流出経路条件	原子炉格納容器及び原子炉建屋からの漏えいなし	保守的に考慮しない
評価コード	MAAP4	—
原子炉建屋モデル	分割モデル	現実的な伝搬経路を想定
原子炉建屋壁からの放熱	考慮しない	保守的に考慮しない
建屋内ヒートシンク	アクセスルートに対してのみ、天井、床及び壁のコンクリートについて考慮 機器及びその他の区画については考慮せず	アクセスルートについては、温度を現実的な評価とするために、天井、床及び壁について現実的に設定

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

項目	内容	根拠
原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル3）	インターロック設定値
主蒸気隔離弁	原子炉水位低（レベル2）	インターロック設定値
原子炉隔離時冷却系の水源	復水貯蔵タンク	原子炉隔離時冷却系の第一水源
復水貯蔵タンクの水温	40℃	復水貯蔵タンク水温の実績（月平均値）を踏まえて設定
原子炉建屋ブローアウトパネル開放圧力	4.4kPa[gage]	原子炉建屋ブローアウトパネル設定値

表2 インターフェイスシステム LOCA 時の追加放出量

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)	原子炉建屋への放出量 (γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値) (Bq)
I-131	2.84	8.60×10 ⁻²	0.381	3.70×10 ¹²	約 2.81×10 ¹²
I-132	4.21	7.30	2.253	約 5.48×10 ¹²	約 2.12×10 ¹³
I-133	6.77	8.00×10 ⁻¹	0.608	約 8.82×10 ¹²	約 1.05×10 ¹³
I-134	7.61	1.90×10 ¹	2.750	約 9.91×10 ¹²	約 3.67×10 ¹³
I-135	6.41	2.52	1.645	約 8.35×10 ¹²	約 2.61×10 ¹³
Br-83	0.53	6.96	0.0075	約 6.90×10 ¹¹	約 8.96×10 ⁹
Br-84	0.97	3.14×10 ¹	1.742	約 1.26×10 ¹²	約 2.29×10 ¹²
Mo-99	6.13	2.49×10 ⁻¹	0.16	約 7.99×10 ¹²	約 2.54×10 ¹²
Tc-99m	5.40	2.76	0.13	約 7.04×10 ¹²	約 1.73×10 ¹²
ハロゲン等合計	—	—	—	約 5.32×10 ¹³	約 1.04×10 ¹⁴
Kr-83m	0.53	9.09	0.0025	約 1.38×10 ¹²	約 5.71×10 ⁹
Kr-85m	1.31	3.71	0.159	約 3.41×10 ¹²	約 1.00×10 ¹²
Kr-85	0.29	1.77×10 ⁻⁴	0.0022	約 2.25×10 ¹¹	約 9.91×10 ⁸
Kr-87	2.54	1.31×10 ¹	0.793	約 6.62×10 ¹²	約 7.99×10 ¹²
Kr-88	3.58	5.94	1.950	約 9.33×10 ¹²	約 3.21×10 ¹³
Xe-131m	0.04	5.82×10 ⁻²	0.020	約 1.04×10 ¹¹	約 4.16×10 ⁹
Xe-133m	0.19	3.08×10 ⁻¹	0.042	約 4.95×10 ¹¹	約 4.13×10 ¹⁰
Xe-133	6.77	1.31×10 ⁻¹	0.045	約 1.76×10 ¹³	約 1.58×10 ¹²
Xe-135m	1.06	6.38×10 ¹	0.432	約 2.76×10 ¹²	約 6.32×10 ¹¹
Xe-135	6.63	1.83	0.250	約 1.73×10 ¹³	約 8.31×10 ¹²
Xe-138	6.28	7.04×10 ¹	1.183	約 1.64×10 ¹³	約 8.92×10 ¹²
希ガス 合計	—	—	—	約 7.56×10 ¹³	約 6.06×10 ¹³
ハロゲン等+希ガス 合計	—	—	—	約 1.29×10 ¹⁴	約 1.65×10 ¹⁴

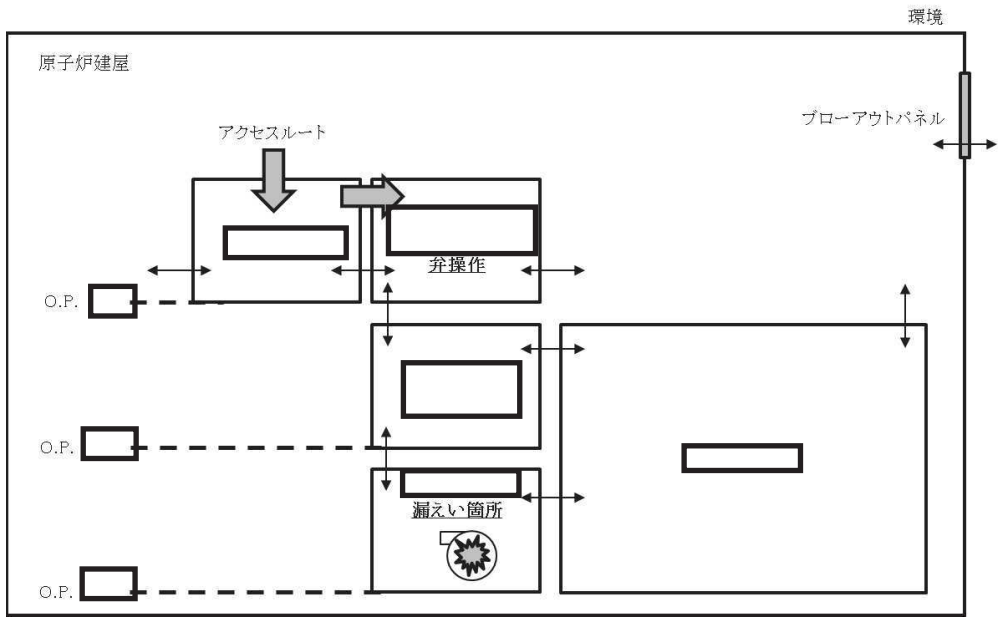


図1 インターフェイスシステム LOCA における原子炉建屋ノード分割モデル

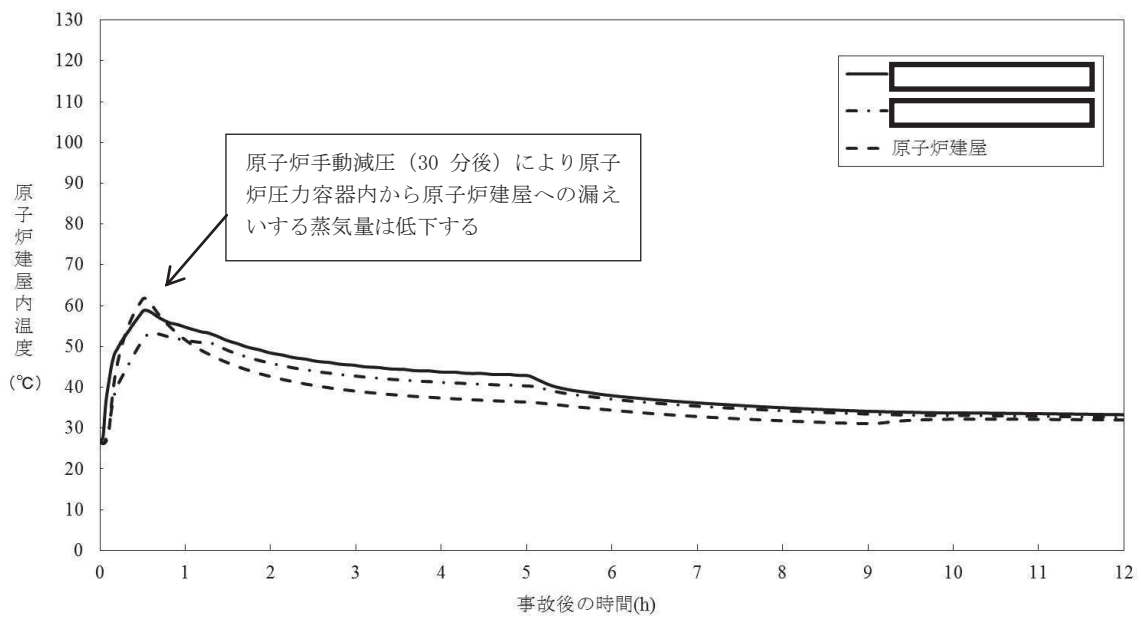


図2 原子炉建屋内の温度の時間変化 (インターフェイスシステム LOCA)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

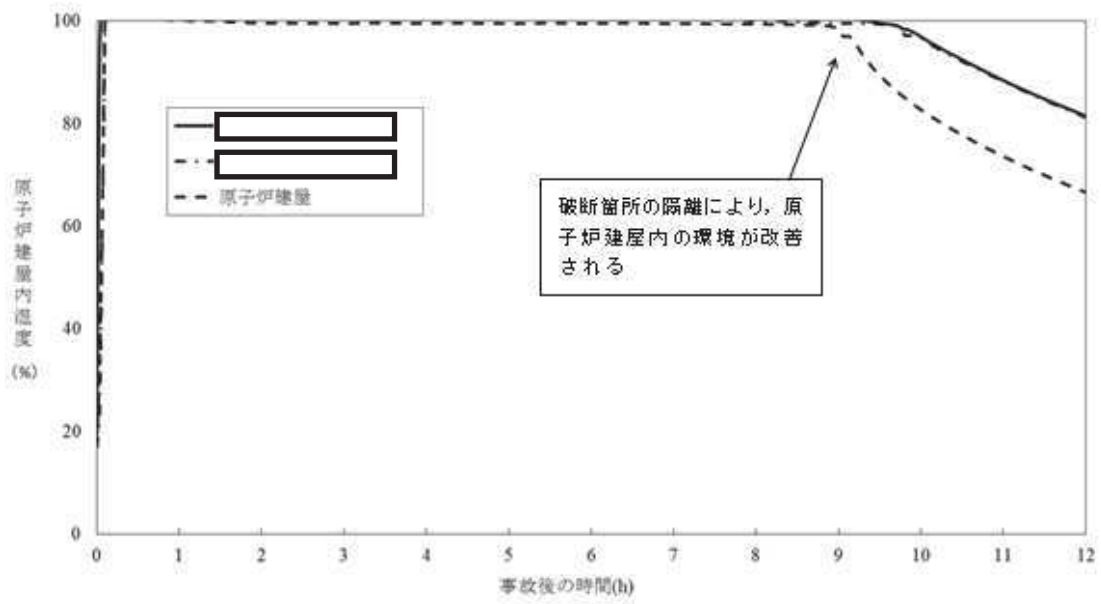


図3 原子炉建屋内の湿度の時間変化（インターフェイスシステム LOCA）

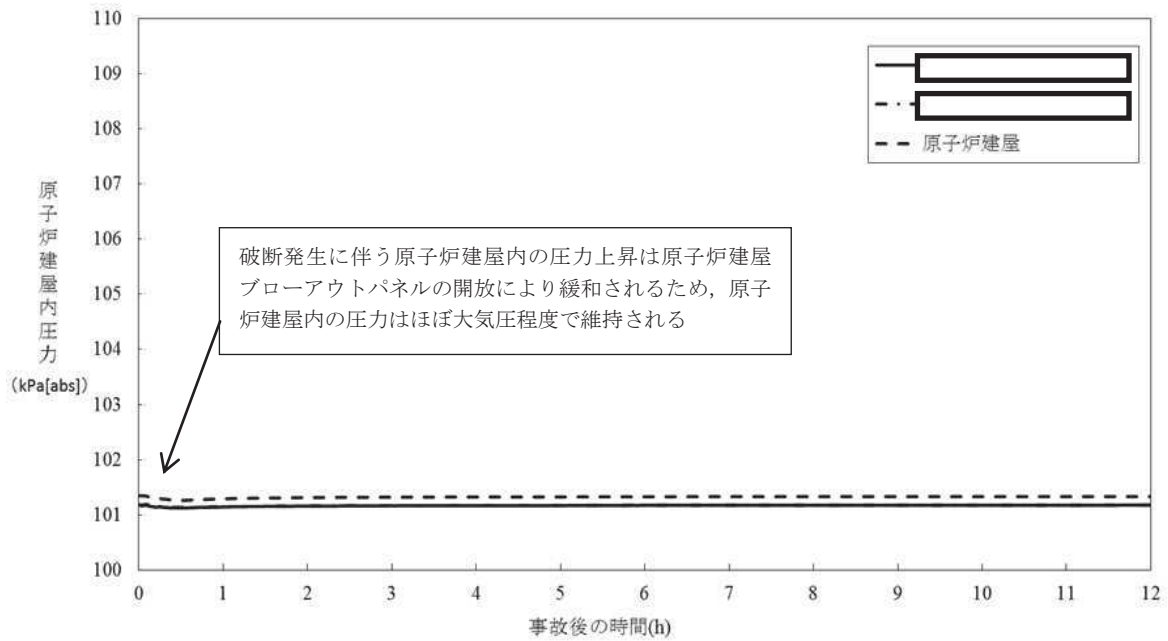


図4 原子炉建屋内の圧力の時間変化（インターフェイスシステム LOCA）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

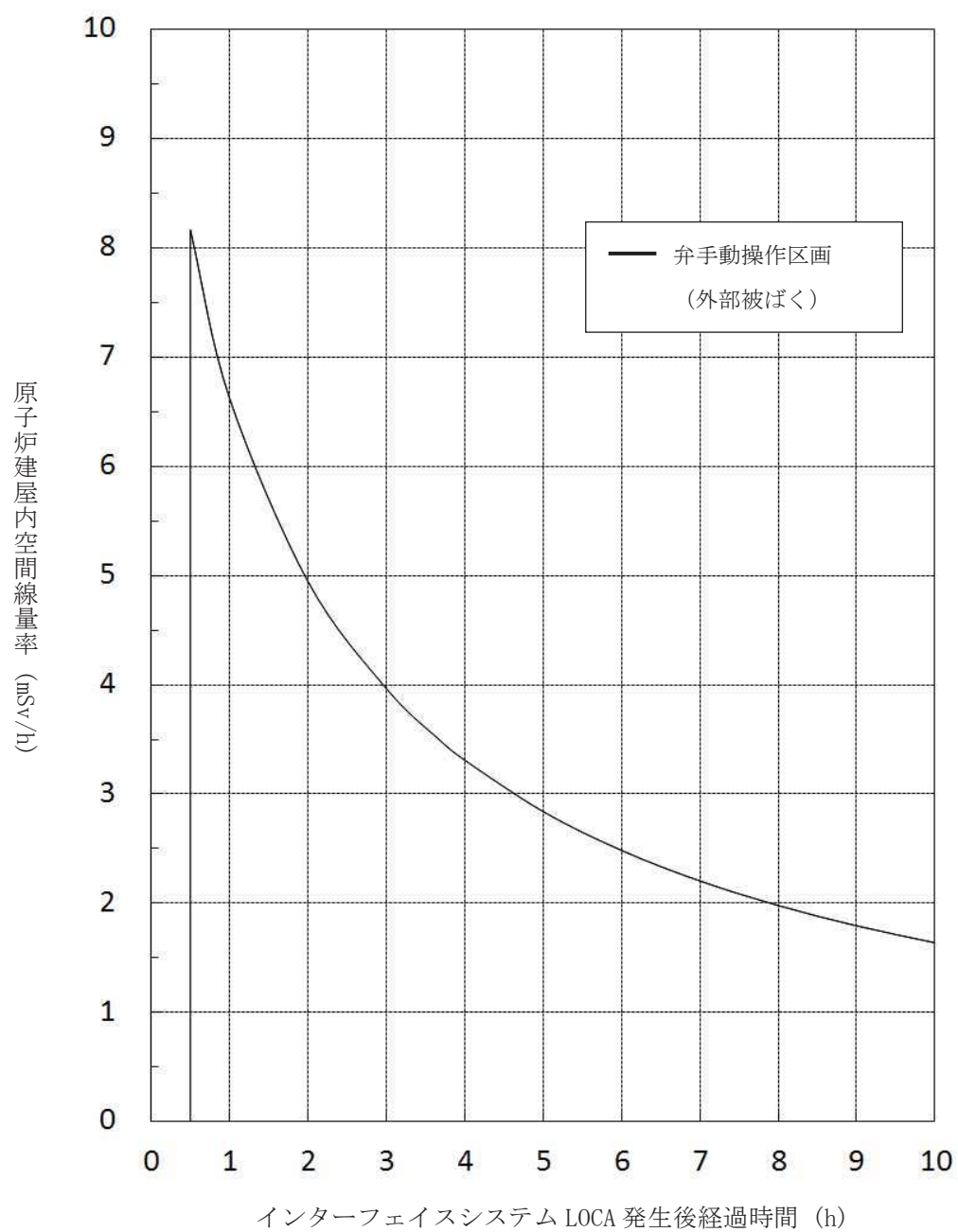
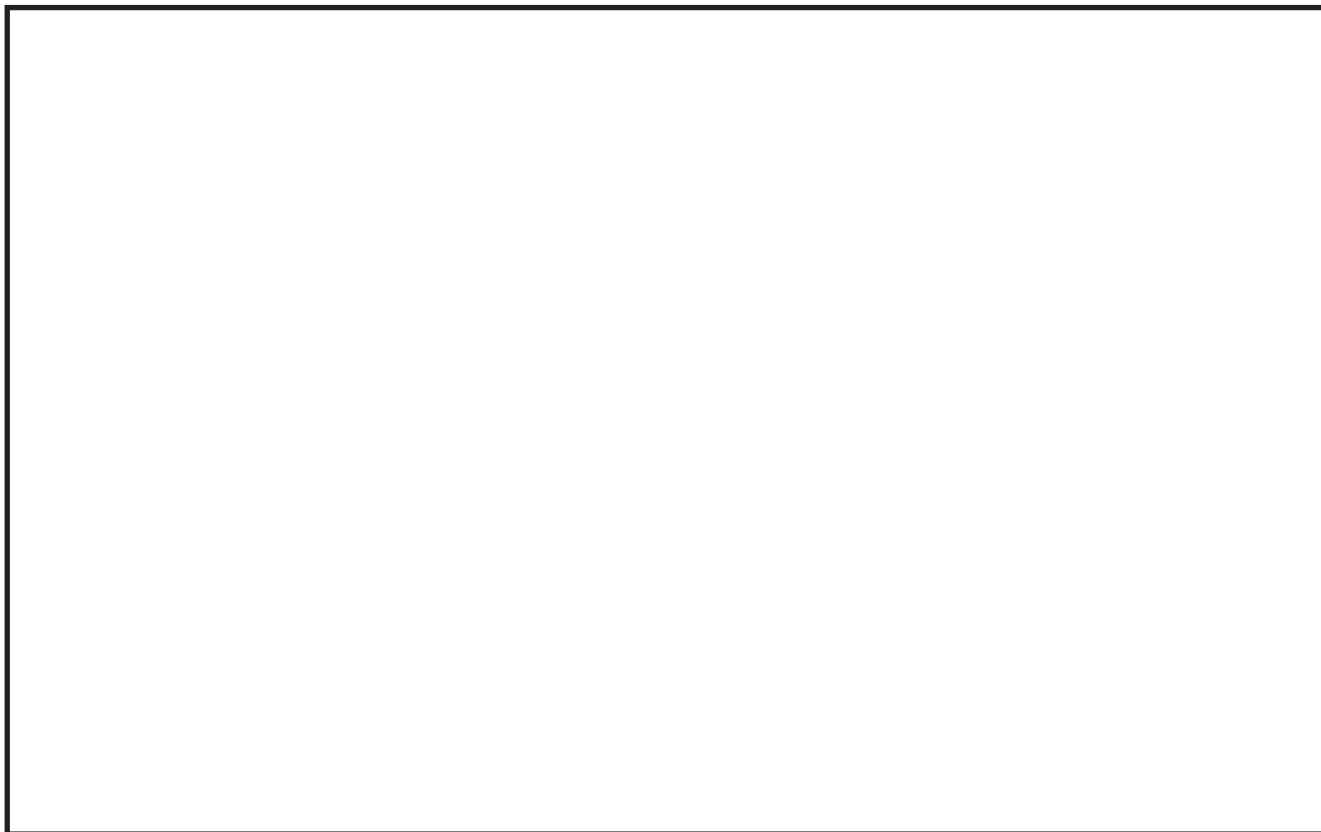


図5 原子炉建屋内線量率の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



(a) 平面図



(b) 断面図

図6 原子炉建屋／中央制御室の配置と換気口・原子炉建屋ブローアウトパネルの位置関係

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

1.3-88

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発生時の判断について

インターフェイスシステムLOCA（以下「IS LOCA」という。）の発生は、以下のパラメータ変化や警報の発生を総合的に確認することで判断が可能である。

なお、IS LOCAの破断口の大きさにより漏えい量と給水流量がバランスし、原子炉圧力および原子炉水位が変動しない可能性があるが、他のパラメータ変化や警報の発生により判断が可能である。

- ・原子炉圧力
- ・原子炉水位
- ・ECCS系統圧力
- ・漏えい検出系温度
- ・床漏えい警報
- ・エリア・ダストモニタ
- ・火災警報
- ・R/A HCWサンプルポンプ運転回数

(2) IS LOCA、格納容器内でのLOCAの判別について

IS LOCA、格納容器内でのLOCA発生時のパラメータ比較を表1に示す。

表1に示すとおり、原子炉圧力、原子炉水位の変動は同様の挙動を示すものの、格納容器内外のパラメータ変化に相違が見られ、IS LOCAと判別することが可能である。

表1 IS LOCAと格納容器内でのLOCAのパラメータ比較

	各パラメータ・警報	IS LOCA	格納容器内でのLOCA
原子炉 パラメータ	原子炉圧力	低下*	低下*
	原子炉水位	低下*	低下*
格納容器外 パラメータ	ECCS系統圧力	上昇	変化なし
	漏えい検出系温度高警報	発生	発生なし
	床漏えい警報	発生	発生なし
	エリア・ダストモニタ	上昇	変化なし
	火災警報	発生	発生なし
	R/A HCWサンプルポンプ運転回数	増加	変化なし
格納容器内 パラメータ	格納容器圧力	変化なし	上昇
	格納容器内温度	変化なし	上昇
	格納容器内ダスト・雰囲気モニタ	変化なし	上昇
	D/W HCWサンプル水位	変化なし	上昇

※漏えい量により低下しない場合がある。

(3) IS LOCAの漏えい場所（エリア）特定方法について

非常用炉心冷却系の機器・低圧配管等が設置されている各非常用炉心冷却系ポンプ室には床漏えい検出器，ダストモニタ，火災警報を設置しており，IS LOCA発生時には警報やパラメータ変化により漏えい場所（エリア）の特定が可能である。

また，トーラス室，残留熱除去系熱交換器室等のエリアにも各検出器が設置されているため特定が可能である。

高圧炉心スプレイ系の漏えい確認設備概要を図1に示す。

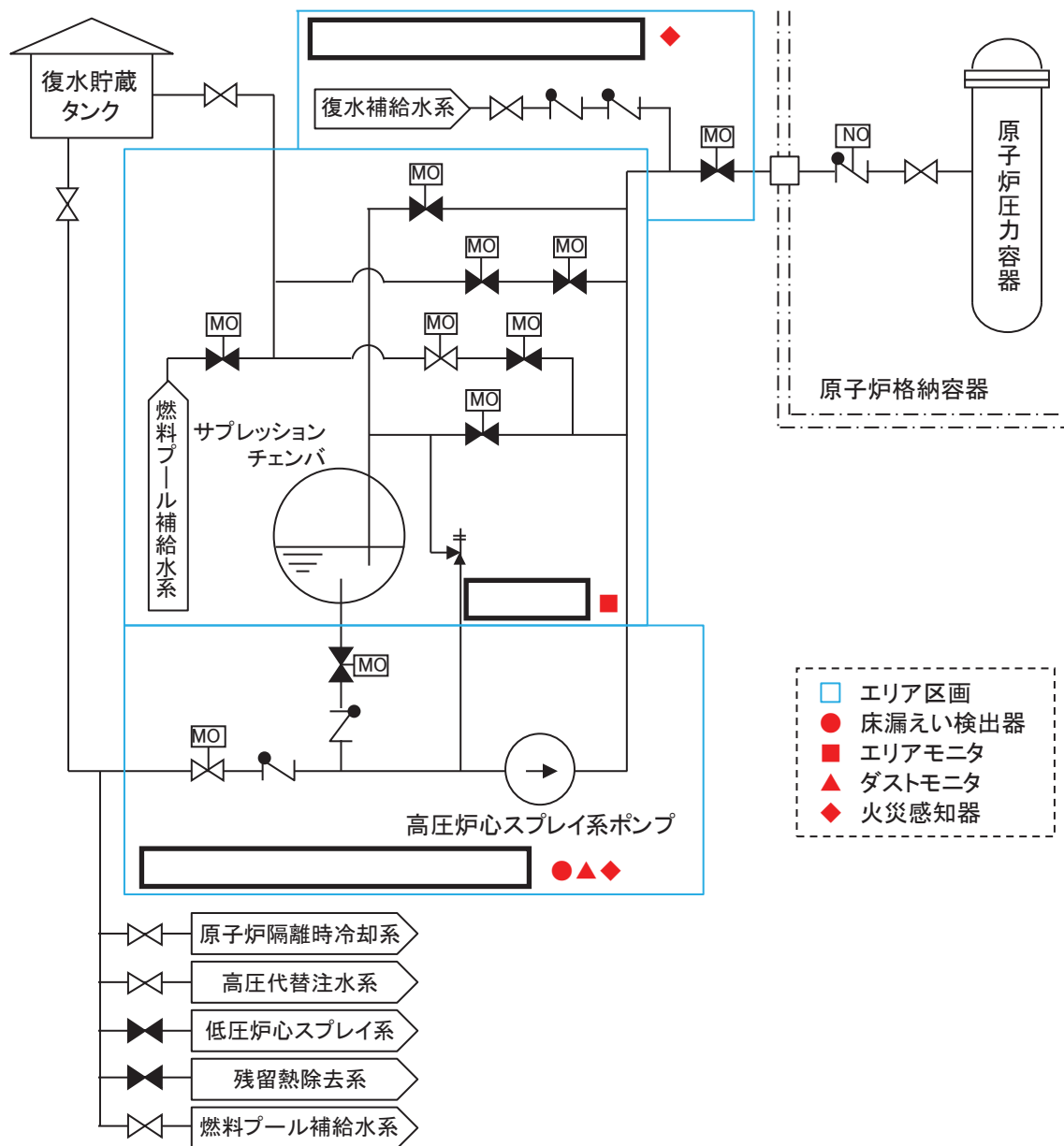


図1 高圧炉心スプレイ系漏えい確認設備概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

低圧代替注水系（常設）注水準備完了にて
発電用原子炉を急速減圧する条件及び理由について

発電用原子炉を急速減圧する際は、低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプ 2 台による原子炉への注水準備完了を基本とするが、以下のケースにおいては原子炉圧力容器への注水準備が完了している系統が低圧代替注水系（常設）復水移送ポンプ 1 台のみであっても発電用原子炉の急速減圧操作を実施する。

1. 低圧代替注水系以外の注水手段がない場合

【判断基準】

高圧注水系の不調等により原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）～原子炉水位高（レベル 8）に維持不可で水位が低下している場合は、著しい炉心損傷の抑制を目的として、発電用原子炉への注水準備が完了している系統が低圧代替注水系（常設）復水移送ポンプ 1 台のみであっても急速減圧操作を実施する。

【理由】

有効性評価においては、給水系及び復水系の全喪失、並びに高圧及び低圧注水機能の喪失により原子炉水位が低下した場合において、急速減圧を実施しているが、急速減圧に先立ち、注水可能な設備として低圧代替注水系（常設）復水移送ポンプ 2 台が準備できた場合を想定している。

この場合、低圧代替注水系（常設）復水移送ポンプ 2 台で発電用原子炉への注水を開始することにより、炉心損傷を防止できることが確認されている。

一方、急速減圧に先立ち、注水可能な設備として低圧代替注水系（常設）復水移送ポンプ 1 台のみが準備できた場合において急速減圧を実施した場合、炉心損傷の防止はできないが、著しい炉心損傷の抑制が期待できる。

特に発電用原子炉の停止からの経過時間が長くなるほど、崩壊熱が小さく、原子炉水位を維持するために必要となる注水量が少なくなることから、著しい炉心損傷の抑制効果は大きい。

以上

弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
P54-M0-F069A, B	HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁 (A), (B)	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟内 <input type="checkbox"/>
P54-M0-F060A, B	HPIN 非常用窒素ガス入口弁 (A), (B)	中央制御室 原子炉建屋内の原子炉棟外 <input type="checkbox"/>
P54-M0-F104A (B)	代替 HPIN 第一隔離弁 (A), (B)	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟内 <input type="checkbox"/>
P54-F090A (B)	高圧窒素ガスポンベ安全弁出口ライン止め弁 (A), (B)	原子炉建屋内の原子炉棟外 <input type="checkbox"/>
P54-F1008A (B)	代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給止め弁 (A), (B)	原子炉建屋内の原子炉棟外 <input type="checkbox"/>
F54-F1007A (B)	代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給弁 (A), (B)	原子炉建屋内の原子炉棟外 <input type="checkbox"/>
P54-F101A (B)	代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁 (A), (B)	原子炉建屋内の原子炉棟外 <input type="checkbox"/>
P54-M0-F105A-1, A-2 (B-1, B-2)	代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-1, 2), (B-1, 2)	中央制御室 原子炉建屋原子炉棟内 <input type="checkbox"/>

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。