

追 補
(添付書類十)

目 次

- 追補1. 「1. 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」の追補

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

- 追補2. 「2. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補

- I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
- II 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

追補1

「1. 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」の追補

添付書類十 II 「1. 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」の記述に次のとおり追補する。

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

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) 自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止
 - (d) ほう酸水注入
 - (e) 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
 - (f) 制御棒挿入
 - (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) EOP「スクラム」(原子炉出力)
- (2) EOP「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

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

【要求事項】

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

【解釈】

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

- b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を起動する判断基準を明確に定めること。
- c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備（SLCS）を作動させること。

(3) PWR

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

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉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するための対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.1.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

運転時の異常な過渡変化により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並び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^{※1}を選定する。

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

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

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、運転時の異常な過渡変化時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。

サポート系故障（電源喪失又は制御用空気喪失）は、原子炉保護系の電源又はスクラム弁の制御用空気が喪失することにより制御棒が挿入されることから想定しない。

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

の対応に使用する重大事故等対処設備，設計基準事故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，設計基準事故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「A T W S」という。）が発生するおそれがある場合又は A T W S 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 P B
- ・原子炉モード・スイッチ「停止」
- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構
- ・制御棒駆動水圧系 配管・弁
- ・制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット
- ・非常用交流電源設備

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、中央制御室からの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。

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

A T W S が発生した場合に、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能又は原子炉再循環ポンプの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。

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

(c) 自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止

A T W S が発生した場合に、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチにより、自動減圧系及び代替自動減圧ロ

ジック（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。

自動減圧系等の起動阻止スイッチ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。

- ・自動減圧起動阻止スイッチ
- ・代替自動減圧起動阻止スイッチ
- ・非常用交流電源設備

(d) ほう酸水注入

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

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にする。

ほう酸水注入系を起動させる判断基準は、A T W S発生直後に行う原子炉再循環ポンプの停止操作並びに自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止操作の実施後とする。これにより、A T W S発生時は、不安定な出力振動の発生の有無にかかわらずほう酸水注入系を起動させることとしている。

ほう酸水注入により発電用原子炉を未臨界にする設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水注入ポンプ
- ・ほう酸水貯蔵タンク
- ・ほう酸水注入系 配管・弁
- ・差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）
- ・原子炉圧力容器

- ・非常用交流電源設備

(e) 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

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

発電用原子炉が隔離状態である場合は、中央制御室からの手動操作に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量を減少させ、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。

原子炉圧力容器内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。

- ・原子炉水位制御系
- ・復水・給水系（電動機駆動給水ポンプ）
- ・原子炉隔離時冷却系
- ・高圧炉心スプレー系
- ・非常用交流電源設備

(f) 制御棒挿入

A T W S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 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制

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

選択制御棒挿入機構により原子炉出力を抑制する設備は以下のとおり。

- ・選択制御棒挿入機構
- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構

- ・制御棒駆動水圧系 配管・弁
- ・制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット
- ・非常用交流電源設備

ii 制御棒手動挿入

補助盤室でのスクラムテストスイッチ及び原子炉保護系電源スイッチの操作並びに中央制御室からの手動操作による制御棒挿入、現場でのスクラムパイロット弁制御用空気の排出操作により制御棒を挿入する。

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
- ・原子炉保護系電源スイッチ
- ・スクラムパイロット弁計装用配管・弁
- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構
- ・制御棒駆動水圧系 配管・弁
- ・制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット
- ・制御棒手動操作・監視系
- ・非常用交流電源設備

(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、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）、制御棒、制御棒駆動機構、制御棒駆動水圧系配管・弁及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット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、A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は重大事故等対処設備として位置付ける。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、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁、差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）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。

自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止で使用する設備のうち、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチ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すべて網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、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。併せて、その理由を示す。

- ・原子炉手動スクラム P B，原子炉モード・スイッチ「停止」

運転時の異常な過渡変化時において、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 P B 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。

- ・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復水・給水系（電動機駆動給水ポンプ）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、原子炉出力を抑制する手段として有効である。なお、原子炉隔離時冷却系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。

- ・選択制御棒挿入機構

あらかじめ選択された制御棒を自動的に挿入する機能であり、A T W S 発生時の状況によっては発電用原子炉の未臨界の達成又は維持は困難であるが、原子炉出力を抑制する手段として有効である。

- ・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、補助盤室に設置してある当該スイッチを操作することで制御棒の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。

- ・制御棒手動操作・監視系

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原子炉保護系電源スイッチ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、手動で制御棒を挿入する手段として有効である。

- ・原子炉保護系電源スイッチ

原子炉保護系の監視及び操作はできなくなるものの、当該電源スイッチを操作し、スクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断することで、制御棒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。

- ・スクラムパイロット弁計装用配管・弁

全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、現場に

設置してある計装用配管内の制御用空気を排出することで制御棒のスクラム動作が可能であることから、制御棒を挿入する手段として有効である。

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として事故時操作要領書（徴候ベース）（以下「EOP」という。）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）。

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) EOP「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

EOP「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当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室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代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入(手動操作)を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、スクラム警報の発報の有無、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代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入(手動操作)を実施する。
- ④中央制御室運転員 A は、原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える。
- ⑤当直副長は、上記④の操作を実施しても全制御棒が全挿入とならず、未挿入の制御棒が 1 本よりも多い場合は、ATWS と判断し、

中央制御室運転員に EOP「反応度制御」へ移行を指示する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから EOP「反応度制御」への移行まで 2 分以内で可能である。

(2) EOP「反応度制御」

A T W S 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

EOP「スクラム」(原子炉出力)の操作を実施しても、制御棒 1 本よりも多くの制御棒が未挿入の場合。

なお、制御棒手動操作・監視系の故障により、制御棒の位置が確認できない場合も A T W S と判断する。

b. 操作手順

EOP「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 図及び第 1.1-5 図に、概要図を第 1.1-6 図に、タイムチャートを第 1.1-7 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作、並びに自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止操作を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による原子炉再循環ポンプの自動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は、手動操作により原子炉再循環ポンプを停止する。
- ③中央制御室運転員 A は、自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止操作を実施する。
- ④当直副長は、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作、並びに自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止操作

が完了したことを確認し，中央制御室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 A は，ほう酸水注入ポンプ（A）又は（B）の起動操作（S L C 起動操作スイッチを「A 系統」位置（B 系を起動する場合は「B 系統」位置）にすることで，A（B）－S L C タンク出口弁及び A（B）－S L C 注入弁が全開となり，ほう酸水注入ポンプが起動し，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，ほう酸水貯蔵タンク液位指示値の低下，平均出力領域計装指示値，中間領域計装指示値又は中性子源領域計装指示値の低下を確認する。

⑥中央制御室運転員 B は，発電用原子炉が隔離状態の場合は，復水・給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動機駆動給水ポンプ）による注水を停止し，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 % 未満に維持する。なお，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレー系が使用できず，かつ，復水器を水源として使用できる場合には，復水・給水系（電動機駆動給水ポンプ）により，原子炉圧力容器内の水位が原子炉水位低（レベル 1 H）を下回らないよう水位を制御し，原子炉出力を 3 % 未満に維持する。

原子炉出力を 3 % 未満に維持できない場合は，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 1 H）以上に維持する。

⑦中央制御室運転員 A 及び B 又は現場運転員 C 及び D 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

- ・代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入（手動操作）
- ・選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制（手動操作）
- ・制御棒手動操作・監視系による制御棒手動挿入操作
- ・スクラムテストスイッチによる制御棒挿入操作
- ・原子炉保護系電源スイッチによる制御棒挿入操作
- ・スクラムパイロット弁制御用空気の排出による制御棒挿入操作
- ・原子炉スクラムリセット後の手動スクラムPBによる原子炉手動スクラム操作
- ・原子炉スクラムリセット後の代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入（手動操作）
- ・原子炉スクラムリセット後のスクラムテストスイッチによる制御棒挿入操作

⑧当直副長は、上記⑦の操作を実施中に全制御棒全挿入又は1本のみ制御棒未挿入の状態まで挿入完了した場合は、中央制御室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を確認し、中央制御室運転員にほう酸水注入系の停止を指示する。

⑨当直副長は、中央制御室運転員に逃がし安全弁からの蒸気流入によるサプレッション・プール水温度の上昇を抑制するため、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）の起動を指示する。

⑩中央制御室運転員Bは、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）を起動する。

⑪当直副長は、サプレッション・プール水温度指示値が規定値に到達した場合は、中央制御室運転員にサプレッション・チェンバを水源として運転している原子炉隔離時冷却系の停止操作を指示する。

⑫中央制御室運転員Bは、手動操作（タービントリップPB）によ

り原子炉隔離時冷却系の停止操作を実施する。

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想定時間は以下のとおり。

- ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の作動確認完了：1分30秒以内
- ・自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止操作完了：2分30秒以内
- ・ほう酸水注入系の起動操作完了：5分30秒以内
- ・残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）操作完了：46分30秒以内
- ・原子炉圧力容器内の水位低下操作開始：5分30秒以内
- ・制御棒手動操作・監視系による制御棒手動挿入操作開始：6分30秒以内
- ・原子炉手動スクラム操作及び代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入（手動操作）完了：6分以内
- ・選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制（手動操作）完了：6分30秒以内
- ・原子炉スクラムリセット後の原子炉手動スクラム操作完了：16分以内
- ・原子炉スクラムリセット後の代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入（手動操作）完了：26分30秒以内

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の各操作の想定時間は以下のとおり。

- ・スクラムテストスイッチによる制御棒挿入操作完了：15分30秒以内
- ・原子炉保護系電源スイッチによる制御棒挿入操作完了：21分30秒以内

- ・スクラムパイロット弁制御用空気の排出による制御棒挿入操作完了：36分30秒以内

- ・原子炉スクラムリセット後のスクラムテストスイッチによる制御棒挿入操作完了：46分30秒以内

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。室温は通常運転時と同程度である。

(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1.1-8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、EOP「スクラム」(原子炉出力)に従い、中央制御室から速やかに操作が可能である原子炉手動スクラムPBの操作、代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入(手動操作)及び原子炉モード・スイッチの「停止」位置への切替え操作により、発電用原子炉を緊急停止させる。

原子炉手動スクラムPBの操作、代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入(手動操作)及び原子炉モード・スイッチの「停止」位置への切替え操作を実施しても発電用原子炉の緊急停止ができない場合は、原子炉停止機能喪失と判断する。EOP「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、並びに自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止操作を行うとともに、発電用原子炉を未臨界にするため、ほう酸水注入系を速やかに起動させる。

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全挿入操作を行う。

1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)によるサブプレッ

ション・プール水の除熱手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

操作の判断, 確認に係る計装設備に関する手順は, 「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, 対処設備, 手順書一覧(1 / 3)

(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PB ^{※1} 原子炉モード・スイッチ「停止」 ^{※1} 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動水圧系 配管・弁 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備		自主対策設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)	
			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 配管・弁 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット		重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)
				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	事故時操作要領書 (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で緊急停止しなかった場合に、原子炉手動スクラムPB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、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，対処設備，手順書一覧(2 / 3)

(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	自動減圧系等の起動阻止スイッチによる 原子炉出力急上昇防止	自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 (微候ベース) 「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)	
		ほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系 配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉圧力容器内部) 原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 (微候ベース) 「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)	
選択制御棒挿入機構による 原子炉出力抑制	選択制御棒挿入機構 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動水圧系 配管・弁 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備	自主対策設備	事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」		

※1：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P B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，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，対処設備，手順書一覧(3 / 3)

(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	制御棒手動挿入	スクラムテストスイッチ 原子炉保護系電源スイッチ スクラムパイロット弁計装用配管・弁 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動水圧系 配管・弁 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット 制御棒手動操作・監視系 非常用交流電源設備	自主対策設備	事故時操作要領書 (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	原子炉水位制御系 復水・給水系(電動機駆動給水ポンプ) 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 非常用交流電源設備	自主対策設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「反応度制御」

※1：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PB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，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)

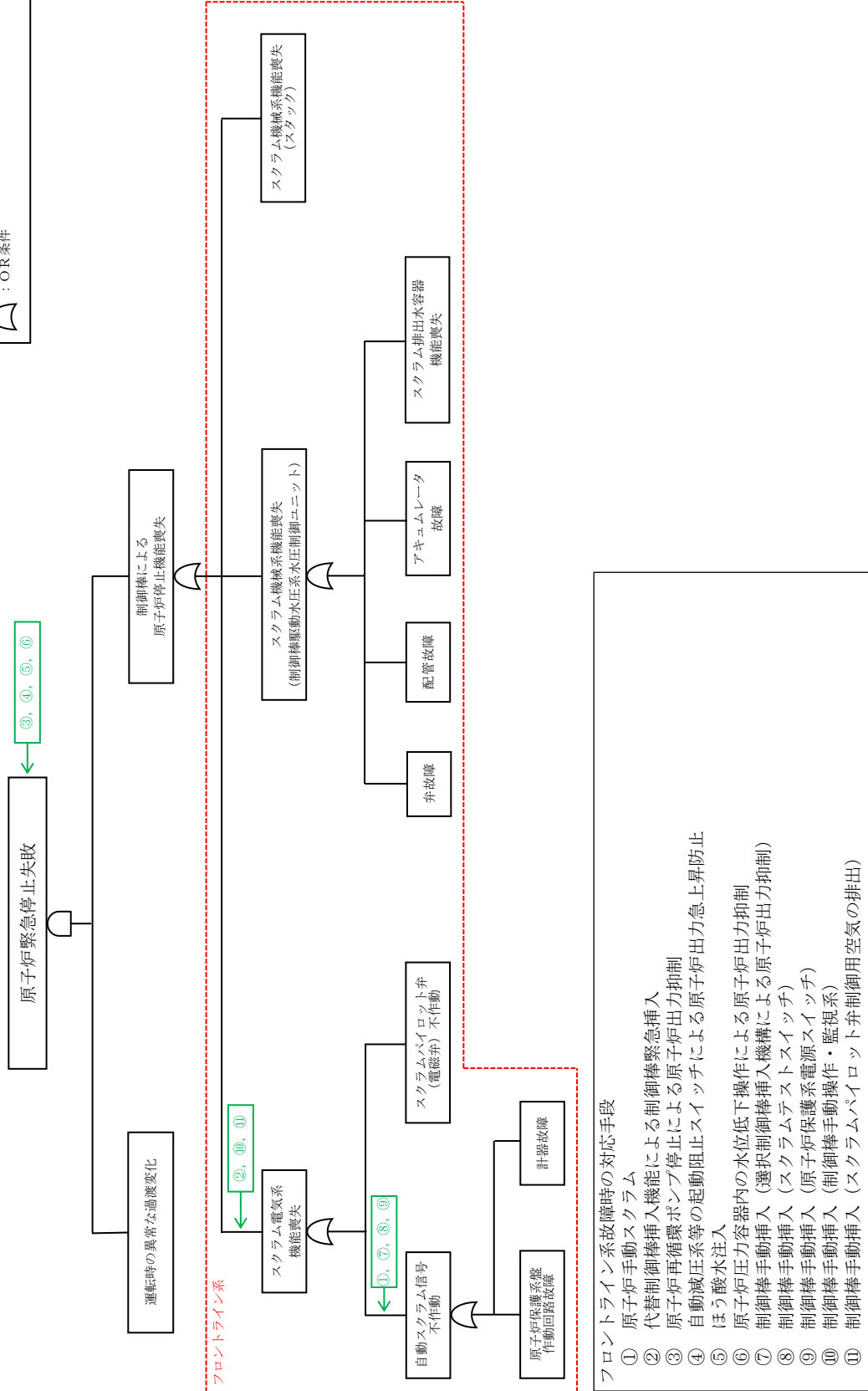
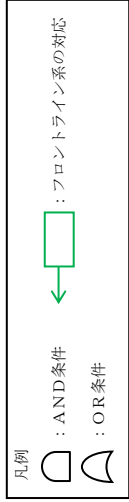
対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) EOP「スクラム」(原子炉出力)			
事故時操作要領書 (微候ベース) 「スクラム」(原子炉出力) 原子炉手動スクラム	判断基準	スクラム発生の有無	スクラム警報
		スクラム要素	原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化
		プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系
		原子炉出力	平均出力領域計装
事故時操作要領書 (微候ベース) 「スクラム」(原子炉出力) 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 (手動)	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系
		原子炉出力	平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装

監視計器一覧(2 / 3)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) EOP「反応度制御」			
事故時操作要領書 (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	判断基準	プラント停止状態 全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系	
	操作	原子炉再循環ポンプ しゃ断器開放状態	原子炉再循環ポンプしゃ断器表示灯
		原子炉再循環 ポンプ運転状態	原子炉再循環ポンプ表示灯
		原子炉出力	平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「反応度制御」 自動減圧系等の起動阻止スイッチによる 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 制御棒手動操作・監視系	
	操作	自動減圧起動阻止, 代替自動減圧起動阻止状態	「ADS / AM-ADS 起動阻止」警報
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「反応度制御」 ほう酸水注入	操作	未臨界の維持又は監視	平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装 ほう酸水注入ポンプ出口圧力 ほう酸水貯蔵タンク液位
		原子炉浄化系運転状態	原子炉浄化系隔離弁表示灯
事故時操作要領書 (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	平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装
		原子炉隔離状態の有無	主蒸気隔離弁閉表示灯
		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) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	原子炉給水流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 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速度 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力

監視計器一覧(3 / 3)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) EOP「反応度制御」			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「反応度制御」 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
		プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系
		原子炉出力	平均出力領域計装
事故時操作要領書 (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 制御棒手動操作・監視系
		原子炉出力	平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「反応度制御」 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系
		原子炉出力	平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「反応度制御」 制御棒手動挿入	操作	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 制御棒手動操作・監視系
		原子炉出力	平均出力領域計装 中間領域計装 中性子源領域計装
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		補助監視機能	制御棒駆動水圧系駆動水差圧



- フロントライン系故障時の対応手段
- ① 原子炉手動スクラム
 - ② 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入
 - ③ 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制
 - ④ 自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止
 - ⑤ ほう酸水注入
 - ⑥ 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
 - ⑦ 制御棒手動挿入 (選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制)
 - ⑧ 制御棒手動挿入 (スクラムテストスイッチ)
 - ⑨ 制御棒手動挿入 (原子炉保護系電源スイッチ)
 - ⑩ 制御棒手動挿入 (制御棒手動操作・監視系)
 - ⑪ 制御棒手動挿入 (スクラムパイロット弁制御用空気の排出)

注：サポート系故障（電源喪失又は制御用空気喪失）は、原子炉保護系の電源又はスクラム弁の制御用空気が喪失することにより制御棒が挿入されることから想定しない。

第1.1-1図 機能喪失原因対策分析

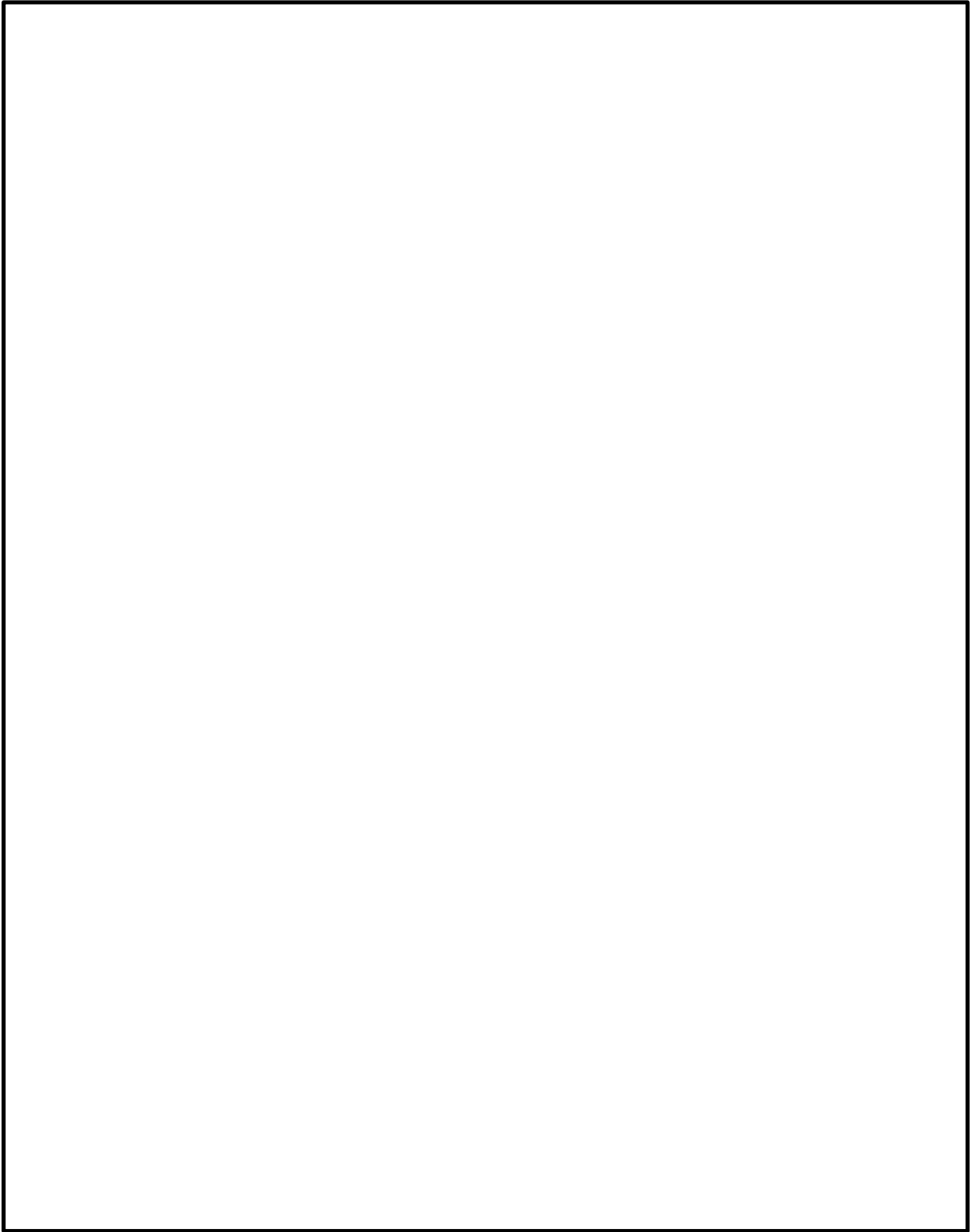
凡例:	フロントライン系	サポート系	故障を想定	対応手段あり
-----	----------	-------	-------	--------

フロントライン系, サポート系の整理, 故障の想定・対応手段

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	
原子炉緊急停止 失敗	運転時の異常な 過渡変化				
	制御棒による 原子炉停止 機能喪失	スクラム機械系機能喪失 (スタック)			
		スクラム機械系機能喪失 (制御棒駆動水圧系 水圧制御ユニット)	配管故障		
			弁故障		
			アキュムレータ 故障		
			スクラム排水容器 機能喪失		
		スクラム電気系機能喪失	スクラムパイロット弁 (電磁弁)不動作		
			自動スクラム信号 不動作		原子炉保護系盤 作動回路故障
					計器故障

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

第1.1-1図 機能喪失原因対策分析（補足）

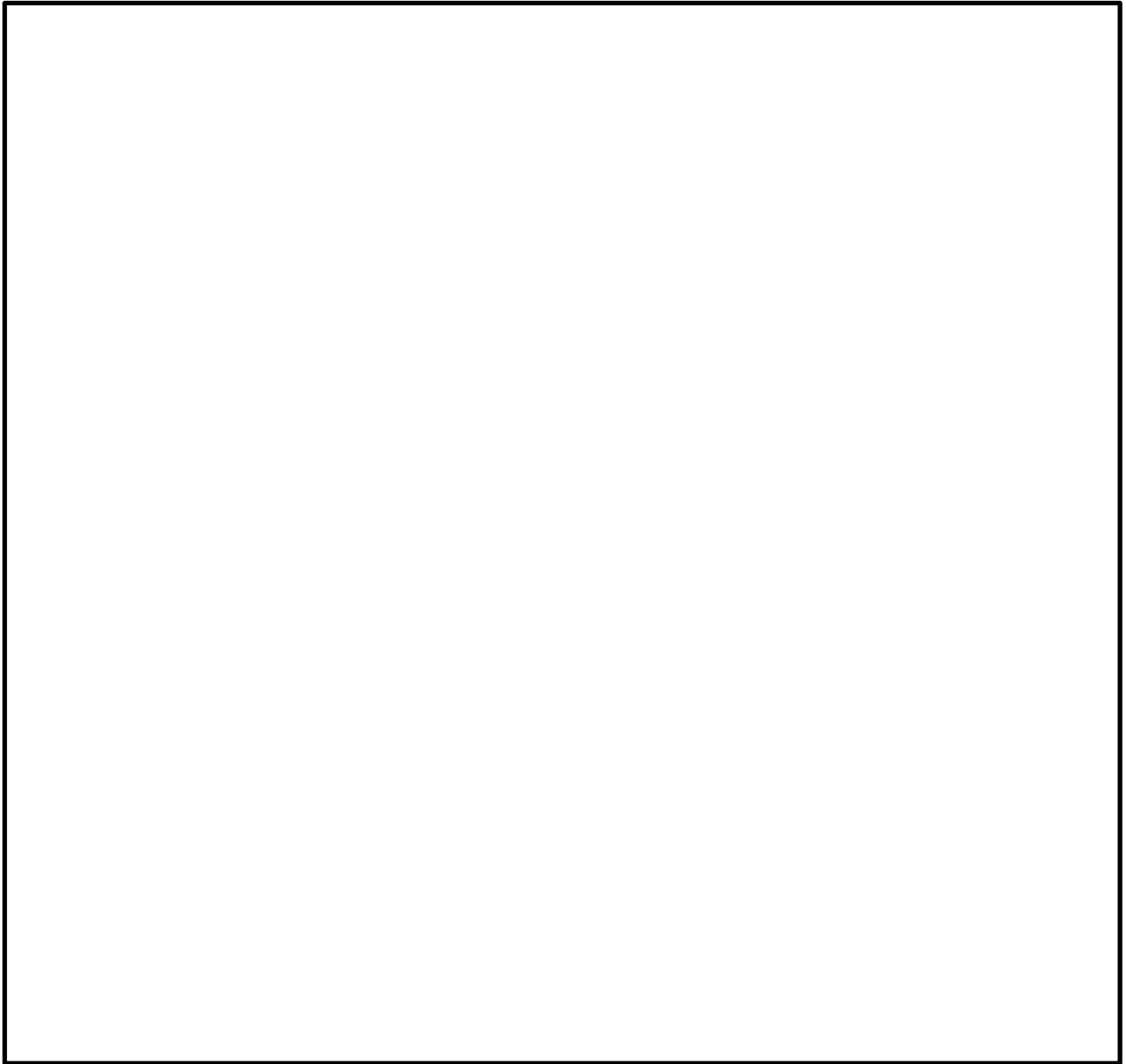


第1.1-2図 EOP「スクラム」における発電用原子炉の緊急停止対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

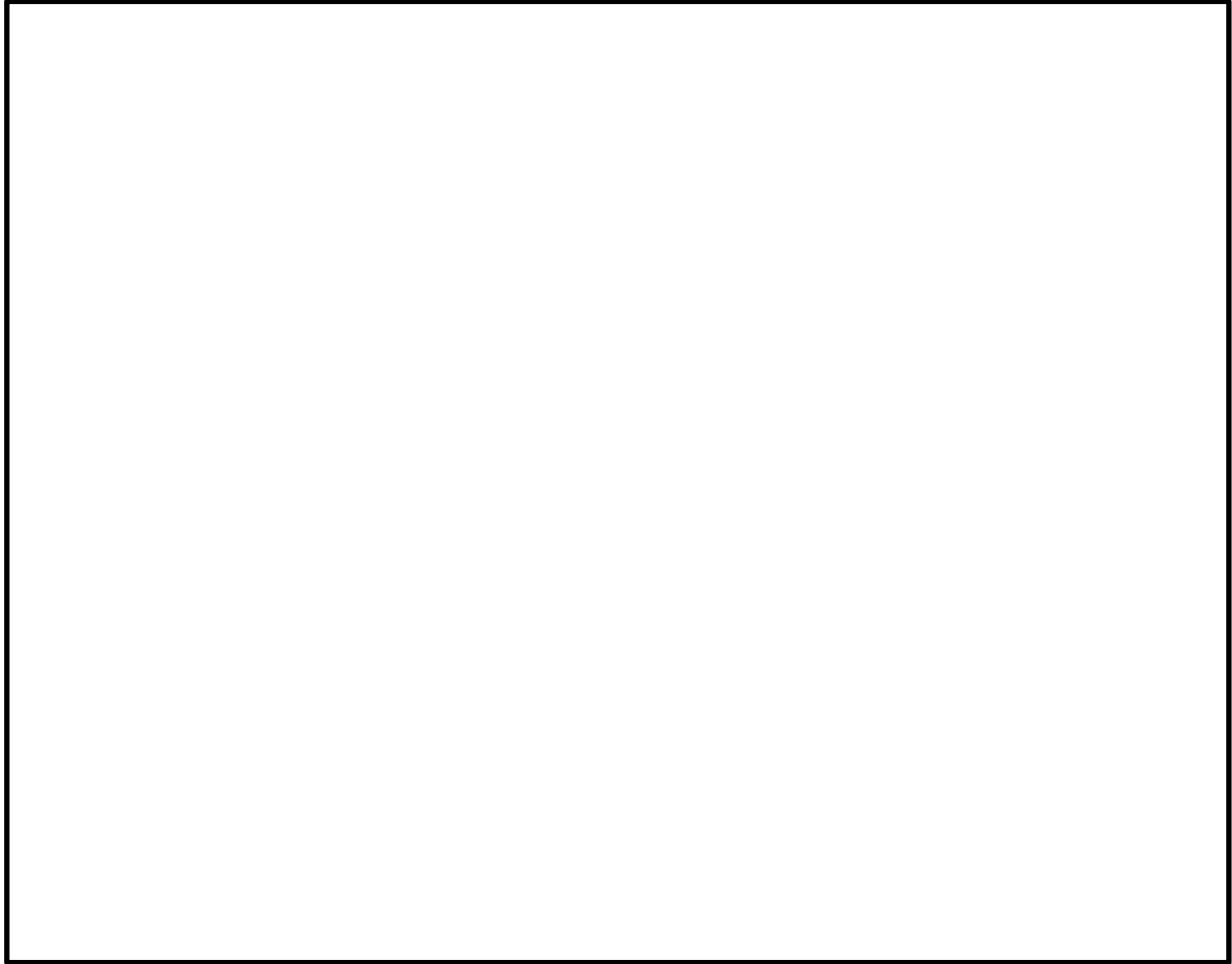
手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)			備考	
		1	2	3		
EOP「スクラム」	要員(数) 中央制御室運転員A 1	事象発生	2分 EOP「反応度制御」へ移行			
		スクラム成否の確認				
		原子炉手動スクラム操作及び代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入(手動操作)				
		原子炉モード・スイッチ「停止」位置切替え				
		全制御棒全挿入状況確認				
		制御棒挿入状況確認(制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入)				
		EOP「反応度制御」へ移行				

第1.1-3図 EOP「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



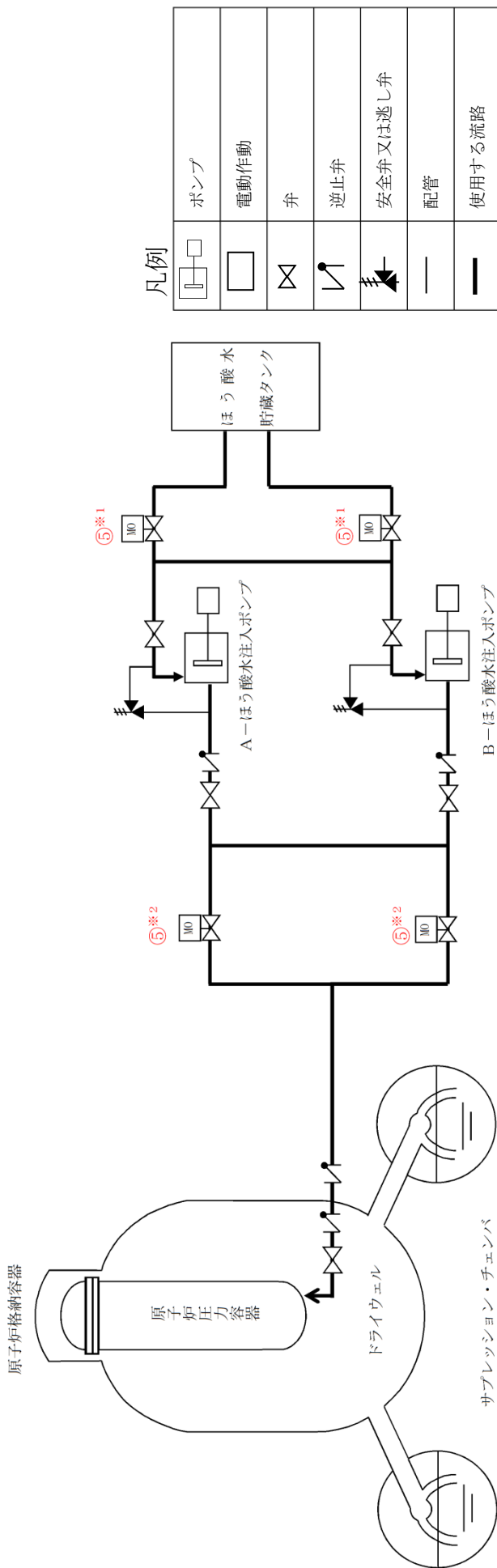
第1.1-4図 EOP「反応度制御」における発電用原子炉の緊急停止対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第1.1-5図 EOP「S/C温度制御」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



操作手順	弁名称
⑤*1	A (B) - SLC タンク 出口 弁
⑤*2	A (B) - SLC 注入 弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第1.1-6図 ほう酸水注入系 概要図

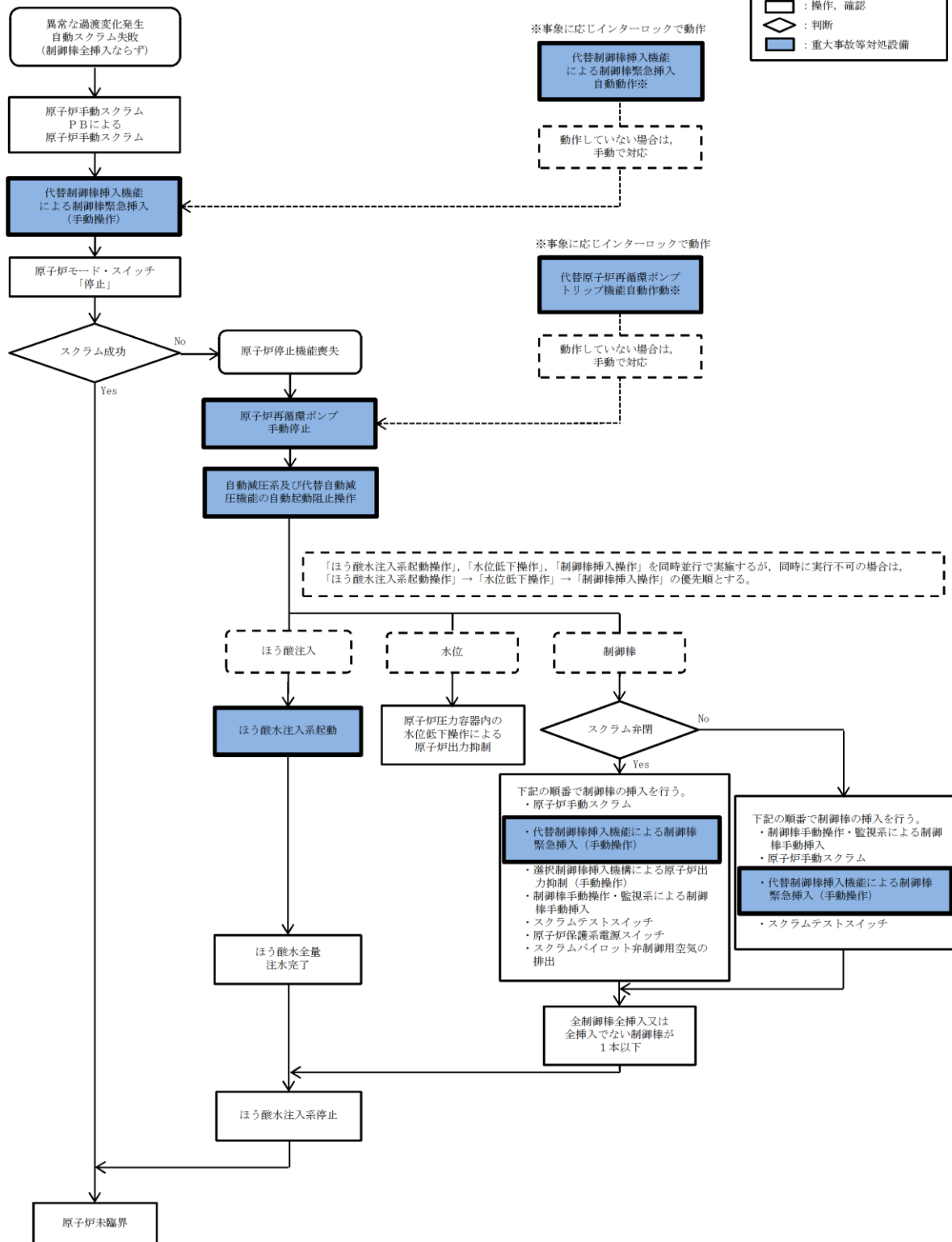
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)															備考
手順の項目	要員 (数)	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	
EOP「スクラム」より導入																	
EOP「反応制御」	中央制御室運転員 A	1															
	中央制御室運転員 B	1															

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)															備考
手順の項目	要員 (数)	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	
EOP「反応制御」 (スクラム非が際の場合)	中央制御室運転員 A	1															
	中央制御室運転員 B	1															
	現働運転員 C, D	2															

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)															備考
手順の項目	要員 (数)	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	
EOP「反応制御」 (スクラム非が際の場合)	中央制御室運転員 A	1															
	中央制御室運転員 B	1															
	現働運転員 C, D	2															

第1.1-7図 EOP「反応制御」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1.1-8図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

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) 高圧原子炉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

(b) 復旧

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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時の対応手段及び設備

(a) 重大事故等の進展抑制

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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) 高圧原子炉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原子炉代替注水系起動

b. 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉压力容器への注水

a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動

(2) 復旧

a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

b. 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

c. 直流給電車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. 制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水

b. ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入及び注水

(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

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

【要求事項】

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

【解釈】

1 「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等を整備すること。

a) 可搬型重大事故防止設備

i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等(手順及び装備等)を整備すること。ただし、下記(1) b) i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。

b) 現場操作

i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な

期間※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。

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

c) 監視及び制御

- i) 原子炉水位（BWR及びPWR）及び蒸気発生器水位（PWRの場合）を推定する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。
- ii) RCIC等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。
- iii) 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等（手順及び装備等）を整備すること。

(2) 復旧

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

(3) 重大事故等の進展抑制

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

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、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する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.2.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、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事故対処設備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。

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

また、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^{※1}を選定する。

※1 自主対策設備:技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべ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対処設備として重大事故

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。

- ・原子炉隔離時冷却ポンプ
- ・サプレッション・チェンバ
- ・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・ストレーナ
- ・原子炉浄化系 配管
- ・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・ポンプ
- ・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
- ・原子炉圧力容器
- ・高圧炉心スプレイ補機冷却系
- ・非常用交流電源設備

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。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応

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

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

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却

設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系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原子炉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原子炉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原子炉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，高圧原子炉代替注水系の運転を継続する。

i 高圧原子炉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原子炉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。

- ・ 高圧原子炉代替注水ポンプ
- ・ サプレッション・チェンバ
- ・ 高圧原子炉代替注水系（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
- ・ 高圧原子炉代替注水系（注水系） 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ

- ・原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁
- ・原子炉浄化系 配管
- ・給水系 配管・弁・スパージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替直流電源設備
- ・可搬型直流電源設備

また、上記常設代替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 高圧原子炉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原子炉代替注水系を起
動し発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・高圧原子炉代替注水ポンプ
- ・サプレッション・チェンバ
- ・高圧原子炉代替注水系（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
- ・高圧原子炉代替注水系（注水系） 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁
- ・原子炉浄化系 配管
- ・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

高圧原子炉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、高圧原子炉代替注水ポンプ、サプレッション・チェンバ、高圧原子炉代替注水系（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, 高压原子炉代替注水系(注水系)配管・弁, 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁, 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ, 原子炉浄化系配管, 給水系配管・弁・スパーージャ, 原子炉压力容器, 常設代替直流電源設備, 可搬型直流電源設備, 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すべて網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により, 設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系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

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により, 設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系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, 上記「a.(a) 高压原子炉代替注水系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原子炉隔離時冷却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, 原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。

i 原子炉隔離時冷却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原子炉隔離時冷却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。

- ・原子炉隔離時冷却ポンプ

- ・ サプレッション・チェンバ
- ・ 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・ストレーナ
- ・ 原子炉浄化系 配管
- ・ 給水系 配管・弁・スパージャ
- ・ 原子炉圧力容器

また、上記原子炉隔離時冷却系を現場での人力による弁の操作で起動したことにより発生する排水を処理する手段がある。

排水設備による排水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 水中ポンプ
- ・ ホース
- ・ 仮設発電機
- ・ 燃料補給設備

(b) 復旧

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設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代替交流電源設備、可搬型直流電源設備及び直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する手段がある。

i 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設蓄電式直流電源設備のうち B-115V 系充電器、B 1-115V 系充電器（S A）及び 230V 系充電器（R C I C）に給電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉隔離時冷却ポンプ
- ・ サプレッション・チェンバ

- ・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・ストレーナ
- ・原子炉浄化系 配管
- ・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
- ・代替所内電気設備

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

ii 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

可搬型直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却ポンプ
- ・サブプレッション・チェンバ
- ・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・ストレーナ
- ・原子炉浄化系 配管
- ・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

- ・可搬型直流電源設備

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

iii 直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電

直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却ポンプ
- ・サブプレッション・チェンバ
- ・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・ストレーナ
- ・原子炉浄化系 配管
- ・給水系 配管・弁・スパージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・直流給電車及び可搬型代替交流電源設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備

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

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉隔離時冷却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、サブプレッション・チェンバ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、原子炉隔離時冷却ポンプ、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管、原

原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ，原子炉浄化系配管及び給水系配管・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。

復旧にて使用する設備のうち，サブプレッション・チェンバ，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，可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また，原子炉隔離時冷却ポンプ，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・ストレーナ，原子炉浄化系配管及び給水系配管・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すべて網羅されている。

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。

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。併せて，その理由を示す。

- ・ 直流給電車

全交流動力電源喪失時には代替交流電源設備による給電を優先して実施しているため，高圧発電機車は配備されており，可搬型直流電源設備としては，電路構成等により対応することが可能である。その状態に追加して直流給電車2台（直流給電車115V及び直流給電車230V）の配備が必要となり時間を要するが，重大事故等の対処に必要な直流電源を確保するための手段として有効である。

- ・ 排水設備

排水を行わなかった場合においても，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間，原子炉隔離時冷却系の運転を継続することができるが，排水が可能な場合は，原子炉隔離時冷却系の運転継続時間を延長できることから，原子炉隔離時冷却系の機能を維持する手段として有効である。

c. 監視及び制御

(a) 監視及び制御

上記「a.(a) 高圧原子炉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原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却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。

高圧原子炉代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器

- ・原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，S A）
- ・原子炉圧力
- ・原子炉圧力（S A）
- ・高圧原子炉代替注水流量
- ・サプレッション・プール水位（S A）

高圧原子炉代替注水系（現場起動時）の監視計器

- ・原子炉水位（狭帯域，広帯域^{※2}，燃料域^{※2}，S A^{※2}）
- ・原子炉水位（可搬型計測器）
- ・原子炉圧力^{※2}

- ・原子炉圧力（S A）※²
- ・原子炉圧力（可搬型計測器）
- ・高圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
- ・高圧原子炉代替注水系タービン入口圧力※²
- ・高圧原子炉代替注水系タービン排気圧力
- ・高圧原子炉代替注水ポンプ入口圧力

原子炉隔離時冷却系（現場起動時）の監視計器

- ・原子炉水位（狭帯域，広帯域※²，燃料域※²，S A※²）
- ・原子炉水位（可搬型計測器）
- ・原子炉圧力※²
- ・原子炉圧力（S A）※²
- ・原子炉圧力（可搬型計測器）
- ・原子炉隔離時冷却ポンプ入口圧力
- ・可搬型回転計

※²：中央制御室にて監視可能であるが，現場においても監視可能。

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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），原子炉水位（S A），原子炉水位（可搬型計測器），原子炉圧力，原子炉圧力（S A），原子炉圧力（可搬型計測器），高圧原子炉代替注水流量及びサプレッション・プール水位（S A）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すべて網羅されている。

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原子炉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。併せて、その理由を示す。

- ・原子炉水位（狭帯域）、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の現場起動時に使用する現場監視計器

原子炉水位（狭帯域）は、耐震性及び耐環境性はないが、監視可能であれば原子炉圧力容器の水位を把握することが可能なことから代替手段として有効である。

高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却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はでき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、現場起動時に原子炉圧力容器内の水位の監視及び制御を行う手段として有効である。

なお、現場監視計器のうち高圧原子炉代替注水系タービン入口圧力については、現場及び中央制御室にて監視可能な設計であるが、手順着手の判断基準に使用する炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではなく、高圧原子炉代替注水ポンプの運転状態を補助的に監視するパラメータであることから自主対策設備として位置付ける。

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

高圧原子炉代替注水系、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 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た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。

- ・制御棒駆動水圧ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・制御棒駆動水圧系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

ii ほう酸水注入系による進展抑制

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

さらに、復水輸送系等を水源としてほう酸水貯蔵タンクに水を補給することで、ほう酸水貯蔵タンクを使用したほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を継続する。

また、復水輸送系等を水源としてほう酸水注入系テストタンクに水を補給することで、ほう酸水注入系テストタンクを使用したほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水も可能である。

ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へほう酸水を注入する設備及び注水する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水注入ポンプ
- ・ほう酸水貯蔵タンク
- ・ほう酸水注入系 テストタンク
- ・ほう酸水注入系 配管・弁
- ・差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）
- ・復水輸送系
- ・消火系
- ・補給水系

- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

(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、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁、差圧検出・ほう酸水注入系配管(原子炉圧力容器内部)、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備及び代替所内電気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すべて網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、原子炉冷却材圧力バウンダリ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。併せて、その理由を示す。

- ・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、加えて復水貯蔵タンク、制御棒駆動水圧ポンプ及び制御棒駆動水圧系配管・弁の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。

- ・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、加えてほう酸水貯蔵タンク及びほう酸水注入系テストタンクへの補給ラインの耐震性が確保されていないが、復水輸送系等からほう酸水貯蔵タンク又はほう酸水注入系テストタンクに水を補給する

ことができれば、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水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。

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、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時操作要領書（徴候ベース）（以下「EOP」という。）、AM設備別操作要領書及び原子力災害対策手順書に定める（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）。

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) 高圧原子炉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原子炉代替注水系起動

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原子炉代替注水系を起動し、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。

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、SA）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）以上に維持できない場合。

(b) 操作手順

中央制御室からの高圧原子炉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図及び第1.2-3図に，概要図を第1.2-4図に，タイムチャートを第1.2-5図示す。

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に中央制御室からの高圧原子炉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原子炉代替注水系起動に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

③中央制御室運転員Aは，中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動の系統構成として，HPAC注水弁の全開操作を実施し，当直副長に中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動の準備完了を報告する。

なお，高圧原子炉代替注水系の駆動蒸気を確保するため原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気ラインを隔離する必要がある場合は，原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口弁を全閉とする。

④当直副長は，中央制御室運転員に中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動及び原子炉圧力容器への注水開始を指示する。

⑤中央制御室運転員Aは，RCIC HPACタービン蒸気入口弁を全開操作することにより高圧原子炉代替注水系を起動し，原子炉圧力容器への注水を開始する。

⑥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

ことを高圧原子炉代替注水流量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当直副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。

(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高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで10分以内で可能である。

b. 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動

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原子炉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原子炉代替注水系を起動し、サブプレッション・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。

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、SA）及び原子炉水位（可搬型計測器）により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

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

(a) 手順着手の判断基準

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）以上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原子炉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原子炉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 図及び第 1.2-3 図に、概要図を第 1.2-4 図に、タイムチャートを第 1.2-6 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、現場運転員に現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動の準備開始を指示する。
- ②現場運転員 A 及び B は、原子炉圧力容器の水位を確認するため、廃棄物処理建物 1 階補助盤室（非管理区域）にて、原子炉水位（可搬型計測器）の接続を実施し、当直副長に原子炉圧力容器内の水位を報告する。
- ③現場運転員 A 及び B は、高圧原子炉代替注水系の駆動蒸気圧力が確保されていることを廃棄物処理建物 1 階補助盤室（非管理区域）にて、原子炉圧力（可搬型計測器）の接続により原子炉圧力指示値が規定値以上であることを確認し、当直副長に報告する。
- ④現場運転員 C 及び D は、現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動の系統構成として、HPAC 注水弁を現場操作用のハンドルにて全開操作し、当直副長に高圧原子炉代替注水系現場起動による原子炉圧力容器への注水の準備完了を報告する。
なお、高圧原子炉代替注水系の駆動蒸気を確保するため原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気ラインを隔離する必要がある場合は、原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口弁を全閉とする。
- ⑤当直副長は、現場運転員に現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動、原子炉圧力容器への注水開始及び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 C 及び D は、RCIC HPAC タービン蒸気入口弁を現場操作用のハンドルにて全開操作することにより高圧原

子炉代替注水系を起動し、原子炉圧力容器への注水を開始する。
また、原子炉建物原子炉棟地下2階C-RHRポンプ室（管理区域）の現場監視計器により高圧原子炉代替注水系の作動状況を確認し、当直副長に作動状況に異常がないことを報告する。

⑦現場運転員A及びB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（可搬型計測器）による原子炉水位指示値の上昇により確認し、作動状況に異常がないことを当直副長に報告する。

⑧現場運転員C及びDは、蒸気外側隔離弁を現場操作のハンドルにて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。なお、当直副長の指示に基づき、原子炉圧力容器内の水位を制御する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、現場運転員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動での原子炉圧力容器への注水開始まで35分以内で可能である。

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。

(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原子炉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原子炉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原子炉代替注水系を起動

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、高圧原子炉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) 全交流動力電源喪失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原子炉隔離時冷却系起動

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合、又は高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、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。

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、SA）及び原子炉水位（可搬型計測器）により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

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

また、現場手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動した場合は、潤滑油冷却器の冷却水を確保するため、RCIC真空タンクドレン弁等を開操作することにより、RCICポンプ室に排水が滞留することとなるが、この排水を処理しなかった場合においても、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を水没させずに継続して運転できる。

(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中央制御室からの操作による原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系での原子炉圧力容器への注水ができない場合において，中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合，又は高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

(b) 操作手順

現場手動操作による原子炉隔離時冷却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 図及び第 1.2-3 図に，概要図を第 1.2-7 図，第 1.2-8 図に，タイムチャートを第 1.2-9 図に示す。

[現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動（運転員操作）]

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，現場運転員に現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の準備開始を指示する。
- ②当直長は，当直副長の依頼に基づき，緊急時対策本部に現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動にて発生する排水の処理を依頼する。
- ③現場運転員 A 及び B は，原子炉圧力容器の水位を確認するため，廃棄物処理建物 1 階補助盤室（非管理区域）にて，原子炉水位（可搬型計測器）の接続を実施し，当直副長に原子炉圧力容器内の水位を報告する。
- ④現場運転員 A 及び B は，原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気圧力が確保されていることを廃棄物処理建物 1 階補助盤室（非管理区域）にて，原子炉圧力（可搬型計測器）の接続により原子炉圧

力指示値が規定値以上であることを確認し、当直副長に報告する。

⑤現場運転員C及びDは、原子炉隔離時冷却系タービン及びポンプに使用している潤滑油冷却器の冷却水を確保するため、復水器冷却水入口弁、RCIC真空タンクドレン弁、RCIC真空タンク水位検出配管ドレン弁の全開操作を実施し、当直副長に原子炉隔離時冷却系の冷却水確保完了を報告する。

⑥現場運転員C及びDは、現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動の系統構成として、RCIC注水弁及びミニマムフロー弁を現場操作用のハンドルにて全開操作を実施する。

なお、原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気を確保するため高圧原子炉代替注水系の駆動蒸気ラインを隔離する必要がある場合は、高圧原子炉代替注水系のRCIC HPACタービン蒸気入口弁を全閉とする。原子炉隔離時冷却系起動の系統構成完了後、原子炉隔離時冷却系タービングランド部からの蒸気漏えいに備え保護具（酸素呼吸器及び耐熱服）を装着し、当直副長に現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動の準備完了を報告する。

⑦当直副長は、現場運転員に現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動、原子炉压力容器への注水開始及び原子炉压力容器内の水位の監視を指示する。

⑧現場運転員C及びDは、原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口弁を現場操作用のハンドルにて徐々に開操作することにより原子炉隔離時冷却系を起動し、原子炉隔離時冷却系タービンの回転数を可搬型回転計にて確認しながら規定回転数に調整し、ミニマムフロー弁を現場操作用のハンドルにて全開操作する。また、原子炉建物原子炉棟地下2階RCICポンプ室（管理区域）の現場監視計器により原子炉隔離時冷却系の作動状況を確認し、当直副長に作動状況に異常が無いことを報告する。

- ⑨現場運転員A及びB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（可搬型計測器）による原子炉水位指示値の上昇により確認し、作動状況に異常がないことを当直副長に報告する。
- ⑩現場運転員C及びDは、蒸気外側隔離弁を現場操作用のハンドルにて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。なお、当直副長の指示に基づき、原子炉圧力容器内の水位を制御する。

[原子炉隔離時冷却系排水処理（緊急時対策要員操作）]

- ①緊急時対策本部は、緊急時対策要員に排水処理を指示する。
- ②緊急時対策要員は、排水処理に必要な発電機、電源盤、水中ポンプ、電源ケーブル、ホース及びホース用吐出弁（吊り具含む。）の準備を行い、大物搬入口防護扉まで移動する。
- ③緊急時対策要員は、防護扉を開放する。
- ④緊急時対策要員は、防護扉手前に発電機を設置、原子炉建物原子炉棟地下2階C-RHRポンプ室内（管理区域）に電源盤を設置し、水中ポンプの吐出側にホースを接続しRHR室床ドレンサンプタンクに水中ポンプを設置、電源ケーブル及びホースを搬入する。
- ⑤緊急時対策要員は、発電機－電源盤間及び電源盤－水中ポンプ間の電源ケーブルを敷設し、電源盤及び水中ポンプ各端子へ電源ケーブルを接続する。
- ⑥緊急時対策要員は、原子炉建物原子炉棟地下2階C-RHRポンプ室水密扉及びトーラス室扉を開放し固縛する。
- ⑦緊急時対策要員は、水中ポンプに接続したホースを原子炉建物原子炉棟地下1階トーラス室内（管理区域）まで敷設する。また、吐出口にホース用吐出弁を取付け固縛する。

⑧緊急時対策要員は、水中ポンプを起動させるため、発電機を起動し、水中ポンプを起動させ、トールス室へ送水を開始する。

⑨緊急時対策要員は、水中ポンプの運転状態を発電機の出力量にて確認する。

⑩緊急時対策要員は、排水処理を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、現場運転員4名及び緊急時対策要員4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隔離時冷却系起動による原子炉圧力容器への注水開始まで1時間以内、緊急時対策要員による排水処理開始まで1時間45分以内で可能である。

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

R C I Cポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系起動時のみとし、その後速やかに退室する手順とする。したがって、原子炉隔離時冷却系タービングラウンド部からの蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響はないものと考えており、保護具(酸素呼吸器及び耐熱服)を確実に装着することにより本操作が可能である。

(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として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車により所内常設蓄電式直流電源設備のうちB-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)及び230V系充電器(RCIC)に給電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続

に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。

なお、全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が機能喪失し、サブプレッション・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えると想定される場合は、原子炉圧力容器への注水を低圧原子炉代替注水系（可搬型）に切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な B-115V 系蓄電池、B 1-115V 系蓄電池（S A）及び 230V 系蓄電池（R C I C）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として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車が使用可能な場合。

(b) 操作手順

常設代替交流電源設備に関する手順及び可搬型代替交流電源設備に関する手順等は「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

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

b. 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設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可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車、B 1-115V 系充電器（S A）及び 230V 系充電器（常用）により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。

なお、全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が機能喪失し、サブプレッション・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えると想定される場合は、原子炉圧力容器への注水を低圧原子炉代替注水系（可搬型）に切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な B-115V 系蓄電池、B 1-115V 系蓄電池（S A）及び 230V 系蓄電池（R C I C）が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、代替交流電源設備により直流電源を確保できない場合。

(b) 操作手順

可搬型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。

(c) 操作の成立性

可搬型直流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

c. 直流給電車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直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。

なお、全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が機能喪失し、サブプレッション・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えると想定される場合は、原子炉圧力容器への注水を低圧原子炉代替注水系（可搬型）に切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な B-115V 系蓄電池，B 1-115V 系蓄電池（S A）及び 230V 系蓄電池（R C I C）が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で，代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備により直流電源を確保できない場合。

(b) 操作手順

直流給電車に関する手順等は「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

直流給電車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。

(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圧力容器への注水ができない場合は，中央制御室からの操作により高圧原子炉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原子炉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原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。

いずれの操作によっても高圧原子炉代替注水系を起動できない場合，又は高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は，現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却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，原子炉隔離時冷却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として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車により所内常設蓄電式直流電源設備のうち B-115V 系充電器，B1-115V 系充電器（SA）及び 230V 系充電器（RCIC）に給電し，原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。

代替交流電源設備による給電ができない場合は，可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車，B1-115V 系充電器（SA）及び 230V 系充電器（常用）により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。

代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備による給電ができない場合は，直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉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する。

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. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

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，高圧原子炉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原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合は，原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）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圧力容器

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、高圧炉心スプレ
イ系、高圧原子炉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原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない
場合で、制御棒駆動水圧系が使用可能な場合。

(b) 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図及び第1.2-3図に、
概要図を第1.2-10図に、タイムチャートを第1.2-11図示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員
に制御棒駆動水圧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、制御棒駆動水圧系の起動に必要なポン
プ、監視計器の電源及び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当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガ
スタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、制御棒駆動水圧系
が使用可能か確認する。
- ④当直副長は、中央制御室運転員に制御棒駆動水圧系による原子
炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、A-制御棒駆動水圧ポンプの起動操作
を実施し、A-制御棒駆動水圧ポンプが起動したことを確認す
る。
- ⑥中央制御室運転員Aは、CRD系統流量調節弁及びCRD駆動
水圧力調節弁の全開操作を実施する。
- 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
ことを制御棒駆動水圧系系統流量指示値の上昇により確認し、

当直副長に報告する。

(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 15 分以内で可能である。

b. 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時又は全交流動力電源喪失時において、高圧原子炉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原子炉水位低(レベル 3)以上に維持できない場合は、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を実施する。

さらに、復水輸送系等を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給することで、ほう酸水貯蔵タンクを使用したほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を継続する。

また、復水輸送系等を水源としてほう酸水注入系テストタンクに補給することで、ほう酸水注入系テストタンクを使用したほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水も可能である。

(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の状態であり、高圧炉心スプレイ系、高圧原子炉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原子炉水位低(レベル 3)以上に維持できない場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合。

(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 1.2-2 図及び第 1.2-3 図に、概要図を第 1.2-12 図に、タイムチャートを第 1.2-13 図に示す。

[ほう酸水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当直副長は、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当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、ほう酸水注入系が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員Aは、A又はB－ほう酸水注入ポンプの起動操作（ほう酸水注入系起動用C O Sを「A系統」位置（B系を起動する場合は「B系統」位置）にすることで、A（B）－S L Cタンク出口弁及びA（B）－S L C注入弁が全開となり、A（B）－ほう酸水注入ポンプが起動し、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。
- ⑤中央制御室運転員Aは中央制御室にて、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始されたことをほう酸水貯蔵タンク液位指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。

[ほう酸水貯蔵タンクを使用した原子炉圧力容器への継続注水]

- ⑥当直副長は、原子炉圧力容器への継続注水が必要と判断した場合は、現場運転員にほう酸水注入系による原子炉圧力容器への継続注水の準備開始を指示する。*

※:[ほう酸水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]の準備と併せて実施する。

- ⑦現場運転員B及びCは、ほう酸水貯蔵タンクを使用した原子炉圧力容器への継続注水の系統構成として、ホース接続（復水輸送系～補給水系の間）し、MUW工具類除染シンク供給弁（除

染用), CWT工具類除染シンク除染弁の全開操作を実施する。

⑧現場運転員B及びCは, SLC封水止め弁及びSLCドレン弁の全閉並びにSLCタンク補給水入口元弁の全開操作実施後, 当直副長にほう酸水貯蔵タンクを使用した原子炉圧力容器への継続注水の準備完了を報告する。

⑨当直副長は, 現場運転員にほう酸水貯蔵タンクを使用した原子炉圧力容器への継続注水の開始を指示する。

⑩中央制御室運転員Aは, 復水輸送ポンプが運転中であり, 復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力指示値が規定値以上であることを確認する。

⑪現場操作員B及びCは, SLCタンク補給水入口弁を調整開とし, ほう酸水貯蔵タンクに補給する。

[ほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉圧力容器への注水]

①当直副長は, 手順着手の判断基準に基づき, 運転員にほう酸水注入系テストタンクを使用した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, ほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ及び電動弁の電源が確保されたこと並びに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当直長は, 当直副長からの依頼に基づき, 緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し, ほう酸水注入系が使用可能か確認する。

④中央制御室運転員Aは, 復水輸送ポンプが運転中であり, 復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力指示値が規定値以上であることを確認する。

⑤現場運転員B及びCは, ほう酸水注入系テストタンクを使用し

た原子炉圧力容器への継続注水の系統構成として、ホース接続（復水輸送系～補給水系の間）し、MUW工具類除染シンク供給弁（除染用）、CWT工具類除染シンク除染弁の全開操作を実施する。

⑥現場運転員B及びCは、SLCテストタンク出口弁、SLCオリフィスバイパス弁の全開操作を実施し、SLCテストタンクに水張りを行う。

⑦現場運転員B及びCは、SLCテストタンク水張りが完了したことを確認し、SLC封水止め弁及びSLCオリフィスバイパス弁の全閉操作完了後、当直副長にほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉圧力容器への注水の準備完了を報告する。

⑧当直副長は、現場運転員にほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。

⑨現場運転員B及びCは、A（B）－SLC注入弁の全開操作を実施した後、A（B）－ほう酸水注入ポンプを起動する。原子炉建物原子炉棟3階SLCポンプ室（管理区域）にて、ほう酸水注入ポンプ出口圧力指示値の上昇を確認後、速やかにSLCオリフィスバイパス弁を調整開とし、ほう酸水注入系テストタンクに補給する。

⑩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指示値及び復水貯蔵タンク水位指示値により確認し、当直副長に報告する。

(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原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで10分以内で可能である。

さらに、復水輸送系等を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給し、

原子炉圧力容器へ継続注水する場合は、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原子炉圧力容器への継続注水準備完了まで 1 時間以内で可能である。

また、復水輸送系等を水源としてほう酸水注入系テストタンクに補給し、原子炉圧力容器へ注水を行う場合は、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原子炉圧力容器への注水開始まで 1 時間 15 分以内で可能である。

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様である。

(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圧の状態、高圧炉心スプレイ系、高圧原子炉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原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合は、交流電源又は非常用高圧母線への給電が確保され原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）により冷却水を確保できれば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。制御棒駆動水圧系及びほう酸水注入系は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。

なお、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へ注水する際の水源は、通常時の補給にて使用する補給水系が使用できない場合は、復水輸送系又は消火系から補給する。

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，サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉压力容器への注水を実施する。

なお，原子炉隔離時冷却系の水源はサブプレッション・チェンバを優先して用いるが，原子炉隔離時冷却系で用いることができる水源として自主対策設備である復水貯蔵タンクもある。サブプレッション・プール水枯渇，サブプレッション・チェンバ破損又はサブプレッション・プール水の温度が上昇することを考慮し，原子炉隔離時冷却系の確実な運転継続を確保する観点から，原子炉隔離時冷却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，運転中の原子炉隔離時冷却系を停止することなく水源切替えが可能である。

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

a. 手順着手の判断基準

復水・給水系による原子炉压力容器への注水ができず，原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上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压力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.2-14 図に，タイムチャートを第 1.2-15 図に示す。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水開始を指示する。
- 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のタービン蒸気入口弁，RCIC注水弁及び復水器冷却水入口

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ポンプ出口流量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当直副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。

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原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。

(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1H）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、サブプレッション・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。

なお、高圧炉心スプレイ系の水源はサブプレッション・チェンバを優先して用いるが、高圧炉心スプレイ系で用いることができる水源として自主対策設備である復水貯蔵タンクもある。残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却系）が機能喪失している場合、サブプレッション・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。

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

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）以上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 1.2-16 図に、タイムチャートを第 1.2-17 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室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 1 H）又はドライウェル圧力高）により高圧炉心スプレイ・ポンプが起動し、H P C S 注水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ポンプ出口流量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当直副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。

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高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで 2 分以内で可能である。

1.2.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

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

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

非常用交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車，常設代替直流電源設備として使用するS A用115V系蓄電池又は可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車，B 1 - 115V系充電器（S A）及び230V系充電器（常用）による高圧原子炉代替注水系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ・ポンプ，ほう酸水注入ポンプ，制御棒駆動水圧ポンプ，電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び非常用交流電源設備への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

原子炉水位の監視又は推定に係る計装設備に関する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.2-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧(1 / 6)

(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 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備		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	原子炉隔離時冷却ポンプ 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 ・ストレーナ 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパージャ 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)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等
			サプレッション・チェンバ 原子炉压力容器 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・ポンプ 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ ・スパージャ 高圧炉心スプレイ補機冷却系 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)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等
			サプレッション・チェンバ 原子炉压力容器	重大事故等 対処設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2／6）
（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	対処設備	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	高圧原子炉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	高圧原子炉代替注水ポンプ サプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系（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 高圧原子炉代替注水系（注水系） 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 ^{*1} 可搬型直流電源設備 ^{*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 事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」
		高圧原子炉代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ サプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系（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 高圧原子炉代替注水系（注水系） 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備 事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPAC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。

対応手段，対応設備，手順書一覧(3/6)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	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	原子炉隔離時冷却系 の発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却ポンプ 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 ・ストレーナ 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ	重大事故等 対応設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「R C I Cによる原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「原子炉隔離時冷却系排水 処理」	
			サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等 対応設備		
			水中ポンプ ホース 仮設発電機 燃料補給設備 ^{*1}	自主対策設備		
	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への給電	代替交流電源設備による	原子炉隔離時冷却ポンプ 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 ・ストレーナ 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ	重大事故等 対応設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等
				サブプレッション・チェンバ 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} 代替所内電気設備 ^{*1}	重大事故等 対応設備	
		可搬型直流電源設備による	原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却ポンプ 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 ・ストレーナ 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ	重大事故等 対応設備 (設計基準拡張)	
サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備 ^{*1} 可搬型直流電源設備 ^{*1}				重大事故等 対応設備		

*1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4／6）
 （サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書
サポート系故障時	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への給電 直流給電車による	原子炉隔離時冷却ポンプ サプレッション・チェンバ 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 ・ストレーナ 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 直流給電車及び可搬型代替交流電源設備 ^{*1} 所内常設蓄電式直流電源設備 ^{*1}	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 自主対策設備

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対応設備，手順書一覧(5 / 6)

(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	—	(中央制御室起動時)の高圧原子炉代替注水系の監視計器	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) 高圧原子炉代替注水流 サプレッション・プール水位 (S A)	重大事故等 対応設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」
			原子炉水位 (狭帯域)	自主対策設備	
		高圧原子炉代替注水系(現場起動時)の監視計器	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (可搬型計測器) 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力 (可搬型計測器)	重大事故等 対応設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」
			原子炉水位 (狭帯域) 高圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン入口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン排気圧力 高圧原子炉代替注水ポンプ入口圧力	自主対策設備	
		原子炉隔離時冷却系(現場起動時)の監視計器	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (可搬型計測器) 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力 (可搬型計測器)	重大事故等 対応設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「RCICによる原子炉注水」
			原子炉水位 (狭帯域) 原子炉隔離時冷却ポンプ入口圧力 可搬型回転計	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6 / 6）

（重大事故等の進展抑制時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		手順書
重大事故等の進展抑制	—	制御棒駆動水圧系による進展抑制	制御棒駆動水圧ポンプ 復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系 配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） 常設代替交流電源設備* ¹ 代替所内電気設備* ¹	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「CRDによる原子炉注水」
		進展抑制（ほう酸水注入系による）	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系 配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管 （原子炉圧力容器内部） 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備* ¹ 代替所内電気設備* ¹	重大事故等 対応設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」
		進展抑制（注水）	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系 テストタンク ほう酸水注入系 配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管 （原子炉圧力容器内部） 復水輸送系 消火系 補給水系 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備* ¹ 代替所内電気設備* ¹	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「SLC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。

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 / 7)

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) 高圧原子炉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原子炉代替注水系起動			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	高圧原子炉代替注水流量
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)

監視計器一覧(2 / 7)

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) 高圧原子炉代替注水系による原子炉压力容器への注水 b. 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPAC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 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (可搬型計測器) 原子炉水位 (狭帯域)
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)
	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) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (可搬型計測器) 原子炉水位 (狭帯域)
		補機監視機能	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (可搬型計測器) 高圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン入口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン排気圧力 高圧原子炉代替注水ポンプ入口圧力

監視計器一覧(3 / 7)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	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) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉压力容器への注水 a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「R C I Cによる原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「原子炉隔離時冷却系排水処理」	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) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (可搬型計測器) 原子炉水位 (狭帯域)
		水源の確保	サプレッション・プール水位 (S A)
	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) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (可搬型計測器) 原子炉水位 (狭帯域)
		補機監視機能	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力 (可搬型計測器) 原子炉隔離時冷却ポンプ入口圧力 可搬型回転計

監視計器一覧(4 / 7)

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 a. 制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水		
事故時操作要領書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「CRDによる原子炉注水」	判断基準	電源 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		補機監視機能 原子炉補機冷却系常用流量
		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 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉压力容器内への注水量 制御棒駆動水圧系系統流量
		補機監視機能 制御棒駆動水圧系充てん水ヘッド圧力
		水源の確保 復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧(5 / 7)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 2. 2. 3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制 b. 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			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」	判断基準	電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位 ろ過水タンク水位 純水タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器内への注水量	ほう酸水貯蔵タンク液位
		補機監視機能	ほう酸水注入ポンプ出口圧力 復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力

監視計器一覧(6 / 7)

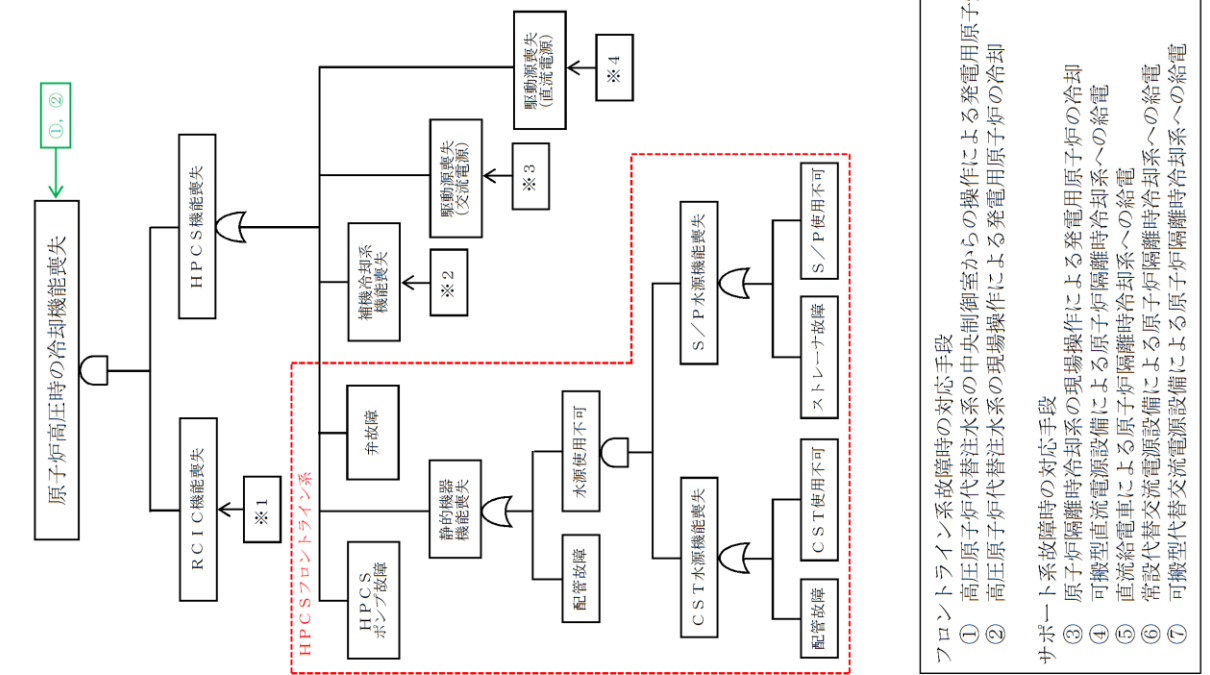
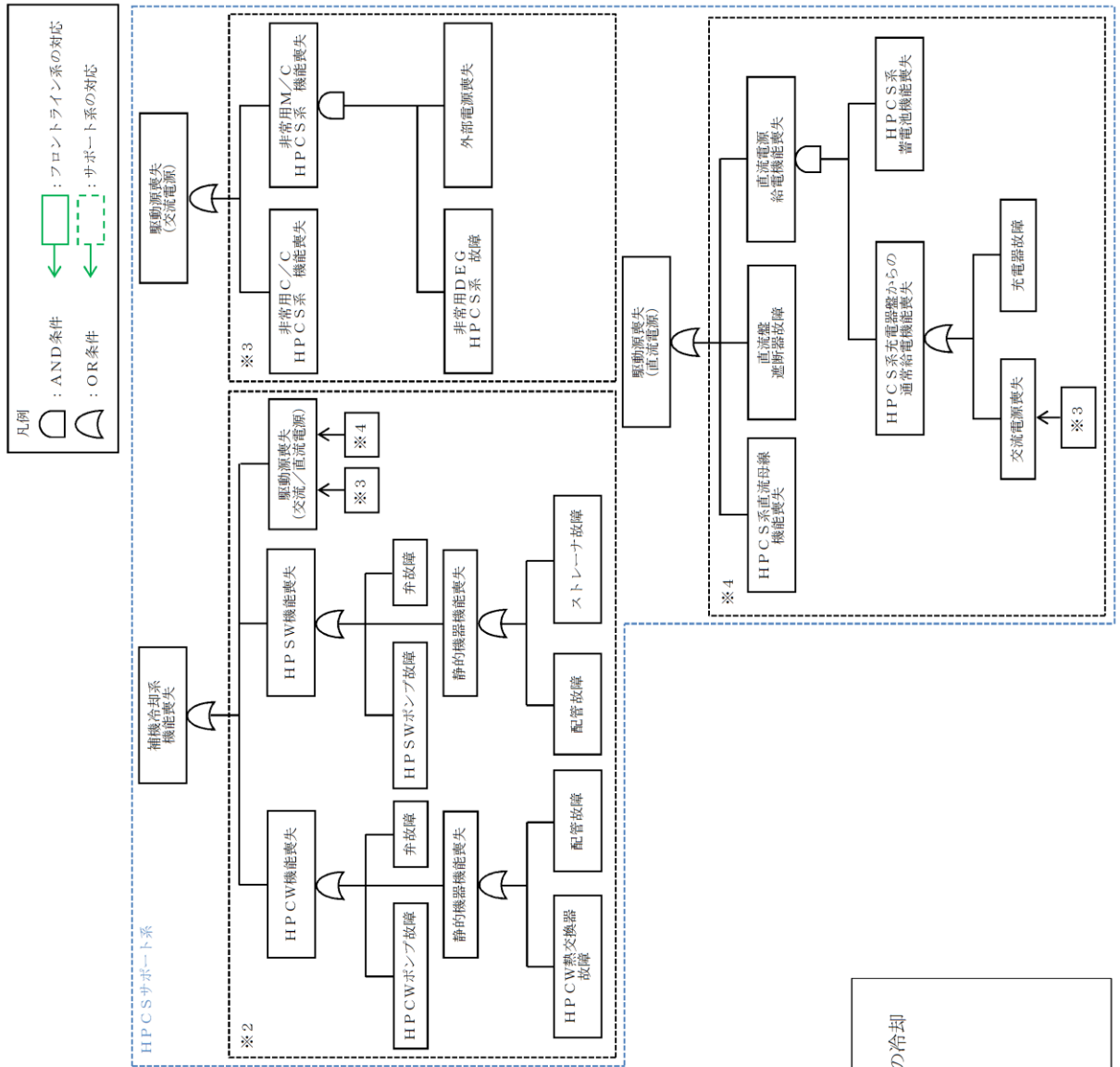
対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)
1.2.2.4 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (S A)
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		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 (S A)
		原子炉压力容器への注水量	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 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速度
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (S A)

監視計器一覧(7 / 7)

対応手順	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.2.2.4 重大事故等対処設備 (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圧力容器への注水			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	電源	HPCS-メタクラ母線電圧
		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) 原子炉水位 (SA)
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		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 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイポンプ出口流量
		補機監視機能	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)

第1.2-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

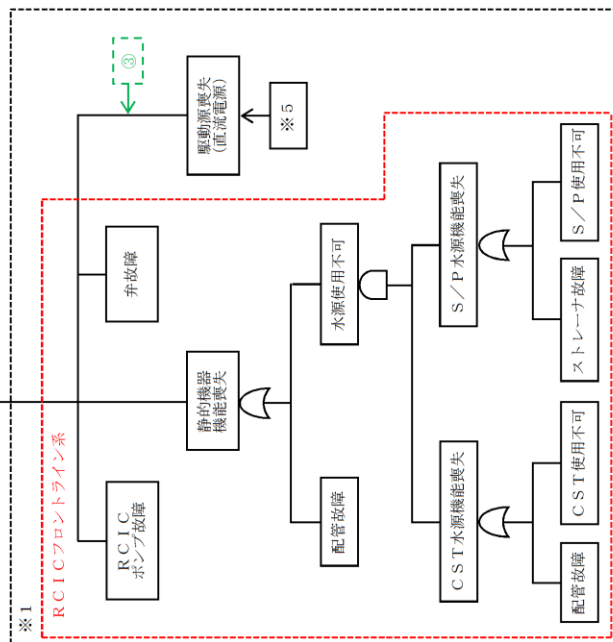
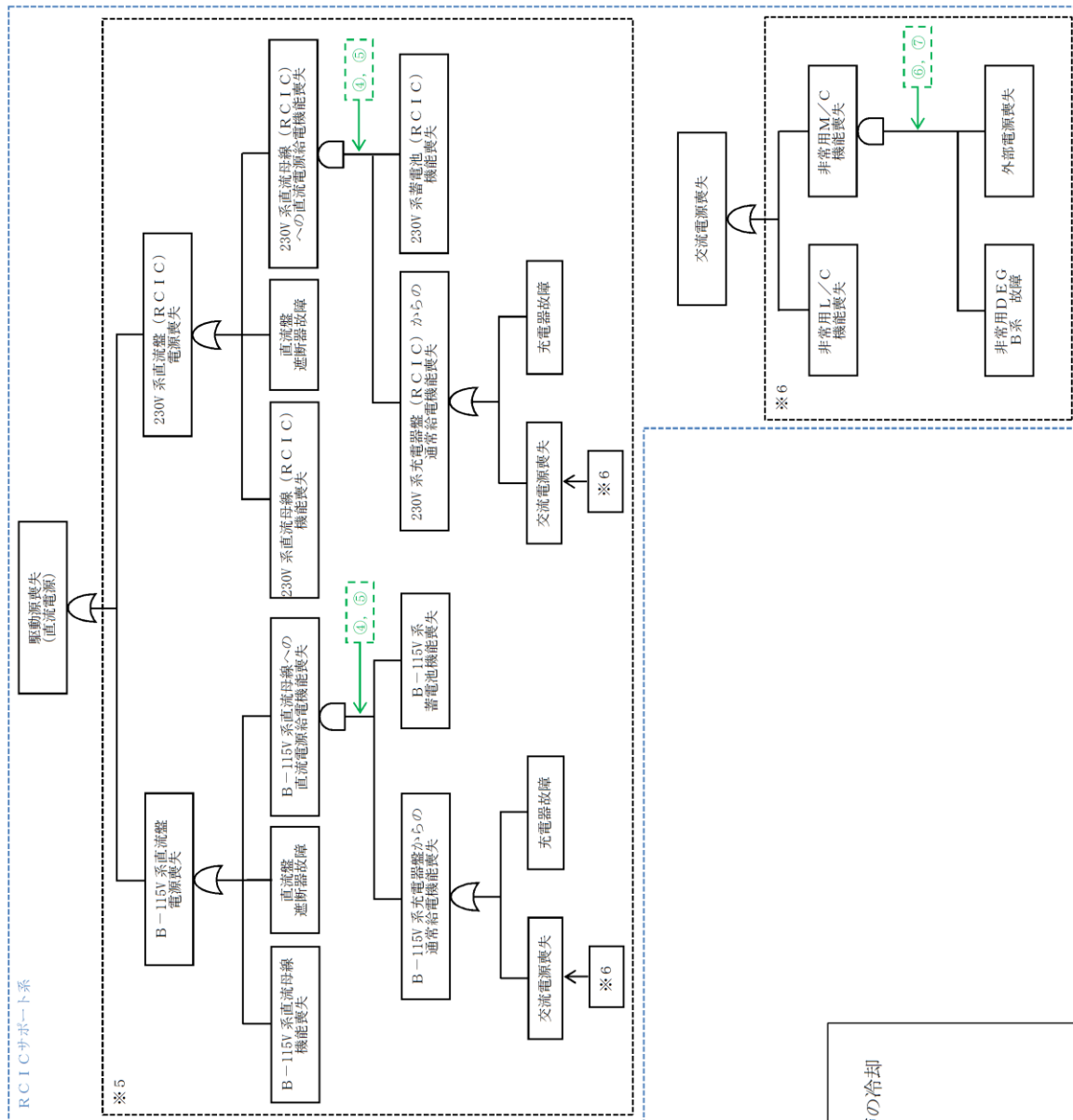
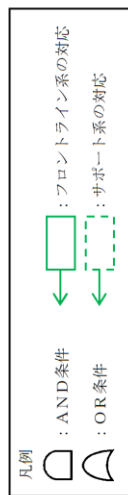
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.2】</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p>	<p>原子炉隔離時冷却系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備</p> <p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備</p> <p>可搬型直流電源設備</p> <p>230V系 (R C I C)</p>
	<p>高圧原子炉代替注水系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備</p> <p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>常設代替直流電源設備</p> <p>可搬型直流電源設備</p> <p>S A用 115V系</p>
	<p>ほう酸水注入ポンプ・弁</p>	<p>常設代替交流電源設備</p> <p>C/C C系</p> <p>C/C D系</p>
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備</p> <p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>計装C/C C系</p> <p>計装C/C D系</p>



フロントライン系故障時の対応手段
 ① 高圧原子炉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
 ② 高圧原子炉代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却

サポート系故障時の対応手段
 ③ 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却
 ④ 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電
 ⑤ 直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電
 ⑥ 常設代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電
 ⑦ 可搬型代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

第1.2-1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 高圧原子炉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
- ② 高圧原子炉代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却

サポート系故障時の対応手段

- ③ 原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却
- ④ 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電
- ⑤ 直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電
- ⑥ 常設代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電
- ⑦ 可搬型代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

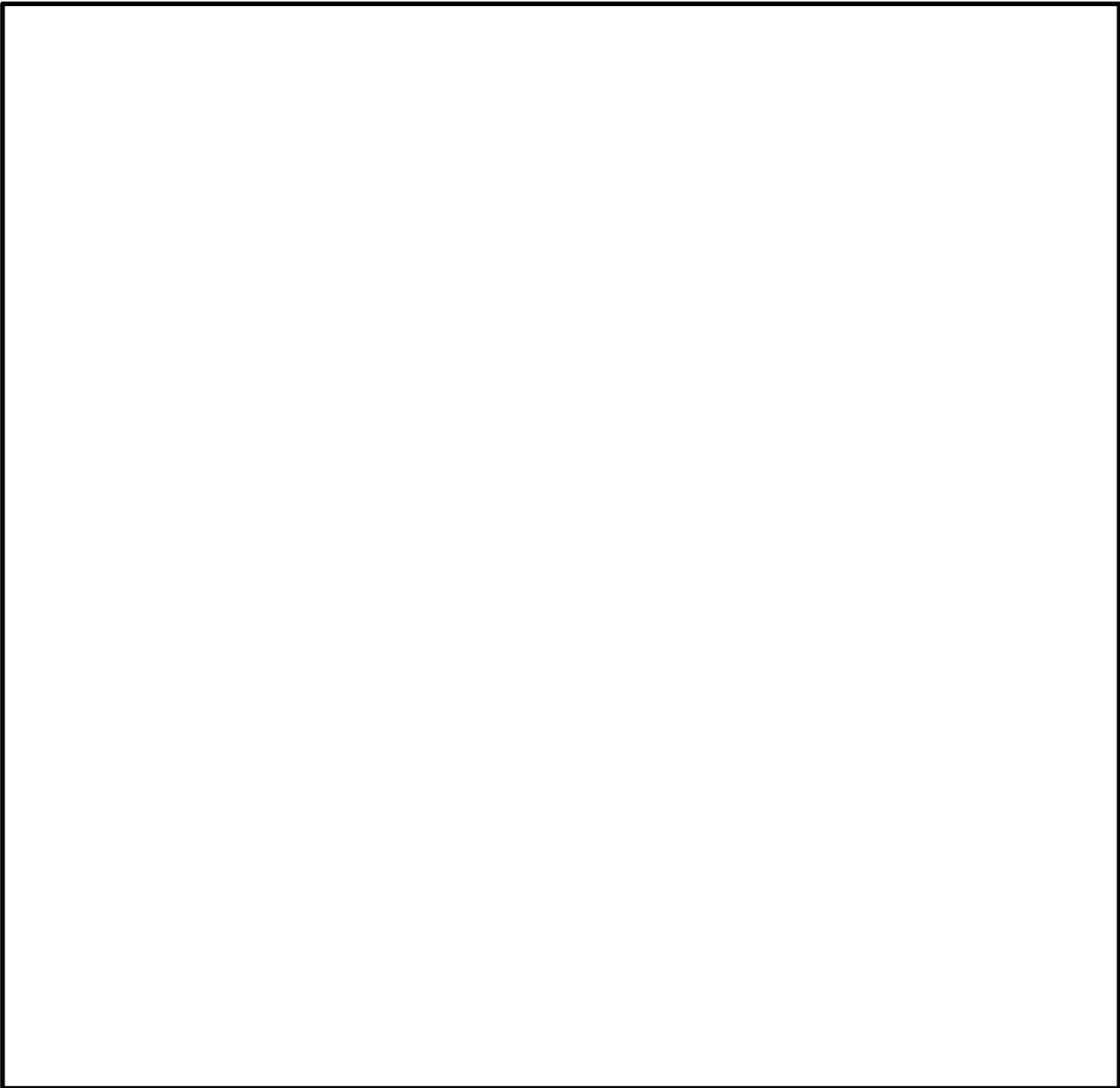
第1.2-1図 機能喪失原因対策分析 (2 / 2)

フロントライン系, サポート系の整理, 故障の想定・対応手段

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8			
原子炉高圧時の冷却機能喪失	HPCS機能喪失	HPCSポンプ故障									
		弁故障									
		静的機器機能喪失	配管故障	水源使用不可	CST水源機能喪失	配管故障					
					S/P水源機能喪失	CST使用不可					
						S/P使用不可					
		補機冷却系機能喪失	HPCW機能喪失	HPCWポンプ故障	HPCWポンプ故障						
					弁故障						
					静的機器機能喪失	HPCW熱交換器故障					
						配管故障					
					HPSW機能喪失	HPSWポンプ故障	HPSWポンプ故障				
							弁故障				
			静的機器機能喪失	配管故障							
	駆動源喪失(交流電源)		非常用C/C HPCS系 機能喪失	非常用C/C HPCS系 機能喪失							
				非常用M/C HPCS系 機能喪失	非常用DEG HPCS系 故障						
					外部電源喪失						
	駆動源喪失(直流電源)		HPCS系直流母線機能喪失	HPCS系直流母線機能喪失							
				直流盤遮断器故障							
		HPCS系直流母線への直流電源給電機能喪失		HPCS系蓄電池機能喪失							
		HPCS系直流母線への直流電源給電機能喪失	HPCS系蓄電池機能喪失	HPCS系蓄電池機能喪失	HPCS系蓄電池機能喪失						
					充電器故障						
					HPCS系充電器盤からの通常給電機能喪失	交流電源喪失	非常用C/C HPCS系 機能喪失	非常用DEG HPCS系 故障			
	駆動源喪失(交流電源)	非常用C/C HPCS系 機能喪失	非常用C/C HPCS系 機能喪失								
			非常用M/C HPCS系 機能喪失	非常用DEG HPCS系 故障							
				外部電源喪失							
HPCS系直流母線機能喪失		HPCS系直流母線機能喪失	HPCS系直流母線機能喪失								
			直流盤遮断器故障								
			HPCS系直流母線への直流電源給電機能喪失	HPCS系蓄電池機能喪失							
RCIC機能喪失	RCICポンプ故障	RCICポンプ故障	RCICポンプ故障								
			弁故障								
	静的機器機能喪失	配管故障	水源使用不可	CST水源機能喪失	配管故障						
				S/P水源機能喪失	CST使用不可						
	駆動源喪失(直流電源)	B-115V系直流盤電源喪失	B-115V系直流母線機能喪失	B-115V系直流母線機能喪失							
				直流盤遮断器故障							
B-115V系直流母線への直流電源給電機能喪失				B-115V系蓄電池機能喪失							
230V系直流盤(RCIC)電源喪失		230V系直流母線(RCIC)への直流電源給電機能喪失	230V系直流母線機能喪失	230V系直流母線機能喪失							
				直流盤遮断器故障							
				230V系直流母線(RCIC)への直流電源給電機能喪失	230V系蓄電池(RCIC)機能喪失						
駆動源喪失(交流電源)	非常用L/C HPCS系 機能喪失	非常用L/C HPCS系 機能喪失									
		非常用M/C HPCS系 機能喪失	非常用DEG HPCS系 故障								
			外部電源喪失								
	230V系直流母線(RCIC)への直流電源給電機能喪失	230V系蓄電池(RCIC)機能喪失	230V系蓄電池(RCIC)機能喪失	230V系蓄電池(RCIC)機能喪失							
				充電器故障							
				230V系充電器盤(RCIC)からの通常給電機能喪失	交流電源喪失	非常用L/C HPCS系 機能喪失	非常用DEG HPCS系 故障				
駆動源喪失(交流電源)	非常用M/C HPCS系 機能喪失	非常用M/C HPCS系 機能喪失									
		非常用DEG HPCS系 故障									
			外部電源喪失								
	230V系直流母線(RCIC)への直流電源給電機能喪失	230V系蓄電池(RCIC)機能喪失	230V系蓄電池(RCIC)機能喪失	230V系蓄電池(RCIC)機能喪失							
				充電器故障							
				230V系充電器盤(RCIC)からの通常給電機能喪失	交流電源喪失	非常用M/C HPCS系 機能喪失	非常用DEG HPCS系 故障				

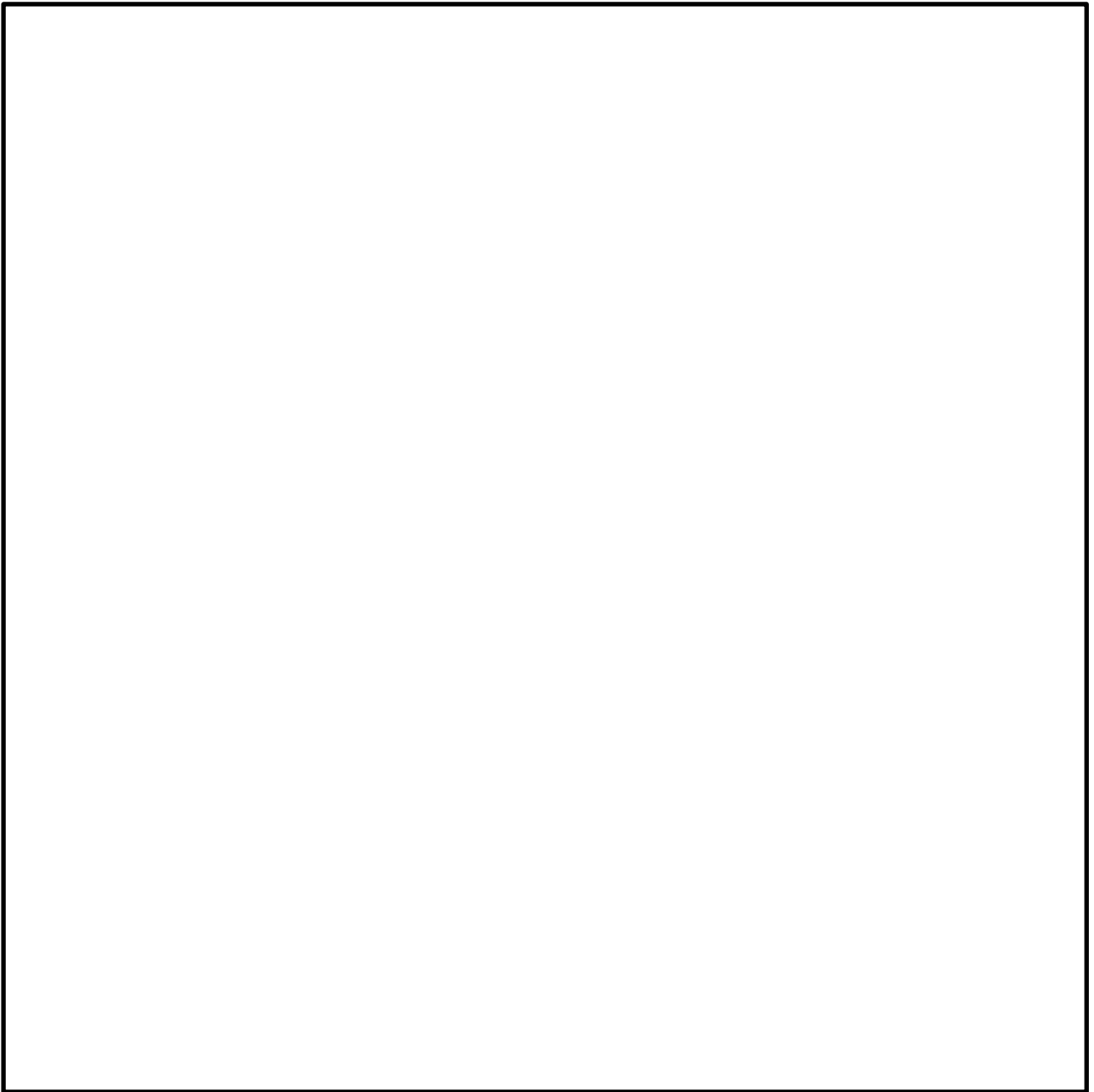
※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

第1.2-1図 機能喪失原因対策分析 (補足)



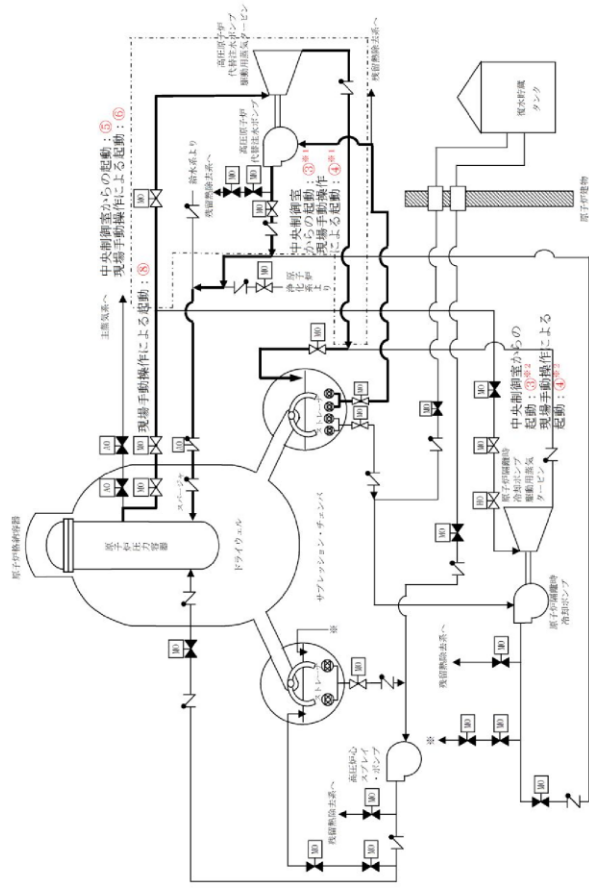
第1.2-2図 EOP 原子炉制御「水位確保」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第1.2-3図 EOP 不測事態「水位回復」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



凡例

	ポンプ
	電動作動
	油圧作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
中央制御室からの起動：③※1	HPAC注水弁
現場手動操作による起動：④※1	タービン蒸気入口弁
中央制御室からの起動：③※2	RCIC HPACタービン蒸気入口弁
現場手動操作による起動：④※2	蒸気外側隔離弁
中央制御室からの起動：⑤	
現場手動操作による起動：⑥	
現場手動操作による起動：⑧	

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

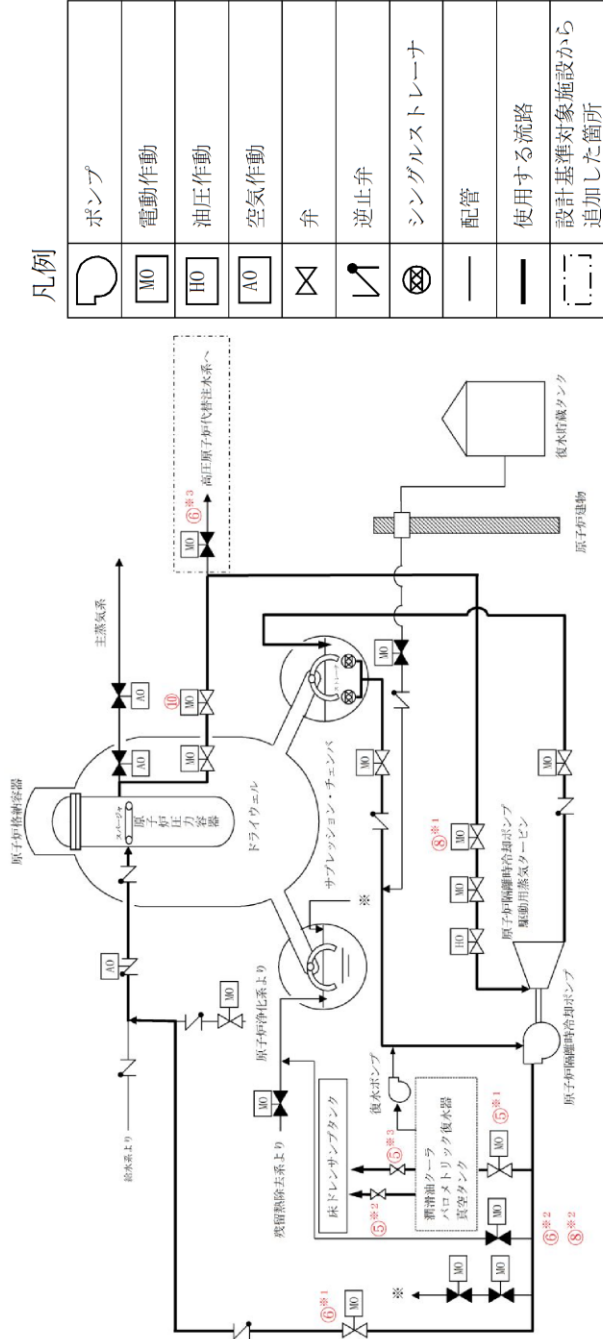
第1.2-4図 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動，現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動 概要図

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)											備考	
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110		120
手順の項目	中央制御室からの高圧原子炉代替注水水系起動 10分												
要員(数)	電源確認, 高圧原子炉代替注水水系起動												
中央制御室からの高圧原子炉代替注水水系起動	I												

第1.2-5図 中央制御室からの高圧原子炉代替注水水系起動 タイムチャート

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)											備考	
	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55		60
手順の項目	現場手動操作による高圧原子炉代替注水水系起動 35分												
要員(数)	可搬型計測器接続 (原子炉圧力)												
現場運転員 A, B	可搬型計測器接続 (原子炉水位)												
現場運転員 C, D	移動, 系統構成												
現場手動操作による高圧原子炉代替注水水系起動	起動												

第1.2-6図 現場手動操作による高圧原子炉代替注水水系起動 タイムチャート



凡例

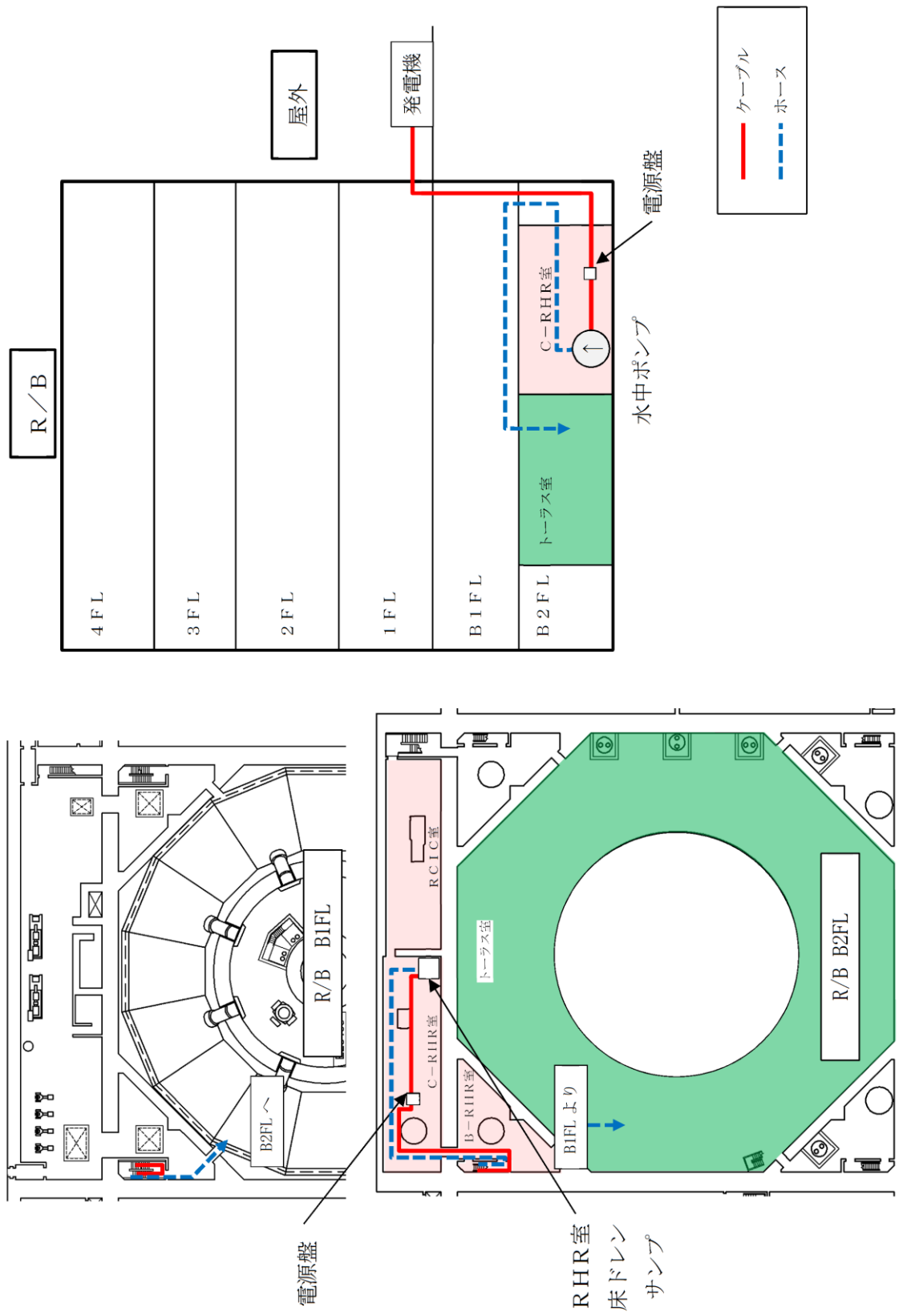
	ポンプ
	電動作動
	油圧作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
⑤※1	復水器冷却水入口弁
⑤※2	RIC真空タンクドレン弁
⑤※3	RIC真空タンク水位検出配管ドレン弁
⑥※1	RIC注水弁
⑥※2⑧※2	ミニマムフロー弁
⑥※3	RIC HPACタービン蒸気入口弁
⑧※1	タービン蒸気入口弁
⑩	蒸気外側隔離弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

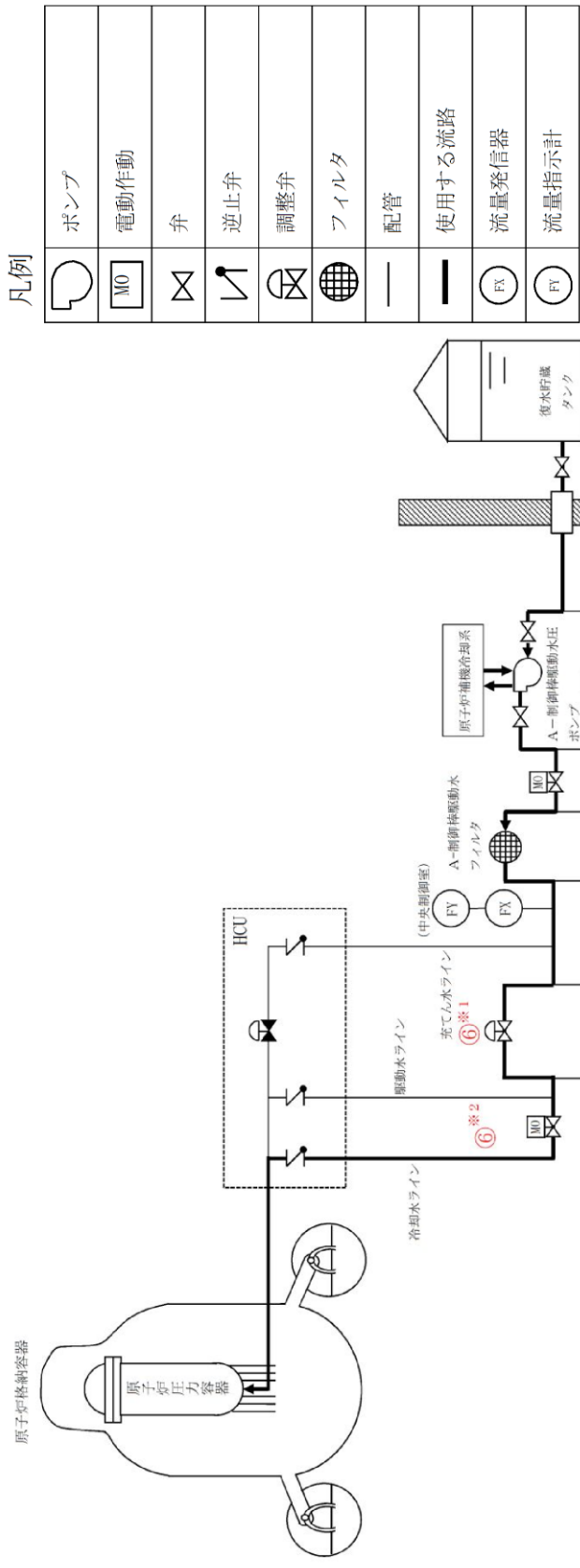
第1.2-7図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 概要図



第1.2-8図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動（排水処理） 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120				
現場手動操作による 原子炉隔離時冷却系起動及び排水処理	要員(数) 現場運転員A, B 現場運転員C, D	現場手動操作による原子炉隔離時冷却系排水処理 1時間45分 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 1時間															
		可搬型計測器接続 (原子炉圧力)															
	2	可搬型計測器接続 (原子炉水位)															
	2	移動, 系統構成															
		保護具着用															
		起動操作															
	移動, 発電機設置 水中ポンプ運搬 資機材搬入 発電機起動, 水中ポンプ起動 ホース敷設	2	移動, 発電機設置														
			水中ポンプ運搬														
			資機材搬入														
			発電機起動, 水中ポンプ起動														
ホース敷設																	
移動, 発電機設置 電源盤運搬 ケーブル敷設 発電機起動, 水中ポンプ起動	2	移動, 発電機設置															
		電源盤運搬															
		ケーブル敷設															
		発電機起動, 水中ポンプ起動															

第1.2-9図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動及び排水処理 タイムチャート



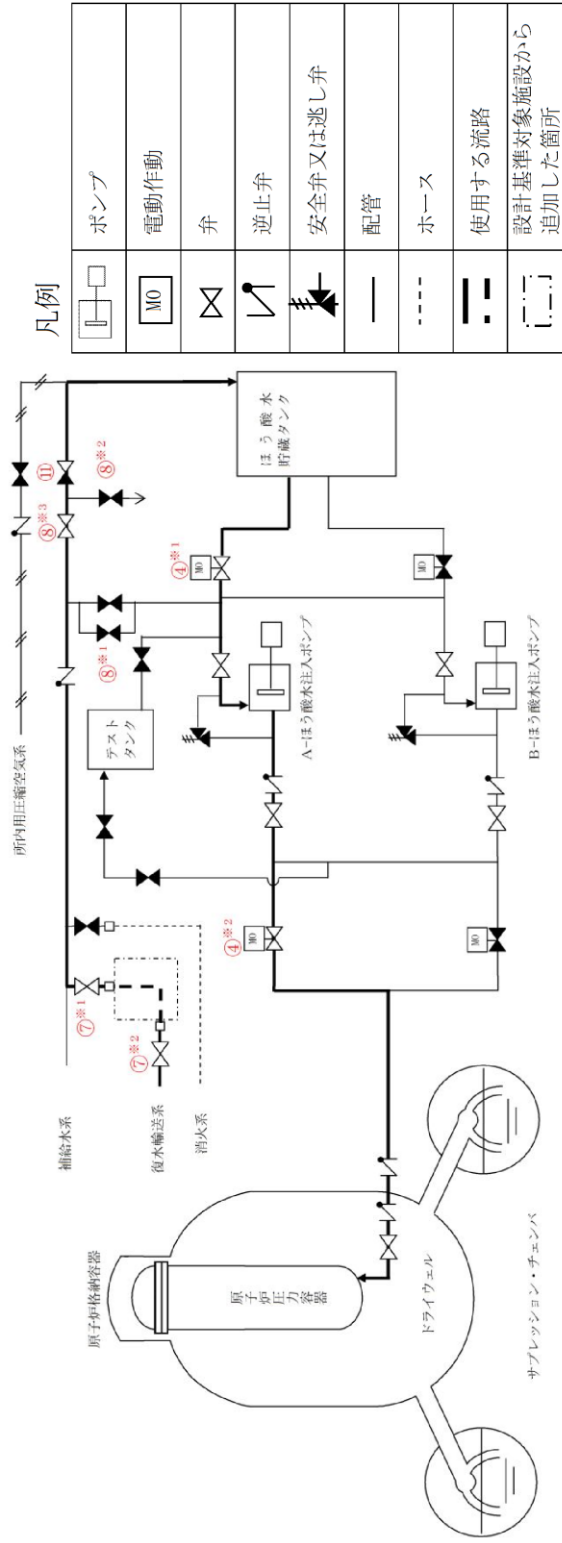
操作手順	弁名称
⑥※1	CRD系統流量調節弁
⑥※2	CRD駆動水圧力調節弁

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

第1.2-10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

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)											備考	
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110		120
手順の項目	制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 15分												
制御棒駆動水圧系による 原子炉圧力容器への注水	要員(数)												
	中央制御室運転員A		1										

第1.2-11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

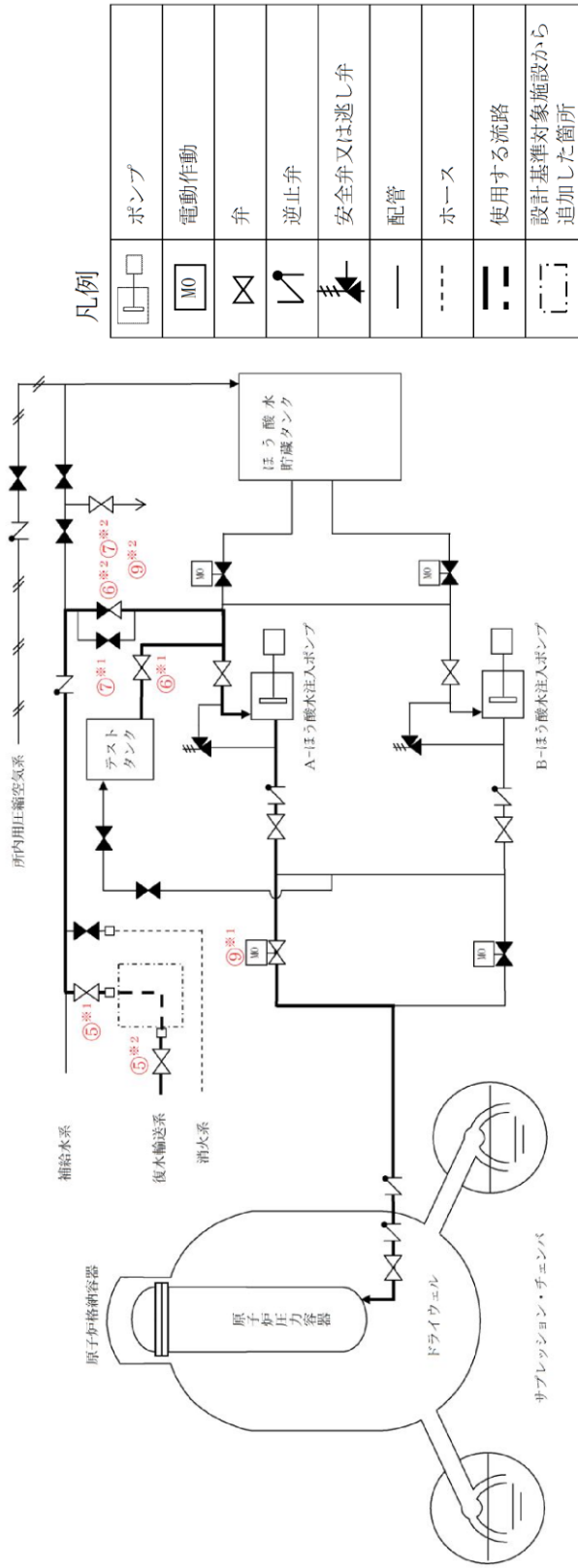


操作手順	弁名称
④※1	A-SLCタンク出口弁
④※2	A-SLC注入弁
⑦※1	MUW工具類除染シンク供給弁 (除染用)
⑦※2	CWT工具類除染シンク除染弁
⑧※1	SLC封水止め弁
⑧※2	SLCドレン弁
⑧※3	SLCタンク補給水入口元弁
⑪	SLCタンク補給水入口弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第1.2-12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及び注水 (ほう酸水貯蔵タンク使用) 概要図(1/2)



操作手順	弁名称
⑤※1	MUW工具類除染シンク供給弁 (除染用)
⑤※2	CWT工具類除染シンク除染弁
⑥※1	S L Cテストタンク出口弁
⑥※2 ⑦※2 ⑨※2	S L Cオリフィスバイパス弁
⑦※1	S L C封水止め弁
⑨※1	A-S L C注入弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

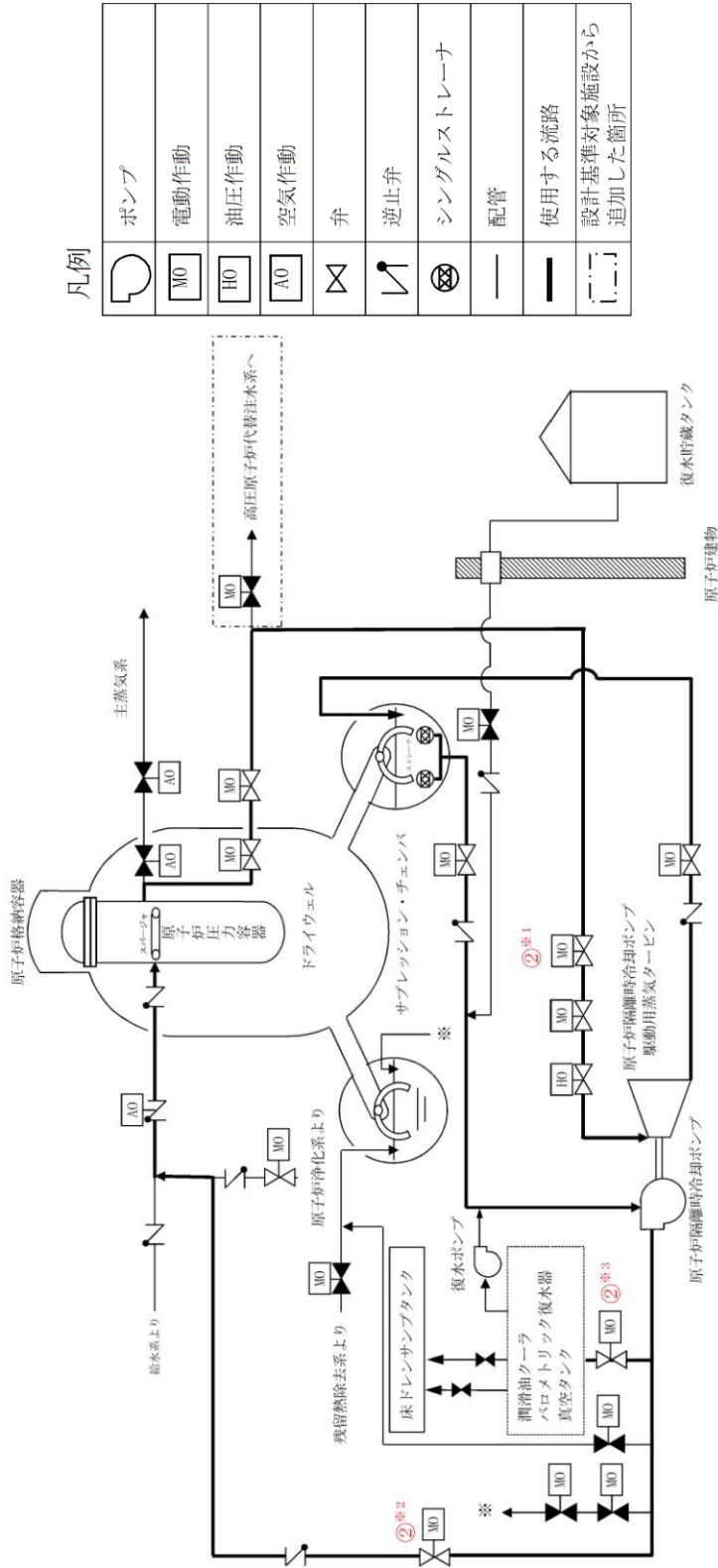
第1.2-12図 ほろ酸水注入系による原子炉圧力容器へのほろ酸水注入及び注水 (ほろ酸水注入系テストタンク使用) 概要図 (2 / 2)

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	ほう酸水注入系によるほう酸水注入開始 10分 ほう酸水注入系による継続注水準備完了 1時間												
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 (継続注水含む、) (ほう酸水貯蔵タンク使用)	要員(数)												
	中央制御室運転員A	電源確認、ほう酸水注入ポンプ起動、注入開始 ↑											
	要員(数)												
	現場運転員B, C	移動、ホース敷設 系統構成 継続注水操作 ↑											※1

※1：ほう酸水注入系A系による原子炉注入を示す。また、ほう酸水注入系B系による原子炉注入については、注入開始まで10分以内で可能である。

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水開始 1時間15分 ↓												
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 (ほう酸水注入システムタンク使用)	要員(数)												
	中央制御室運転員A	電源確認、復水輸送ポンプ運転確認 ↓											
	要員(数)												
	現場運転員B, C	移動、ホース敷設 系統構成、タンク水張り ほう酸水注入ポンプ起動、注水開始 ↑											

第1.2-13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及び注水 タイムチャート



凡例

	ポンプ
	電動作動
	油圧作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	シングルストローク
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
②※1	タービン蒸気入口弁
②※2	R I C 注水弁
②※3	復水器冷却水入口弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

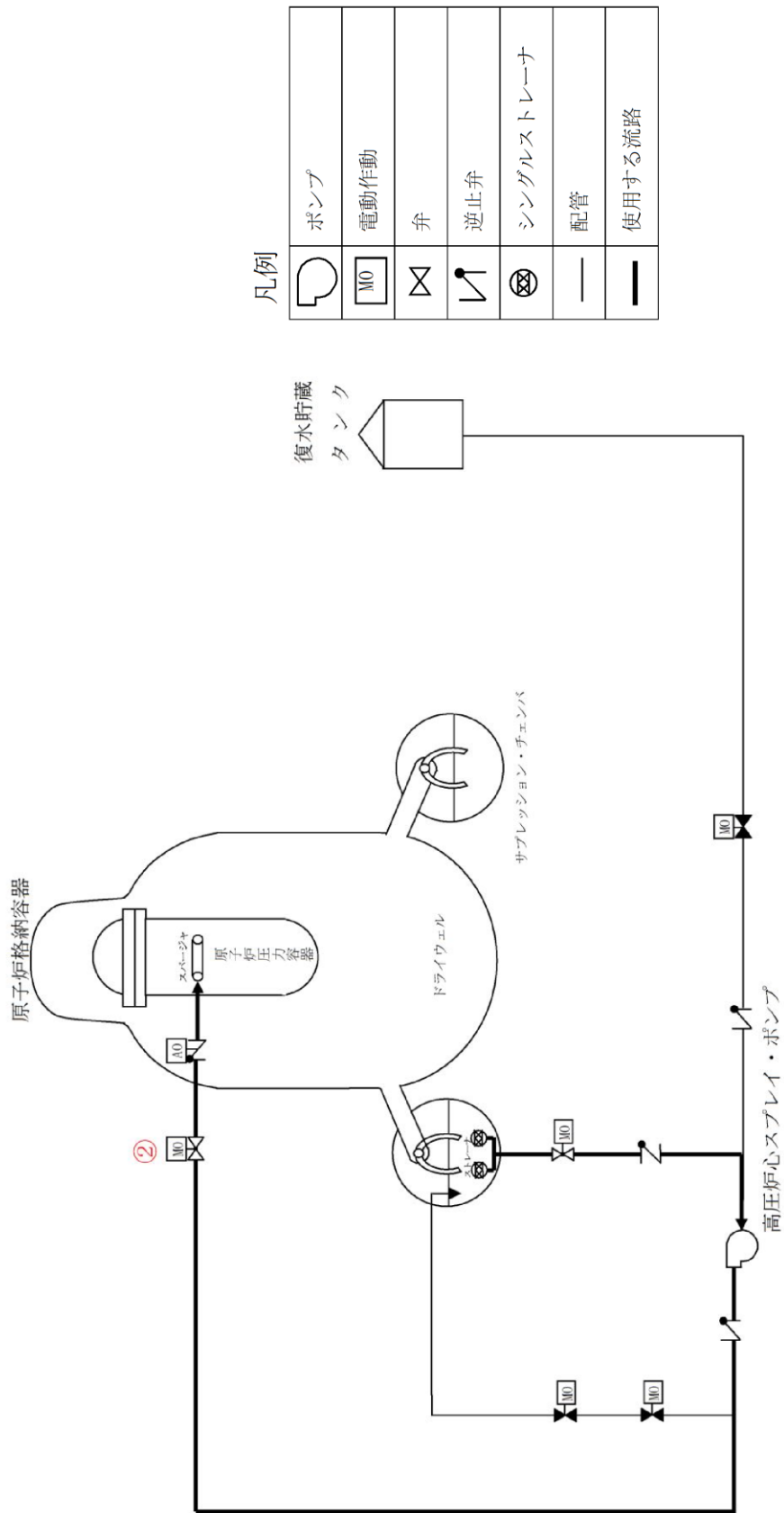
○※1～ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.2-14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

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)	備考									
			0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5
手順の項目	要員(数)										
原子炉隔離時冷却系による 原子炉圧力容器への注水 (自動起動信号が発信した場合)	中央制御室運転員A 1										
<p>原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 1分</p>											

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)	備考									
			0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5
手順の項目	要員(数)										
原子炉隔離時冷却系による 原子炉圧力容器への注水 (手動起動の場合)	中央制御室運転員A 1										
<p>原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 2分</p>											

第1.2-15図 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路

操作手順	弁名称
②	HPCS注水弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

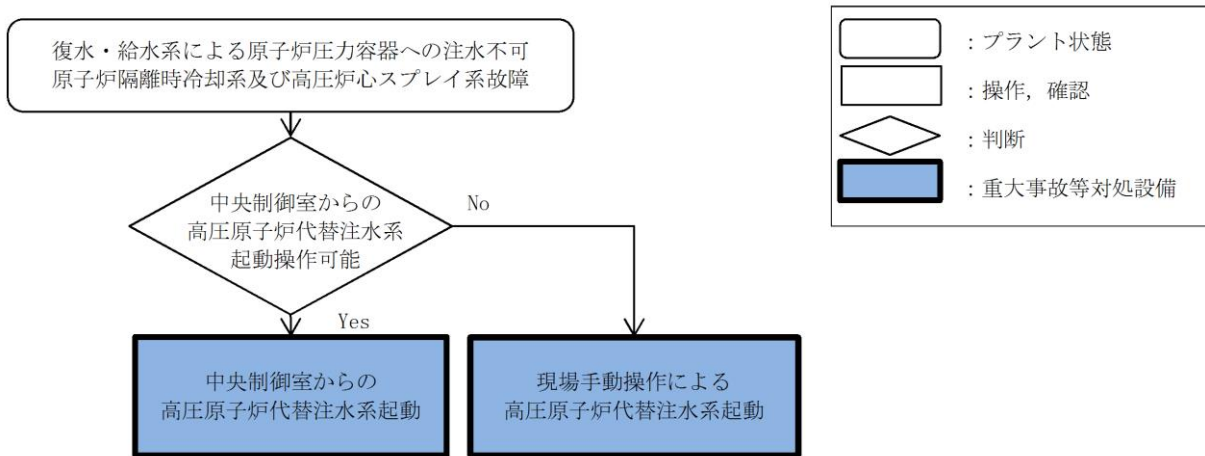
第1.2-16図 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)											備考
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	5	5.5	
手順の項目	要員(数)	高圧炉心スプレイス系による原子炉圧力容器への注水 1分											
高圧炉心スプレイス系による 原子炉圧力容器への注水 (自動起動信号が発信した場合)	中央制御室運転員A 1												

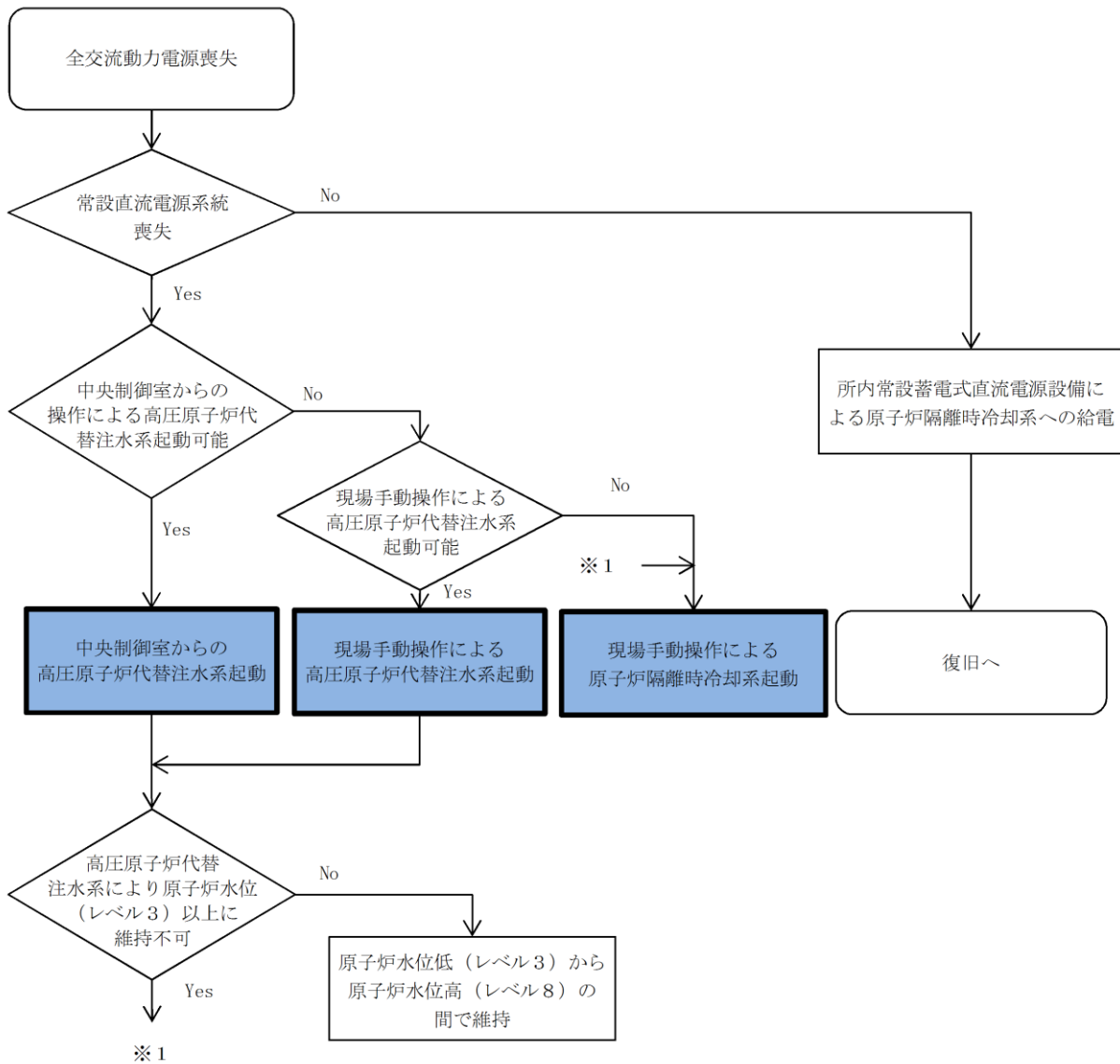
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)											備考
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	5	5.5	
手順の項目	要員(数)	高圧炉心スプレイス系による原子炉圧力容器への注水 2分											
高圧炉心スプレイス系による 原子炉圧力容器への注水 (手動起動の場合)	中央制御室運転員A 1												

第1.2-17図 高圧炉心スプレイス系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

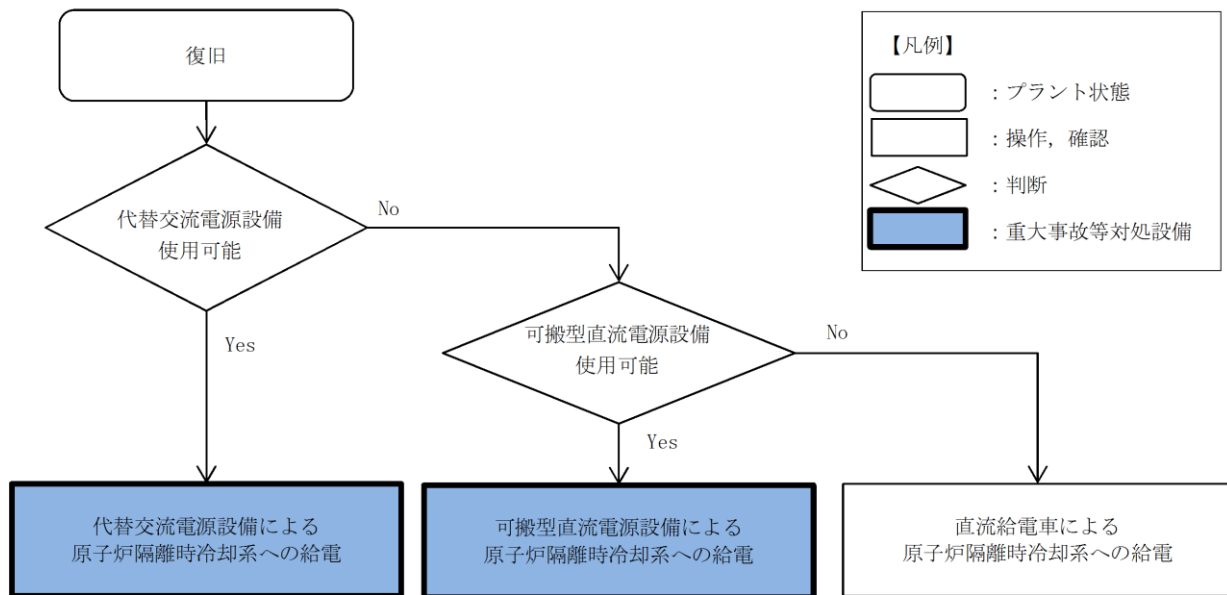
(1) フロントライン系故障時の対応手順の選択



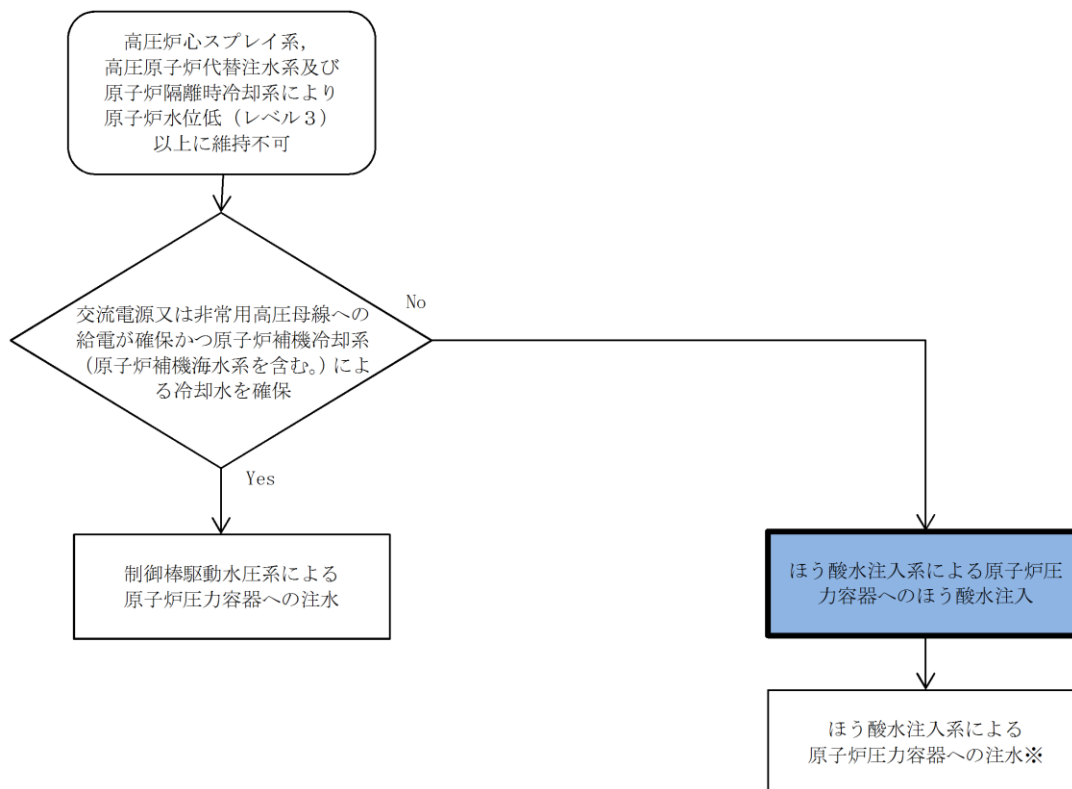
(2) サポート系故障時の対応手順の選択



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順の選択



※ 補給水系を水源としてほう酸水貯蔵タンク又はテストタンクに 補給をしながら注水を行う。なお、補給水系が使用できない場合 は、復水輸送系又は消火系を水源として補給を行う。

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)

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

< 目次 >

1.3.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 代替減圧

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧

(b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

(c) 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. 原子炉格納容器破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

d. インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応手段及び設備

(a) インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放
- b. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放
- c. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放
- d. 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放

(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

- a. 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保

(3) 逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策

(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) EOP「二次格納施設制御」

1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

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、逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) による自動減圧機能 (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原子炉冷却材の漏えいを抑制する。なお、損傷箇所の隔離ができない場合は、逃がし安全弁による減圧で原子炉冷却材の漏えいを抑制することとしており、これらの手順等について説明する。

1.3.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態にある場合は、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の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と自主対策設備^{※1}を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべ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分後及び低圧炉心スプレイ・ポンプ又は残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）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EOP「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，以下に記す「自動減圧起動阻止スイッチ」及び「代替自動減圧起動阻止スイッチ」により自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（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。

- ・ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）
- ・ 自動減圧起動阻止スイッチ
- ・ 代替自動減圧起動阻止スイッチ

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能付き※² B, Mの2個）
- ・主蒸気系 配管・クエンチャ
- ・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・非常用交流電源設備

※2：12個の逃がし安全弁はすべて逃がし弁機能を有している。

そのうち6個が自動減圧機能を有している。

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逃がし弁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逃がし安全弁に供給することにより逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉を減圧する。

また、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できていれば、中央制御室からの手動操作によりタービン・バイパス弁を開操作し、発電用原子炉を減圧する。

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。

- ・逃がし安全弁
- ・主蒸気系 配管・クエンチャ
- ・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
- ・常設代替直流電源設備
- ・可搬型直流電源設備

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

タービン・バイパス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。

- ・タービン・バイパス弁
- ・タービン制御系

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

代替減圧で使用する設備のうち、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ、自動減圧起動阻止スイッチ、代替自動減圧起動阻止スイッチ、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備、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）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すべて網羅されている。

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。

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。併せて、その理由を示す。

- ・タービン・バイパス弁、タービン制御系

炉心損傷前において、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できていれば、逃がし安全弁の代替手段として有効である。

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電

源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、可搬型直流電源設備、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）又は主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）により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。

また、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が確保できない場合においても、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により逃がし安全弁を作動させ発電用原子炉を減圧する手段がある。

i 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

可搬型直流電源設備により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。なお、可搬型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、常設代替直流電源設備にて逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。

可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型直流電源設備
- ・SRV用電源切替盤
- ・常設代替直流電源設備
- ・逃がし安全弁
- ・主蒸気系 配管・クエンチャ
- ・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ

ii 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁機能回復

逃がし安全弁の作動回路に、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）を接続し、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。

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁

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蓄電池（補助盤室）
- ・逃がし安全弁
- ・主蒸気系 配管・クエンチャ
- ・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ

iii 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁機能回復

逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）を原子炉建物原子炉棟にて接続し、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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蓄電池（原子炉建物）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用蓄電池（原子炉建物）
- ・逃がし安全弁（自動減圧機能付き B，M の 2 個）
- ・主蒸気系 配管・クエンチャ
- ・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ

iv 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による減圧

逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、逃がし安全弁（自動減圧機能なし）を開放して発電用原子炉を減圧する。

逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による減圧に使用する設備は以下のとおり。

- ・逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備
- ・逃がし安全弁（自動減圧機能なし^{※3} A，J の 2 個）
- ・主蒸気系 配管・クエンチャ

※3：12 個の逃がし安全弁はすべて逃がし弁機能を有している。

そのうち自動減圧機能を有していない 2 個の逃がし安全弁を逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備に用いる。

(b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

逃がし安全弁の作動に必要な逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び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、逃がし安全弁窒素ガス供給系により逃がし安全弁の駆動源を確保し、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 逃がし安全弁窒素ガス供給系による窒素ガス確保

逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給源が窒素ガス制御系から逃がし安全弁窒素ガス供給系に自動で切り替わ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、逃がし安全弁の駆動源が逃がし安全弁窒素ガス供給系から供給されている期間において、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、待機側の逃がし安全弁用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。

逃がし安全弁窒素ガス供給系による窒素ガス確保で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 逃がし安全弁用窒素ガスポンベ
- ・ 逃がし安全弁窒素ガス供給系 配管・弁
- ・ 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
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 可搬型直流電源設備

また、上記所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替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

(c) 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逃がし安全

弁を作動させることができるように、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス供給圧力を調整可能な設計としている。

i 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設計圧力の2倍の状態（853kPa[gage]）となった場合においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、供給圧力を調整する。

逃がし安全弁の背圧対策として、窒素ガスの供給圧力を調整するために使用する設備は以下のとおり。

- ・逃がし安全弁用窒素ガスポンペ
- ・逃がし安全弁窒素ガス供給系 配管・弁

(d) 復旧

全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により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（可搬型直流電源設備又は直流給電車）により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。

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。

- ・可搬型直流電源設備
- ・直流給電車

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、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。

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

- ・代替所内電気設備
- ・可搬型代替交流電源設備

(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、可搬型直流電源設備、SRV用電源切替盤、常設代替直流電源設備、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、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用蓄電池（補助盤室）は重大事故等対処設備として位置付ける。

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、逃がし安全弁用窒素ガスポンペ、逃がし安全弁窒素ガス供給系配管・弁、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ、常設代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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、逃がし安全弁用窒素ガスポンペ及び逃がし安全弁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、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備、代替所内電気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すべて網羅されている。

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。併せて、その理由を示す。

- ・主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池の補助盤室からの電源供給が不可能となった場合において、事象の進展によってはアクセス困難となる可能性があるが、代替電源として有効である。

- ・逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備

中央制御室から逃がし安全弁の遠隔操作が不可能となった場合には、他の窒素ガス供給設備と独立した系統である逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備を使用することができ、使用する際の現場作業（系統側への短管接続作業）に時間を要するものの、逃がし安全弁を作動させる手段として有効である。

- ・直流給電車

全交流動力電源喪失時には代替交流電源設備による給電を優先して実施しているため、高圧発電機車は配備されており、可搬型直流電源設備としては、電路構成等により対応することが可能である。その状態に追加して直流給電車2台（直流給電車115V及び直流給電車230V）の配備が必要となり時間を要するが、重大事故等の対処に必要な直流電源を確保するための手段として有効である。

c. 原子炉格納容器破損を防止するための対応手段及び設備

- (a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧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、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。

- ・逃がし安全弁

- ・主蒸気系 配管・クエンチャ
- ・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
- ・常設代替直流電源設備
- ・可搬型直流電源設備

また，上記所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替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と自主対策設備

原子炉格納容器の破損の防止で使用する設備のうち，逃がし安全弁，主蒸気系配管・クエンチャ，逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ，常設代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備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 L O C A 発生時の対応手段及び設備

(a) インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応

インターフェイスシステム L O C A 発生時に，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，逃がし安全弁及びタービン・バイパス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物原

原子炉棟内の圧力が上昇した場合において、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放することで、原子炉建物原子炉棟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、原子炉建物燃料取替階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。

原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離に使用する設備は、系統に原子炉圧力が負荷される状態での電動弁の開閉試験を実施する場合に、系統の低圧設計部分が過圧される可能性がある系統の隔離弁を選定している。

インターフェイスシステム L O C A 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。

- ・逃がし安全弁
- ・主蒸気系 配管・クエンチャ
- ・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・タービン・バイパス弁
- ・タービン制御系

インターフェイスシステム L O C A 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。

- ・残留熱除去系注水弁
- ・低圧炉心スプレイ系注水弁

インターフェイスシステム L O C A 発生時における原子炉建物原子炉棟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。

- ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

インターフェイスシステム L O C A 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、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエ

ンチャ及び逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを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 L O C A 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残留熱除去系注水弁及び低圧炉心スプレイ系注水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 L O C A 発生時における原子炉建物原子炉棟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物燃料取替階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すべて網羅されている。

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 L O C A 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。

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。併せて、その理由を示す。

- ・タービン・バイパス弁，タービン制御系

主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できていれば、発電用原子炉を減圧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. 原子炉格納容器破損を防止するための対応手段及び設備」及び「d. インターフェイスシステム L O C A 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、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時操作要領書（徴候ベース）（以下「EOP」という。）、事故時操作要領書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）、AM設備別操作要領書及び原子力災害対策手順書に定める。（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）

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で原子炉注水が可能な系統を使用した注水への移行を目的として、逃がし安全弁又はタービン・バイパス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、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

i 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

- ・復水器が使用可能であり、タービン・バイパス弁の開操作が可能な場合
- ・復水器が使用不可能であるが、逃がし安全弁の開操作が可能な場合

ii 急速減圧の場合

[低圧注水手段がある場合]

- ・低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動^{*1}により原子炉圧力容器への注水手段が確保され、逃がし安全弁の開操作が可能な場合
- ・逃がし安全弁が使用できない場合は、復水器が使用可能で、タービン・バイパス弁の開操作が可能な場合

[注水手段がない場合]

- ・原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置）に到達した場合

iii 炉心損傷後の減圧の場合

[低圧注水手段がある場合]

- ・高圧注水系は使用できないが、低圧注水系統 1 系統^{※2}以上が使用可能である場合で、逃がし安全弁の開操作が可能な場合

[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（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の 20% 上の位置）に到達した場合で、逃がし安全弁の開操作が可能な場合

※1：「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち 1 系統以上の起動」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）及び復水・給水系のうち 1 系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち 1 系統以上起動することをいう。

※2：「低圧注水系統 1 系統」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）のいずれか 1 系統をいう。

(b) 操作手順

逃がし安全弁又はタービン・バイパス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 図及び第 1.3-5 図に示す。

[タービン・バイパス弁による減圧]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員にタービン・バイパス弁を手動で開操作し、発電用原子炉を減

圧するよう指示する。

- ②^a判断基準 i : 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 を超えないようにタービン・バイパス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 ii : 急速減圧の場合

中央制御室運転員 A は、タービン・バイパス弁を手動で開操作し、発電用原子炉の急速減圧を行う。

[逃がし安全弁による減圧]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に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指示する。

- ②^a判断基準 i : 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 ii : 急速減圧の場合

中央制御室運転員 A は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6 個を手動で開操作し、発電用原子炉の急速減圧を行う。

逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を 6 個開放できない場合は、自動減圧機能を有する逃がし安全弁とそれ以外の逃がし安全弁を合わせて 6 個開放する。

- ②^c判断基準 iii : 炉心損傷後の減圧の場合

中央制御室運転員 A は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）2 個を手動で開操作し、発電用原子炉を減圧する。

逃がし安全弁（自動減圧機能付き）2 個を手動で開放できない

場合は、逃がし安全弁（逃がし弁機能）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、サブプレッション・プール水の温度上昇防止のため、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）によるサブプレッション・プール水の除熱を行う。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、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想定時間は下記のとおり。

- ・タービン・バイパス弁による減圧：10分以内
- ・逃がし安全弁による減圧：10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1.3-22図に示す。

自動減圧系機能喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、低圧で原子炉注水が可能な系統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し、復水器が使用可能であればタービン・バイパス弁により発電用原子炉を減圧する。復水器が使用不可能であれば逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧する。また、原子炉水位低（レベル1）到達10分後並びに低圧炉心スプレイ・ポンプ運転又は原子炉水位低（レベル1）到達10分後並びに残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）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. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びSA用115V系充電器により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃が

し安全弁を開放して、発電用原子炉を減圧する。なお、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びS A用 115V 系充電器による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備として使用するS A用 115V 系蓄電池にて逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁を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、補助盤室の計器にて確認が可能である。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態又は全交流動力電源喪失時に、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する際に直流電源の切替が必要な状態において、以下の条件がすべて成立した場合。

- ・炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動^{※1}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、低圧注水系統1系統^{※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（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置）に到達した場合。
- ・逃がし安全弁作動用の窒素ガスが確保されている場合。
- ・逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を常設代替直流電源設備から給電可能な場合。

※1：「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動」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）及び復水・給水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系

及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することをいう。

※2：「低圧注水系統1系統」とは，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水モード），低圧原子炉代替注水系（常設），復水輸送系，消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）のいずれか1系統をいう。

(b) 操作手順

可搬型直流電源設備による逃がし安全弁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図及び第1.3-6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当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びSA用115V系充電器による逃がし安全弁開放の準備開始を指示する。

[可搬型直流電源設備による復旧]

②当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びSA用115V系充電器による直流電源の復旧を依頼する。なお，可搬型直流電源設備に関する操作は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

[常設代替直流電源設備による復旧]

③当直副長は，可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びSA用115V系充電器による直流電源の復旧が完了するまでの間，逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧するため，運転員に常設代替直流電源設備として使用するSA用115V系蓄電池による逃がし安全弁開放の準備開始を指示する。

④現場運転員B及びCは，補助盤室の原子炉プロセス計測盤に，原子炉圧力（可搬型計測器）を接続し，原子炉圧力容器内の圧力を確認する。

- ⑤現場運転員 B 及び C は，補助盤室の S R V 用電源切替盤で，逃がし安全弁の制御回路電源を所内常設蓄電式直流電源設備として使用する B - 115V 系蓄電池から常設代替直流電源設備として使用する S A 用 115V 系蓄電池への切替えを実施し，当直副長に常設代替直流電源設備として使用する S A 用 115V 系蓄電池による逃がし安全弁開放の準備完了を報告する。
- ⑥当直副長は，中央制御室運転員に常設代替直流電源設備として使用する S A 用 115V 系蓄電池による逃がし安全弁の開放を指示する。
- ⑦当直副長は，原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に，発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。
- ⑧中央制御室運転員 A は，逃がし安全弁を手動で開操作し，発電用原子炉の減圧を開始する。
- ⑨現場運転員 B 及び C は，発電用原子炉の減圧が開始されたことを補助盤室の原子炉プロセス計測盤に接続した原子炉圧力（可搬型計測器）指示値の低下により確認し，当直副長に報告するとともに，原子炉圧力容器内の圧力が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現場運転員 B 及び C は，原子炉圧力容器内の圧力が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，当直副長へ発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。

なお，可搬型直流電源設備から電源供給が開始されると，負荷への給電が S A 用 115V 系蓄電池から S A 用 115V 系充電器による給電へ操作無く自動で切り替わることから，可搬型直流電源設備からの受電操作については不要である。

(c) 操作の成立性

[常設代替直流電源設備による復旧]

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常設代替直流電源設備による逃がし安全弁開放まで 40 分以内で可能である。

[可搬型直流電源設備による復旧]

可搬型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。

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程度である。

- b. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放
- 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、補助盤室にて逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池を接続し、逃がし安全弁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、補助盤室の計器にて確認が可能である。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、常設代替直流電源設備が使用できない場合で、以下の条件がすべて成立した場合。

- ・炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち 1 系統以上の起動^{※1}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、低圧注水系統 1 系統^{※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（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の 20% 上の位置）に到達した場合。
- ・逃がし安全弁作動用窒素ガスが確保されている場合。

※1：「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち

1 系統以上の起動」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）及び復水・給水系のうち 1 系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち 1 系統以上起動することをいう。

※ 2 : 「低圧注水系統 1 系統」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）のいずれか 1 系統をいう。

(b) 操作手順

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁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 図及び第 1.3-6 図に、概要図を第 1.3-9 図に、タイムチャートを第 1.3-10 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を經由して、緊急時対策本部に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放の準備を依頼し、運転員に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放の準備開始を指示する。
- ②緊急時対策本部は、当直長からの依頼に基づき、緊急時対策要員に補助盤室にて逃がし安全弁用蓄電池を接続することによる原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の準備作業を指示する。
- ③現場運転員 B 及び C は、補助盤室の原子炉プロセス計測盤に、原子炉圧力（可搬型計測器）を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。
- ④緊急時対策要員は、A、B - 自動減圧継電器盤の逃がし安全弁

作動回路に、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）及び仮設ケーブルを接続し、当直副長に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放の準備完了を報告する。

⑤当直副長は、中央制御室運転員に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁の開放を指示する。

⑥当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に、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、手動により逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉の減圧を開始する。

⑧現場運転員B及びCは、発電用原子炉の減圧が開始されたことを補助盤室の原子炉プロセス計測盤に接続した原子炉圧力（可搬型計測器）指示値の低下により確認し、当直副長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が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現場運転員B及びCは、原子炉圧力容器内の圧力が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、当直副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、緊急時対策要員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蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開まで1時間20分以内で可能である。

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、速やかに作業を開始できるよう、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。

c. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、ADS 仮設電源接続中継端子箱にて逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）を接続し、逃がし安全弁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、補助盤室の計器にて確認が可能である。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）が使用できない場合で、以下の条件がすべて成立した場合。

- ・炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動^{※1}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、低圧注水系統1系統^{※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（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置）に到達した場合。
- ・逃がし安全弁（自動減圧機能付き）作動用窒素ガスが確保されている場合。

※1：「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動」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）及び復水・給水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することをいう。

※2：「低圧注水系統1系統」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除

去系（低圧注水モード）、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）のいずれか1系統をいう。

(b) 操作手順

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.3-3図及び第1.3-6図に、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当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由して、緊急時対策本部に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁開放の準備を依頼し、運転員に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁開放の準備開始を指示する。
- ②緊急時対策本部は、当直長からの依頼に基づき、緊急時対策要員に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁開放（自動減圧機能付き）を指示する。
- ③現場運転員A及びBは、補助盤室の原子炉プロセス計測盤に、原子炉圧力（可搬型計測器）を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。
- ④緊急時対策要員は、原子炉建物原子炉棟2階東側ペネトレーション室外（B系の場合は、西側ペネトレーション室）にて、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池をADS仮設電源接続中継端子箱に接続する。
- ⑤当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に、発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。
- ⑥緊急時対策要員は、原子炉建物原子炉棟2階通路にて、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池の負荷の投入操作により、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を開放し、発電用原子炉の減圧を開始す

る。

⑦現場運転員A及びBは、発電用原子炉の減圧が開始されたことを補助盤室の原子炉プロセス計測盤に接続した原子炉圧力（可搬型計測器）指示値の低下により確認し、当直副長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が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。

⑧現場運転員A及びBは、原子炉圧力容器内の圧力が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、当直副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、現場運転員2名及び緊急時対策要員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蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放まで1時間30分以内で可能である。

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。

d. 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備より逃がし安全弁（自動減圧機能なしA及びJ）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、逃がし安全弁（自動減圧機能なしA及びJ）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補助盤室の計器にて確認が可能である。

(a) 手順着手の判断基準

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

- ・ 低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動^{※1}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。
- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能なし）作動用の窒素ガスが確保されている場合。

※1：「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動」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）及び復水・給水系のうち1系統以上起動すること，また，それができない場合は低圧原子炉代替注水系（常設），復水輸送系，消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することをいう。

(b) 操作手順

逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）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1.3-13図に，タイムチャートを第1.3-14図に示す。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，当直長を經由して，緊急時対策本部に逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の準備を依頼し，運転員に逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の準備開始を指示する。
- ②緊急時対策本部は，当直長からの依頼に基づき，緊急時対策要員に逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放を指示する。

- ③現場運転員A及びBは、補助盤室の原子炉プロセス計測盤に、原子炉圧力（可搬型計測器）を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。
- ④緊急時対策要員は、原子炉建物付属棟2階B－非常用電気室にて、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の配管へ短管を取付ける。
- ⑤当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に、発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。
- ⑥緊急時対策要員は、SRVDS窒素ガス代替供給弁を開操作し、発電用原子炉の減圧を開始する。
- ⑦現場運転員A及びBは、発電用原子炉の減圧が開始されたことを補助盤室の原子炉プロセス計測盤に接続した原子炉圧力（可搬型計測器）指示値の低下により確認し、当直副長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が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。
- ⑧現場運転員A及びBは、原子炉圧力容器内の圧力が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、当直副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、現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放まで1時間10分以内で可能である。

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。室温は通常運転時と同程度である。

(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

a. 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保

窒素ガス制御系からの窒素ガスの供給が喪失し、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、供給源が逃がし安全弁用窒素ガス供給系に自動で切り替わることで逃がし安全弁の駆動源を確保する。

また、逃がし安全弁用窒素ガスボンベから供給している期間において、逃がし安全弁用窒素ガスボンベ出口圧力が低下した場合、逃がし安全弁用窒素ガスボンベ（待機側）へ切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

[窒素ガス制御系から逃がし安全弁窒素ガス供給系への切替え]

A D S アキュムレータ入口圧力低警報が発生した場合。

[逃がし安全弁用窒素ガスボンベの切替え]

逃がし安全弁用窒素ガスボンベから逃がし安全弁作動用の窒素ガスを供給している期間において、N₂ガスボンベ圧力低警報が発生した場合。

(b) 操作手順

逃がし安全弁窒素ガス供給系による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 1.3-15 図に、タイムチャートを第 1.3-16 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に逃がし安全弁窒素ガス供給系による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、N₂ガスボンベ出口弁が全開したことを確認する。併せて、A D S アキュムレータ入口圧力低警報が消灯したことを確認し、当直副長へ報告する。
- ③当直副長は、逃がし安全弁用窒素ガスボンベから逃がし安全弁作動用の窒素ガスを供給している期間において、N₂ガスボンベ圧力低警報が発生した場合、現場運転員に逃がし安全弁用窒素ガスボンベ（待機側）への切替えを指示する。
- ④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に新

たに逃がし安全弁用窒素ガスポンベの確保を依頼する。

⑤現場運転員B及びCは、A-ADS窒素ガスポンベ（1A-11～15）出口弁（待機側）及びA-ADS窒素ガスポンベ供給元弁（待機側）を全開し、逃がし安全弁用窒素ガスポンベを使用側から待機側へ切り替える。

⑥現場運転員B及びCは、逃がし安全弁用窒素ガスポンベ切り替え後、当直副長に逃がし安全弁用窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保が完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

作業開始を判断してから逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保完了までの必要な要員及び想定時間は以下のとおり。

- ・窒素ガス制御系から逃がし安全弁窒素ガス供給系への切替え
中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、5分以内で可能である。

- ・逃がし安全弁用窒素ガスポンベ（待機側）への切替えによる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25分以内で可能である。

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。室温は通常運転時と同程度である。

(3) 逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策

想定される重大事故等の環境条件を考慮して、原子炉格納容器内の圧力853kPa[gage]において確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、逃がし安全弁窒素ガス供給系の供給圧力を調整する。

a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、原子炉格納容器内の圧力が427kPa[gage]に到達した場合。

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

b. 操作手順

逃がし安全弁の窒素ガス供給圧力調整手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.3-5図に、概要図を第1.3-17図に、タイムチャートを第1.3-18図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由して、緊急時対策本部に逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策を依頼し、運転員に逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の準備開始を指示する。
- ②緊急時対策本部は当直長からの依頼に基づき、緊急時対策要員に逃がし安全弁窒素ガス供給系の窒素ガス供給圧力調整を指示する。
- ③中央制御室運転員Aは、A、B-N₂ガスポンベ出口弁CSを「全開」位置にする。
- ④緊急時対策要員は、A、B-窒素ガス供給装置出口減圧弁により窒素ガス供給圧力調整を実施し、当直副長に現場作業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、緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから逃がし安全弁窒素ガス供給系の圧力調整完了まで1時間10分以内で可能である。

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。室温は通常運転時と同程度である。

(4) 復旧

a. 代替直流電源設備による復旧

常設直流電源喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びS A用 115V 系充電器又は可搬型直流電源設備に関連する自主対策設備として使用する直流給電車により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

常設直流電源喪失により、A-115V系直流盤及びB-115V系直流盤の電圧喪失を確認した場合において、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びS A用 115V 系充電器又は可搬型直流電源設備に関連する自主対策設備として使用する直流給電車いずれかの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。

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、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、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びS A用 115V 系充電器又は可搬型直流電源設備に関連する自主対策設備として使用する直流給電車いずれかの設備による直流電源の復旧が完了してから逃がし安全弁の開放まで10分以内で可能である。

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、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、

逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、A－115V系直流盤及びB－115V系直流盤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として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車いずれかの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。

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、逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車による直流電源の復旧が完了してから逃がし安全弁の開放まで10分以内で可能である。

(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1.3-22図に示す。

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びSA用115V系充電器(給電準備が完了するまでの間は常設代替直流電源設備として使用するSA用115V系蓄電池を使用)、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)、若

しくは主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）により直流電源を確保して逃がし安全弁を作動させるか，又は逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により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逃がし安全弁が作動しない場合，可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びS A用 115V 系充電器又は可搬型直流電源設備に関連する自主対策設備として使用する直流給電車により直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。

全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合，常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車により充電器を充電し，直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。

逃がし安全弁作動用窒素ガスの喪失により逃がし安全弁が動作しない場合，逃がし安全弁窒素ガス供給系により窒素ガスを確保し，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，逃がし安全弁の背圧対策として，想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，炉心損傷及び原子炉格納容器内の圧力が 427kPa[gage]に到達した場合，窒素ガスの供給圧力を調整する。

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，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) EOP「二次格納施設制御」

インターフェイスシステム L O C A 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への隔離、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。

破断箇所への特定又は隔離ができない場合は、逃がし安全弁又はタービン・バイパス弁により発電用原子炉を減圧することで、原子炉建物原子炉棟への原子炉冷却材漏えいを抑制する。また、原子炉停止時冷却モードによる原子炉除熱を実施することで現場作業環境を改善し、破断箇所への隔離を行う。

a. 手順着手の判断基準

非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の出口圧力上昇、原子炉建物原子炉棟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 L O C A の発生を判断した場合。

b. 操作手順

E O P 「二次格納施設制御」における操作手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第 1.3-19 図及び第 1.3-20 図に、タイムチャートを第 1.3-21 図に示す。

①当直副長は、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 L O C A の発生を判断し、運転員に原子炉スクラム操作と破断箇所への特定及び隔離を指示する。

②中央制御室運転員 A は、原子炉自動スクラムの作動を確認し、作動していない場合は手動スクラムを実施する。また、発生した警報及びパラメータの変化から、破断箇所へ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当直副長は、破断箇所へ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は、中央制御室運転員に、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動操作を指示する。

④中央制御室運転員Aは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動確認又は起動操作を実施する。

⑤当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動後、運転員に発電用原子炉の減圧操作、原子炉水位低下操作、残留熱除去系（健全側）によるサブプレッション・プール水冷却モードの起動操作及び放射線量抑制操作、温度抑制操作、漏えい（溢水）抑制操作の開始を指示する。

⑥^a 逃がし安全弁が使用可能の場合

中央制御室運転員Aは、逃がし安全弁により発電用原子炉の急速減圧を行い、減圧完了圧力まで減圧することで、原子炉建物原子炉棟への原子炉冷却材漏えい量を抑制する。

⑥^b 逃がし安全弁が使用不可能で、復水器が使用可能な場合

中央制御室運転員Aは、タービン・バイパス弁により発電用原子炉の急速減圧を行い、大気圧まで減圧することで、原子炉建物原子炉棟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は逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施した場合、残留熱除去系（健全側）によるサブプレッション・プール水冷却モードの起動操作を実施する。

⑧中央制御室運転員Aは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上により、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル2）以上で低めに維持し、当直副長に報告する。

⑨中央制御室運転員Aは、残留熱除去系（健全側）原子炉停止時冷

却モード起動前の確認として、格納容器隔離信号が発生している場合は、格納容器隔離信号の除外操作を実施し、原子炉压力容器内の圧力が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定圧力以下であること及び原子炉压力容器内の水位の安定を確認後、残留熱除去系（健全側）をサプレッション・プール水冷却モードから残留熱除去系（健全側）原子炉停止時冷却モードへ切替え、原子炉除熱並びに原子炉建物原子炉棟内環境改善（放射線量抑制操作、温度抑制操作、漏えい（溢水）抑制）を実施する。

- ⑩当直副長は、現場運転員に漏えい箇所の隔離を指示する。
- ⑪現場運転員 B 及び C 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、蒸気漏えいに備え保護具（酸素呼吸器及び耐熱服）を装着し、原子炉建物原子炉棟（管理区域）にて、現場手動操作による漏えい箇所の隔離を実施し、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを停止する。
- ⑫当直副長は、中央制御室運転員に原子炉压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指示する。
- ⑬中央制御室運転員 A 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、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系により、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。

c. 操作の成立性

上記の操作のうち、中央制御室からの隔離操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、インターフェイスシステム L O C A 発生から破断箇所の隔離完了まで 20 分以内で可能である。

中央制御室からの隔離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 1 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 L O C A 発生から破断箇所の隔離完了まで 10 時間以内で可能である。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、保護具（酸素呼吸器及び耐熱服）、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 L O C A 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及び原子炉隔離時冷却系電動弁作動試験における原子炉注水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水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及び原子炉隔離時冷却系でインターフェイスシステム L O C A 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の環境を考慮しても、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 L O C A により漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響を受けない。

[インターフェイスシステム L O C A の検知について]

インターフェイスシステム L O C A 発生時は、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 L O C A と判断する。

非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系ポンプ設置室は、原子炉

建物原子炉棟内において各部屋が分離されているため、温度検知器、漏えい警報、監視カメラ及び火災感知器により、漏えい場所（エリア）を特定するための参考情報の入手並びに原子炉建物原子炉棟内の状況確認が可能である。

1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

非常用交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機、可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車、常設代替直流電源設備として使用するS A用 115V系蓄電池又は可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びS A用 115V系充電器による逃がし安全弁、電動弁及び監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機、可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び非常用交流電源設備への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

第1.3-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，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	対処設備	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	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) 逃がし安全弁 (自動減圧機能付きB, Mの2個) 主蒸気系 配管・クエンチャ 自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	—※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)
		手動操作による減圧 (逃がし安全弁)	逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 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※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型直流電源設備※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 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「減圧冷却」等 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」
		手動操作による減圧 (タービン・バイパス弁)	タービン・バイパス弁 タービン制御系	自主対策設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「減圧冷却」等

※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：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については、「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」にて整備する。

※4：原子炉建物燃料取替階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，対処設備，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	対処設備	手順書
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型直流電源設備 ^{※3} 常設代替直流電源設備 ^{※3} SRV用電源切替盤 逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「SRV駆動源確保(SRV電源切替)」
		蓄電池(補助盤室)による逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室) 逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「SRV駆動源確保(SRV用蓄電池)」 原子力災害対策手順書 「蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作(補助盤室)」
		主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(原子炉建物)による逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(原子炉建物) 逃がし安全弁(自動減圧機能付きB, Mの2個) 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「SRV駆動源確保(SRV用蓄電池)」 原子力災害対策手順書 「蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作(原子炉建物)」
		逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による減圧	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備 逃がし安全弁(自動減圧機能なしA, Jの2個) 主蒸気系 配管・クエンチャ	自主対策設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「急速減圧」 AM設備別操作要領書 「SRVDSによるSRV開放」 原子力災害対策手順書 「逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による主蒸気逃がし安全弁開放」
		逃がし安全弁窒素ガス供給系による窒素ガス確保	逃がし安全弁窒素ガスポンペ 逃がし安全弁窒素ガス供給系 配管・弁 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 常設代替交流電源設備 ^{※3} 所内常設蓄電式直流電源設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3} 常設代替直流電源設備 ^{※3} 可搬型直流電源設備 ^{※3}	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「急速減圧」 AM設備別操作要領書 「SRV駆動源確保(窒素ガスポンペ)」

※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：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については、「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」にて整備する。

※4：原子炉建物燃料取替階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，対処設備，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	対処設備	手順書
サポート系故障時	—	逃がし安全弁の背圧対策	逃がし安全弁用窒素ガスポンベ 逃がし安全弁窒素ガス供給系 配管・弁	重大事故等対処設備 事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「注水-1」 AM設備別操作要領書 「SRV背圧対策」 原子力災害対策手順書 「窒素ガスポンベによる主蒸気逃がし安全弁背圧対策」
	常設直流電源 全交流動力電源	代替直流電源設備による復旧	可搬型直流電源設備 ^{※3}	— ^{※3}
			直流給電車 ^{※3}	
		代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備 ^{※3} 代替所内電気設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3}	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：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については、「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」にて整備する。

※4：原子炉建物燃料取替階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，対処設備，手順書一覧(4 / 4)

(原子炉格納容器の破損防止，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	対処設備	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	逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 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 ^{※3} 常設代替直流電源設備 ^{※3} 可搬型直流電源設備 ^{※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 事故時操作要領書(シビアアクシデント)「注水-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	逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備
			タービン・バイパス弁 タービン制御系	自主対策設備
		原子炉冷却材の漏えい箇所との隔離	残留熱除去系注水弁 低圧炉心スプレイ系注水弁	重大事故等対処設備(設計基準拡張)
		原子炉建物原子炉棟の圧力上昇抑制及び環境改善	原子炉建物燃料取替階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：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については、「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」にて整備する。

※4：原子炉建物燃料取替階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 / 7)

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 a. 手動操作による減圧			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「減圧冷却」	判断基準	注水手段の確保 (運転状態)	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 A-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 B-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力 復水輸送ポンプ出口ヘッド圧力 RFP出口ヘッド圧力
		補機監視機能	復水器真空度
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)
		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 (SA)
	補機監視機能	復水器真空度	
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			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「急速減圧」	判断基準	注水手段の確保 (運転状態)	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 B-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力 復水輸送ポンプ出口ヘッド圧力 RFP出口ヘッド圧力
		補機監視機能	復水器真空度
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)
		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 (SA)
	補機監視機能	復水器真空度	

監視計器一覧(2 / 7)

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 a. 手動操作による減圧			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」	判断基準	注水手段の確保 (運転状態)	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 B-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力 復水輸送ポンプ出口ヘッド圧力 RFP 出口ヘッド圧力
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)

監視計器一覧(3 / 7)

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 a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放		
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「SRV駆動源確保 (SRV電源切替)」	判断基準	駆動源の確保 A-N ₂ ガスポンベ圧力 B-N ₂ ガスポンベ圧力 A-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力
		注水手段の確保 (運転状態) 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 B-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力 復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力 RFP出口ヘッダ圧力
	操作	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (可搬型計測器)
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 b. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全弁開放		
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「SRV駆動源確保 (SRV蓄電池)」 原子力災害対策手順書 「蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作 (補助盤室)」	判断基準	駆動源の確保 A-N ₂ ガスポンベ圧力 B-N ₂ ガスポンベ圧力 A-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力
		注水手段の確保 (運転状態) 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 B-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力 復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力 RFP出口ヘッダ圧力
	操作	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (可搬型計測器)

監視計器一覧(4 / 7)

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 c. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放		
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「SRV駆動源確保 (SRV蓄電池)」 原子力災害対策手順書 「蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作 (原子炉建物)」	判断基準	駆動源の確保 A-N ₂ ガスポンベ圧力 B-N ₂ ガスポンベ圧力 A-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力
		注水手段の確保 (運転状態) 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 B-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ出口ヘッド圧力 A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力 RFP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 (SA) 原子炉圧力 (可搬型計測器)
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 d. 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放		
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「急速減圧」 AM設備別操作要領書 「SRVDSによるSRV開放」 原子力災害対策手順書 「逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁開放」	判断基準	駆動源の確保 窒素ガス代替供給系窒素ガスポンベ圧力
		注水手段の確保 (運転状態) 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 B-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 復水輸送ポンプ出口ヘッド圧力 A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力 RFP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 (SA) 原子炉圧力 (可搬型計測器)
	補機監視機能	窒素ガス代替供給系窒素ガスポンベ圧力 窒素ガス代替供給系窒素ガス供給圧力

監視計器一覧(5 / 7)

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) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧 a. 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保									
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「急速減圧」 AM設備別操作要領書 「SRV駆動源確保 (窒素ガスポンペ)」 原子力災害対策手順書 「主蒸気逃がし安全弁用窒素ガスポンベ取替」	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="539 414 603 719" rowspan="2">判断基準</td> <td data-bbox="603 414 927 568">補機監視機能</td> <td data-bbox="927 414 1442 568"> A-ADSアキュムレータ入口圧力低警報 B-ADSアキュムレータ入口圧力低警報 A-N₂ガスポンベ圧力低警報 B-N₂ガスポンベ圧力低警報 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="603 568 927 719">駆動源の確保</td> <td data-bbox="927 568 1442 719"> A-N₂ガスポンベ圧力 B-N₂ガスポンベ圧力 A-ADS用N₂ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N₂ガス減圧弁二次側圧力 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="539 719 603 871">操作</td> <td data-bbox="603 719 927 871">補機監視機能</td> <td data-bbox="927 719 1442 871"> A-N₂ガスポンベ圧力 B-N₂ガスポンベ圧力 A-ADS用N₂ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N₂ガス減圧弁二次側圧力 </td> </tr> </table>	判断基準	補機監視機能	A-ADSアキュムレータ入口圧力低警報 B-ADSアキュムレータ入口圧力低警報 A-N ₂ ガスポンベ圧力低警報 B-N ₂ ガスポンベ圧力低警報	駆動源の確保	A-N ₂ ガスポンベ圧力 B-N ₂ ガスポンベ圧力 A-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力	操作	補機監視機能	A-N ₂ ガスポンベ圧力 B-N ₂ ガスポンベ圧力 A-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力
判断基準	補機監視機能		A-ADSアキュムレータ入口圧力低警報 B-ADSアキュムレータ入口圧力低警報 A-N ₂ ガスポンベ圧力低警報 B-N ₂ ガスポンベ圧力低警報						
	駆動源の確保	A-N ₂ ガスポンベ圧力 B-N ₂ ガスポンベ圧力 A-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力							
操作	補機監視機能	A-N ₂ ガスポンベ圧力 B-N ₂ ガスポンベ圧力 A-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力							
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (3) 逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策									
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作要領書 「SRV背圧対策」 原子力災害対策手順書 「窒素ガスポンベによる主蒸気逃がし安全弁背圧対策」	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="539 958 603 1095">判断基準</td> <td data-bbox="603 958 927 1095">原子炉格納容器内の圧力</td> <td data-bbox="927 958 1442 1095">ドライウェル圧力 (SA)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="539 1095 603 1225">操作</td> <td data-bbox="603 1095 927 1225">補機監視機能</td> <td data-bbox="927 1095 1442 1225"> A-ADS用N₂ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N₂ガス減圧弁二次側圧力 </td> </tr> </table>	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 (SA)	操作	補機監視機能	A-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力		
判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 (SA)							
操作	補機監視機能	A-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力							

監視計器一覧(6 / 7)

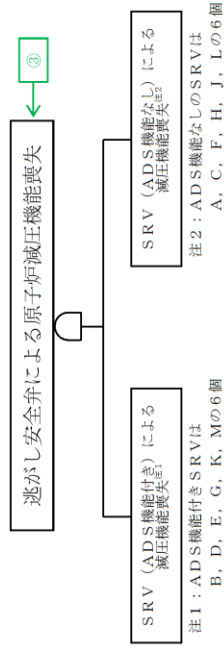
手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順 (1) EOP「二次格納施設制御」			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「二次格納施設制御」	判断基準	原子炉格納容器バイパスの監視 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) ドライウェル圧力 (SA) ドライウェル温度 (SA) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 高压炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 低压炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱除去系 配管周囲温度 原子炉隔離時冷却系配管周囲温度 原子炉建物エリア放射線モニタ	
		補機監視機能	ドライウェル床サンプ水位
		漏えい関連警報	R C I C ポンプ室 (西側) 床漏洩警報 トーラス室東側床漏洩警報 トーラス室西側床漏洩警報 A-RHR 熱交換器室床漏洩警報 B-RHR 熱交換器室床漏洩警報 原子炉建物大物搬入口前エリア床漏洩警報 A-RHR ポンプ室床漏洩警報 B-RHR ポンプ室床漏洩警報 C-RHR ポンプ室床漏洩警報 L P C S ポンプ室床漏洩警報 R C I C 蒸気管圧力低警報 R C I C 蒸気管漏洩警報
	操作	原子炉格納容器バイパスの監視 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 高压炉心スプレイポンプ出口圧力 低压炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 残留熱除去系配管周囲温度 原子炉隔離時冷却系配管周囲温度 原子炉建物エリア放射線モニタ 原子炉棟排気高レンジモニタ 換気系モニタ 燃料取替階放射線モニタ	
		原子炉圧力容器への注水量	A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 C-残留熱除去ポンプ出口流量 低压炉心スプレイポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高压炉心スプレイポンプ出口流量

監視計器一覧(7 / 7)

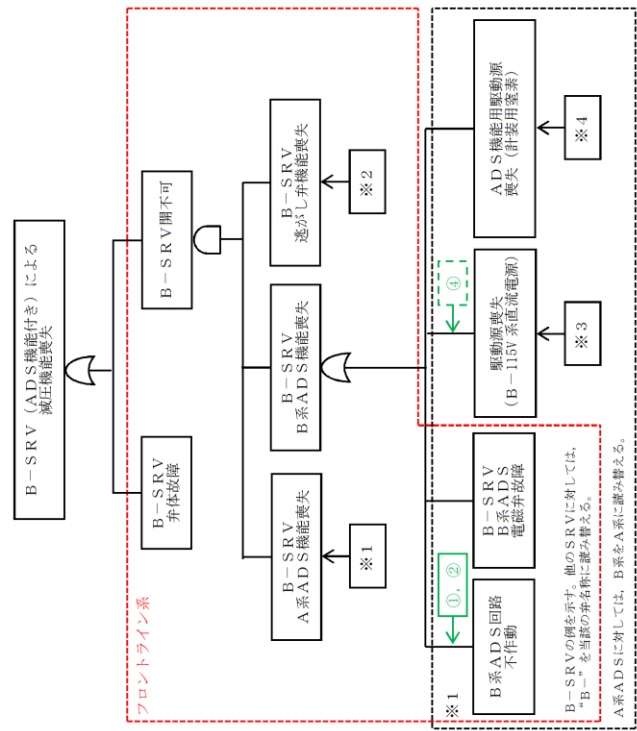
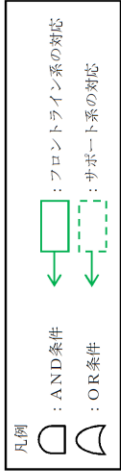
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)												
1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順 (1) EOP「二次格納施設制御」														
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「二次格納施設制御」	操作	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="927 394 1117 573">補機監視機能</td> <td data-bbox="1117 394 1439 573"> 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="927 573 1117 663">水源の確保</td> <td data-bbox="1117 573 1439 663">サブプレッション・プール水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="927 663 1117 752">原子炉格納容器内の温度</td> <td data-bbox="1117 663 1439 752">サブプレッション・プール水温度 (SA)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="927 752 1117 1120">最終ヒートシンクの確認</td> <td data-bbox="1117 752 1439 1120"> A-残留熱除去系熱交換器入口温度 B-残留熱除去系熱交換器入口温度 A-残留熱除去系熱交換器出口温度 B-残留熱除去系熱交換器出口温度 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 I-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-RCW熱交換器出口温度 II-RCW熱交換器出口温度 I-原子炉補機海水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機海水ポンプ出口圧力 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="927 1120 1117 1209">補機監視機能</td> <td data-bbox="1117 1120 1439 1209">復水器真空度</td> </tr> <tr> <td data-bbox="927 1209 1117 2016">漏えい関連警報</td> <td data-bbox="1117 1209 1439 2016"> 主蒸気管周囲温度警報 RHR配管周囲温度警報 CUW配管周囲温度警報 RCI C配管周囲温度警報 RCI Cポンプ室 (西側) 床漏洩警報 トーラス室東側床漏洩警報 トーラス室西側床漏洩警報 A-RHR熱交換器室床漏洩警報 B-RHR熱交換器室床漏洩警報 原子炉建物大物搬入口前エリア床漏洩警報 A-RHRポンプ室床漏洩警報 B-RHRポンプ室床漏洩警報 C-RHRポンプ室床漏洩警報 LPCSポンプ室床漏洩警報 R/B機器ドレンサンプタンク水位警報 R/B床ドレンサンプタンク水位警報 LPCSポンプ室床ドレンサンプタンク水位警報 RHRポンプ室床ドレンサンプタンク水位警報 HPCSポンプ室床ドレンサンプタンク水位警報 RHRフラッシング用サンプタンク水位警報 主蒸気圧力低警報 (運転モード) CUW系統差流量高警報 CUWフィルタ入口圧力高警報 RCI C蒸気管圧力低警報 RCI C蒸気管漏洩警報 RCI Cポンプ入口圧力高警報 RHRポンプ出口圧力高警報 RHR R P V内注水管差圧低警報 LPCSポンプ出口圧力高警報 LPCS R P V内注水管差圧低警報 火災報知器警報 原子炉棟内ダストモニタ警報 </td> </tr> </table>	補機監視機能	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	水源の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)	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 (SA)	最終ヒートシンクの確認	A-残留熱除去系熱交換器入口温度 B-残留熱除去系熱交換器入口温度 A-残留熱除去系熱交換器出口温度 B-残留熱除去系熱交換器出口温度 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 I-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-RCW熱交換器出口温度 II-RCW熱交換器出口温度 I-原子炉補機海水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機海水ポンプ出口圧力	補機監視機能	復水器真空度	漏えい関連警報	主蒸気管周囲温度警報 RHR配管周囲温度警報 CUW配管周囲温度警報 RCI C配管周囲温度警報 RCI Cポンプ室 (西側) 床漏洩警報 トーラス室東側床漏洩警報 トーラス室西側床漏洩警報 A-RHR熱交換器室床漏洩警報 B-RHR熱交換器室床漏洩警報 原子炉建物大物搬入口前エリア床漏洩警報 A-RHRポンプ室床漏洩警報 B-RHRポンプ室床漏洩警報 C-RHRポンプ室床漏洩警報 LPCSポンプ室床漏洩警報 R/B機器ドレンサンプタンク水位警報 R/B床ドレンサンプタンク水位警報 LPCSポンプ室床ドレンサンプタンク水位警報 RHRポンプ室床ドレンサンプタンク水位警報 HPCSポンプ室床ドレンサンプタンク水位警報 RHRフラッシング用サンプタンク水位警報 主蒸気圧力低警報 (運転モード) CUW系統差流量高警報 CUWフィルタ入口圧力高警報 RCI C蒸気管圧力低警報 RCI C蒸気管漏洩警報 RCI Cポンプ入口圧力高警報 RHRポンプ出口圧力高警報 RHR R P V内注水管差圧低警報 LPCSポンプ出口圧力高警報 LPCS R P V内注水管差圧低警報 火災報知器警報 原子炉棟内ダストモニタ警報
補機監視機能	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力													
水源の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)													
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 (SA)													
最終ヒートシンクの確認	A-残留熱除去系熱交換器入口温度 B-残留熱除去系熱交換器入口温度 A-残留熱除去系熱交換器出口温度 B-残留熱除去系熱交換器出口温度 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 I-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-RCW熱交換器出口温度 II-RCW熱交換器出口温度 I-原子炉補機海水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機海水ポンプ出口圧力													
補機監視機能	復水器真空度													
漏えい関連警報	主蒸気管周囲温度警報 RHR配管周囲温度警報 CUW配管周囲温度警報 RCI C配管周囲温度警報 RCI Cポンプ室 (西側) 床漏洩警報 トーラス室東側床漏洩警報 トーラス室西側床漏洩警報 A-RHR熱交換器室床漏洩警報 B-RHR熱交換器室床漏洩警報 原子炉建物大物搬入口前エリア床漏洩警報 A-RHRポンプ室床漏洩警報 B-RHRポンプ室床漏洩警報 C-RHRポンプ室床漏洩警報 LPCSポンプ室床漏洩警報 R/B機器ドレンサンプタンク水位警報 R/B床ドレンサンプタンク水位警報 LPCSポンプ室床ドレンサンプタンク水位警報 RHRポンプ室床ドレンサンプタンク水位警報 HPCSポンプ室床ドレンサンプタンク水位警報 RHRフラッシング用サンプタンク水位警報 主蒸気圧力低警報 (運転モード) CUW系統差流量高警報 CUWフィルタ入口圧力高警報 RCI C蒸気管圧力低警報 RCI C蒸気管漏洩警報 RCI Cポンプ入口圧力高警報 RHRポンプ出口圧力高警報 RHR R P V内注水管差圧低警報 LPCSポンプ出口圧力高警報 LPCS R P V内注水管差圧低警報 火災報知器警報 原子炉棟内ダストモニタ警報													

第1.3-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

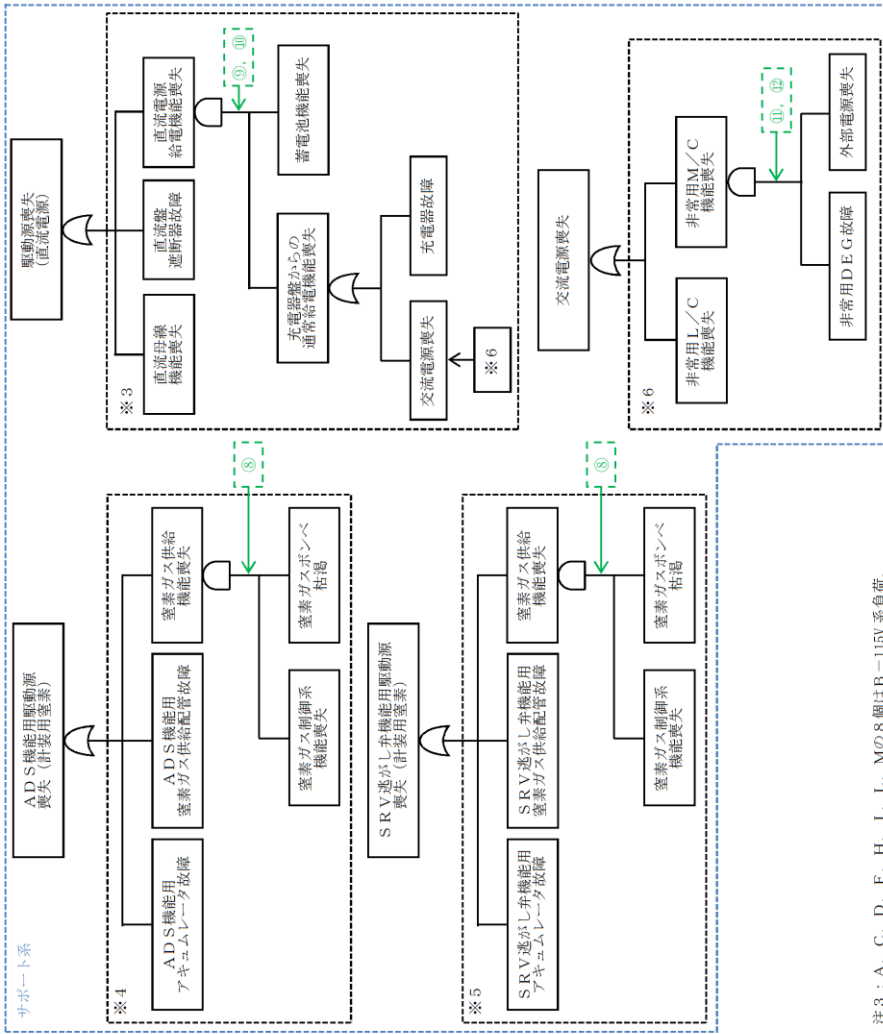
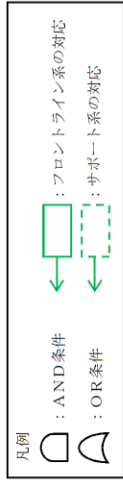
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.3】</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための 手順等</p>	<p>逃がし安全弁</p>	<p>所内常設蓄電式直流電源設備</p> <p>常設代替直流電源設備</p> <p>可搬型直流電源設備</p> <p>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）</p> <p>A-115V系</p> <p>B-115V系</p> <p>SA用115V系</p>
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備</p> <p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>計装C/C C系</p> <p>計装C/C D系</p>



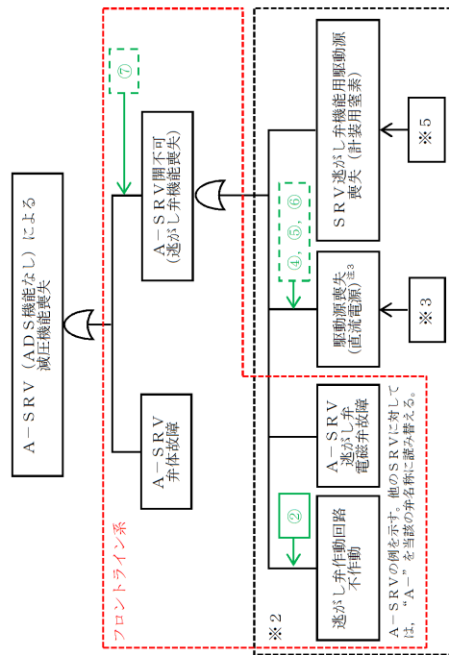
- フロントライン系故障時の対応手段
- ① 減圧の自動化
 - ② 手動操作による減圧 (逃がし安全弁)^{注4}
 - ③ 手動操作による減圧 (タービン・バイパス弁)
- サポータ系故障時の対応手段
- ④ 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復^{注5}
 - ⑤ 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助機室) による逃がし安全弁機能回復^{注6}
 - ⑥ 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁機能回復^{注7}
 - ⑦ 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による減圧^{注8}
 - ⑧ 逃がし安全弁窒素ガス代替供給系による窒素ガス確保
 - ⑨ 可搬型直流電源設備による復旧^{注5}
 - ⑩ 直流給電車による復旧^{注5}
 - ⑪ 常設代替交流電源設備による復旧
 - ⑫ 可搬型代替交流電源設備による復旧



第1.3-1図 機能喪失原因対策分析(1/2)



注3：A, C, D, F, H, J, L, Mの8個はB-115V系負荷，
B, E, G, Kの4個はA-115V系負荷が該当
注4：③の対策はMSI V開時のみ有効
注5：④, ⑤, ⑥, ⑦の対策はB-115V系負荷の逃がし弁機能 (A, C, D, F, H, J, L, M-SRVの
逃がし弁機能) 及びB系ADS機能が対象
注6：⑧の対策はADS機能付きのSRV (B, M) 2個が対象
注7：⑨の対策はADS機能なしのSRV (A, J) 2個が対象



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 (逃がし安全弁)
- ③ 手動操作による減圧 (タービン・パイパス弁) 注4

サブポート系故障時の対応手段

- ④ 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復注5
- ⑤ 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助艦室) による逃がし安全弁機能回復
- ⑥ 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁機能回復注6
- ⑦ 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による減圧注7
- ⑧ 逃がし安全弁窒素ガス供給系による窒素ガス確保
- ⑨ 可搬型直流電源設備による復旧注5
- ⑩ 直流給電車による復旧注5
- ⑪ 常設代替交流電源設備による復旧
- ⑫ 可搬型代替交流電源設備による復旧

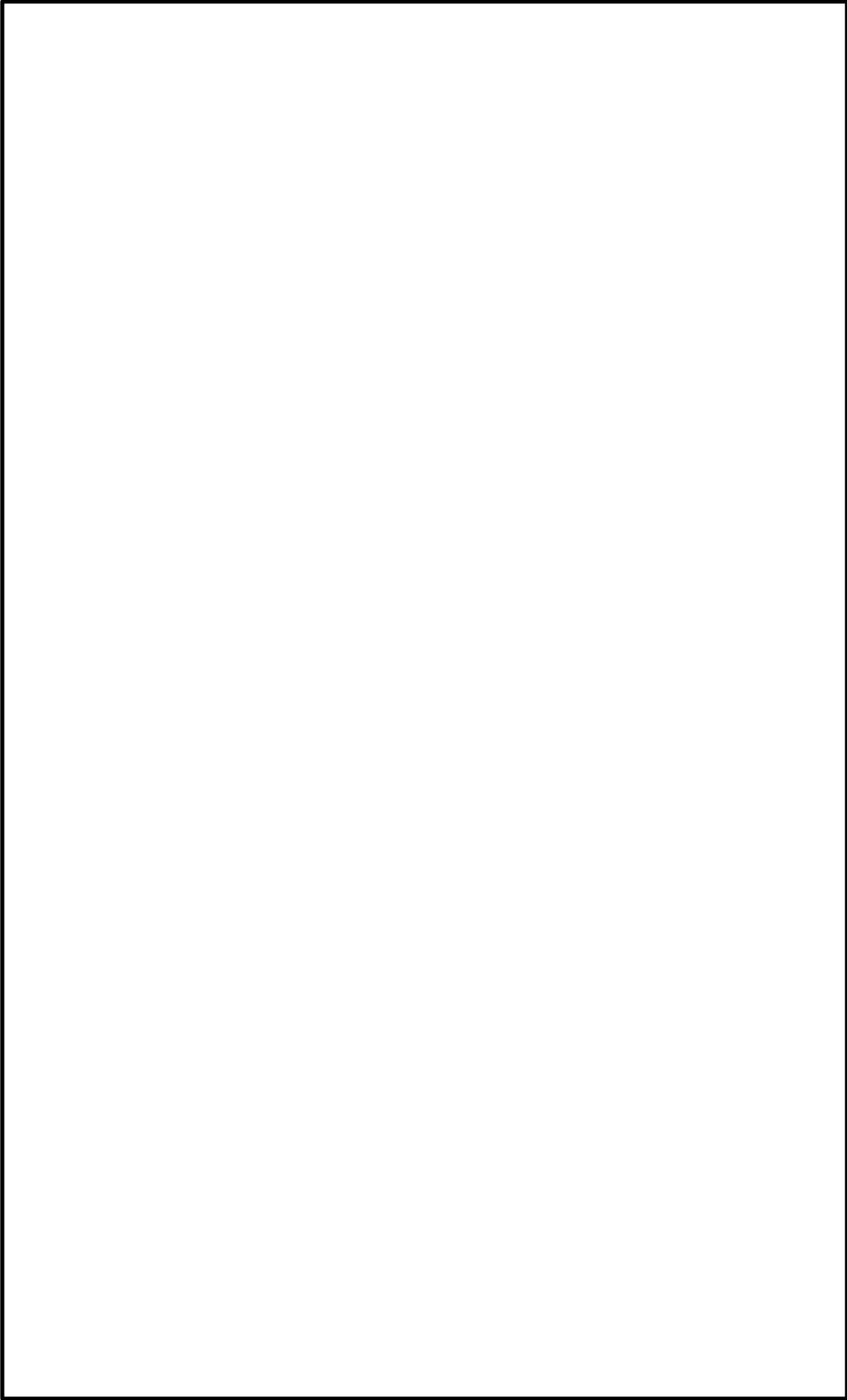
第1.3-1図 機能喪失原因対策分析(2/2)

フロントライン系、サポート系の整理、故障の想定・対応手段

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8	故障要因9					
逃がし安全弁による 原子炉減圧 機能喪失	逃がし安全弁(ADS機 能付き)による 減圧機能喪失	SRV本体故障	ADS機能喪失	A系ADS 機能喪失	A系ADS回路 不作用									
					A系ADS電磁弁 故障									
					駆動源喪失 (A-115V系 直流電源)	A-115V系 直流母線機能喪失 直流盤遮断器故障								
						A-115V系 直流母線への 直流電源給電 機能喪失	A-115V系蓄電池 機能喪失							
					ADS機能用 駆動源喪失 (計装用窒素)	ADS機能用 アキュムレータ故障								
						ADS機能用 窒素ガス供給配管 故障								
		窒素ガス供給 機能喪失		窒素ガス制御系 機能喪失										
				窒素ガスボンベ枯涸										
		B系ADS 機能喪失		B系ADS回路 不作用										
				B系ADS電磁弁 故障										
				駆動源喪失 (B-115V系 直流電源)	B-115V系 直流母線機能喪失 直流盤遮断器故障									
					B-115V系 直流母線への 直流電源給電 機能喪失	B-115V系蓄電池 機能喪失								
	ADS機能用 駆動源喪失 (計装用窒素)		ADS機能用 アキュムレータ故障											
			ADS機能用 窒素ガス供給配管 故障											
	窒素ガス供給 機能喪失	窒素ガス制御系 機能喪失												
		窒素ガスボンベ枯涸												
	逃がし弁機能喪失	逃がし弁機能喪失	逃がし弁機能喪失	逃がし弁機能喪失	駆動源喪失 (直流電源)	逃がし弁作動回路 不作用								
						逃がし弁電磁弁 故障								
						直流通過機能喪失	直流通過機能喪失							
							直流通過遮断器故障							
						直流通過への 直流電源給電 機能喪失	蓄電池 機能喪失							
							充電器からの 通常給電機能喪失	充電器故障						
		交流電源喪失	非常用L/C 機能喪失											
			非常用M/C 機能喪失		非常用DEG 故障									
外部電源喪失		外部電源喪失												
		外部電源喪失												
SRV逃がし弁機能用 駆動源喪失 (計装用窒素)		SRV逃がし弁機能用 駆動源喪失 (計装用窒素)	SRV逃がし弁機能用 駆動源喪失 (計装用窒素)		SRV逃がし弁機能喪失	SRV逃がし弁機能用 駆動源喪失 (計装用窒素)	SRV逃がし弁機能用 アキュムレータ故障							
							SRV逃がし弁機能用 窒素ガス供給配管 故障							
	窒素ガス供給 機能喪失			窒素ガス制御系 機能喪失										
				窒素ガスボンベ枯涸										
	逃がし安全弁(ADS機 能なし)による 減圧機能喪失			逃がし弁機能喪失			逃がし弁機能喪失	逃がし弁機能喪失	駆動源喪失 (直流電源)	逃がし弁作動回路 不作用				
										逃がし弁電磁弁 故障				
直流通過機能喪失		直流通過機能喪失												
		直流通過遮断器故障												
直流通過への 直流電源給電 機能喪失		蓄電池 機能喪失												
		充電器からの 通常給電機能喪失	充電器故障											
交流電源喪失	非常用L/C 機能喪失													
	非常用M/C 機能喪失	非常用DEG 故障												
外部電源喪失	外部電源喪失													
	外部電源喪失													

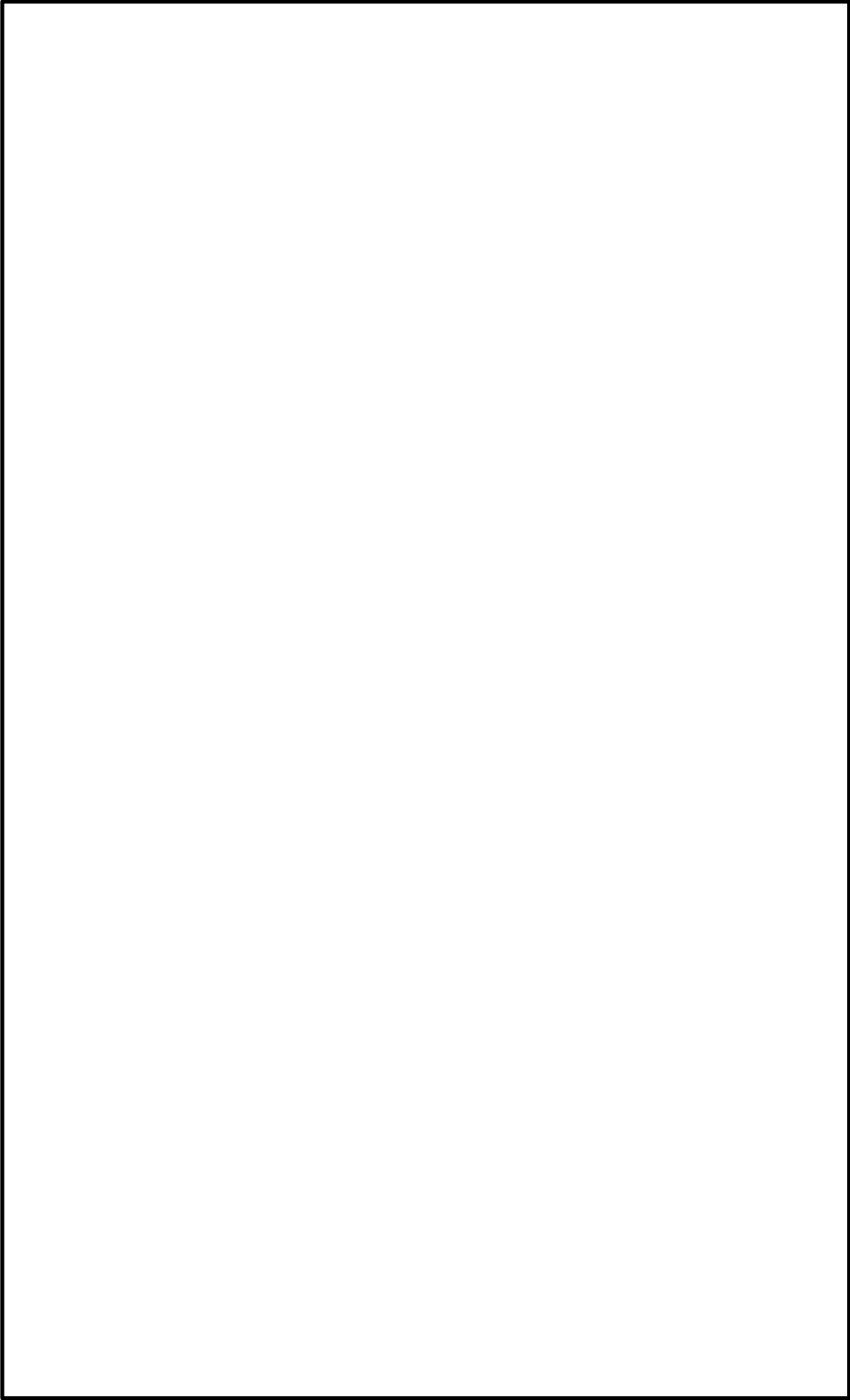
※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

第1.3-1図 機能喪失原因対策分析 (補足)



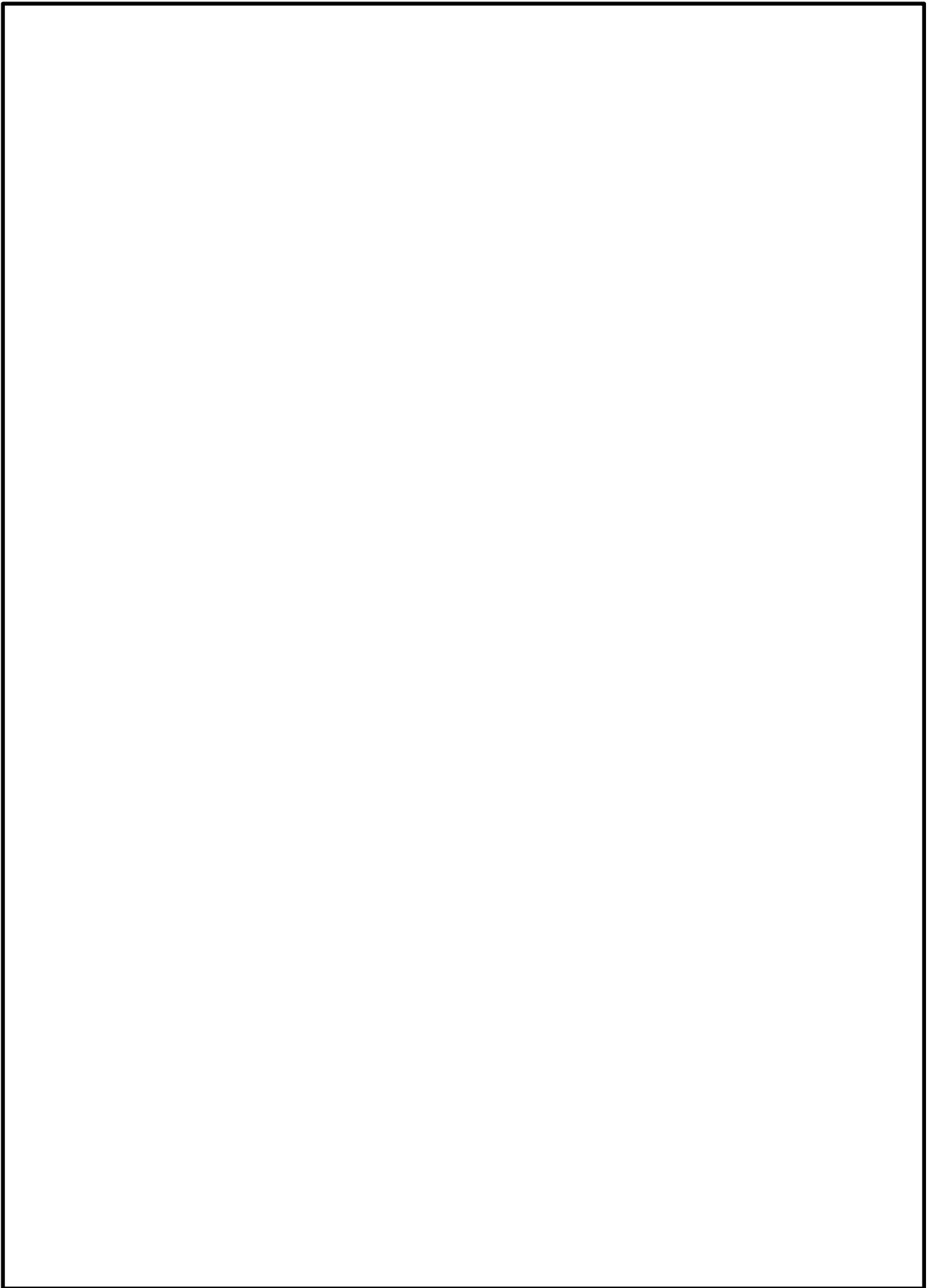
第1.3-2図 EOP 「減圧冷却」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



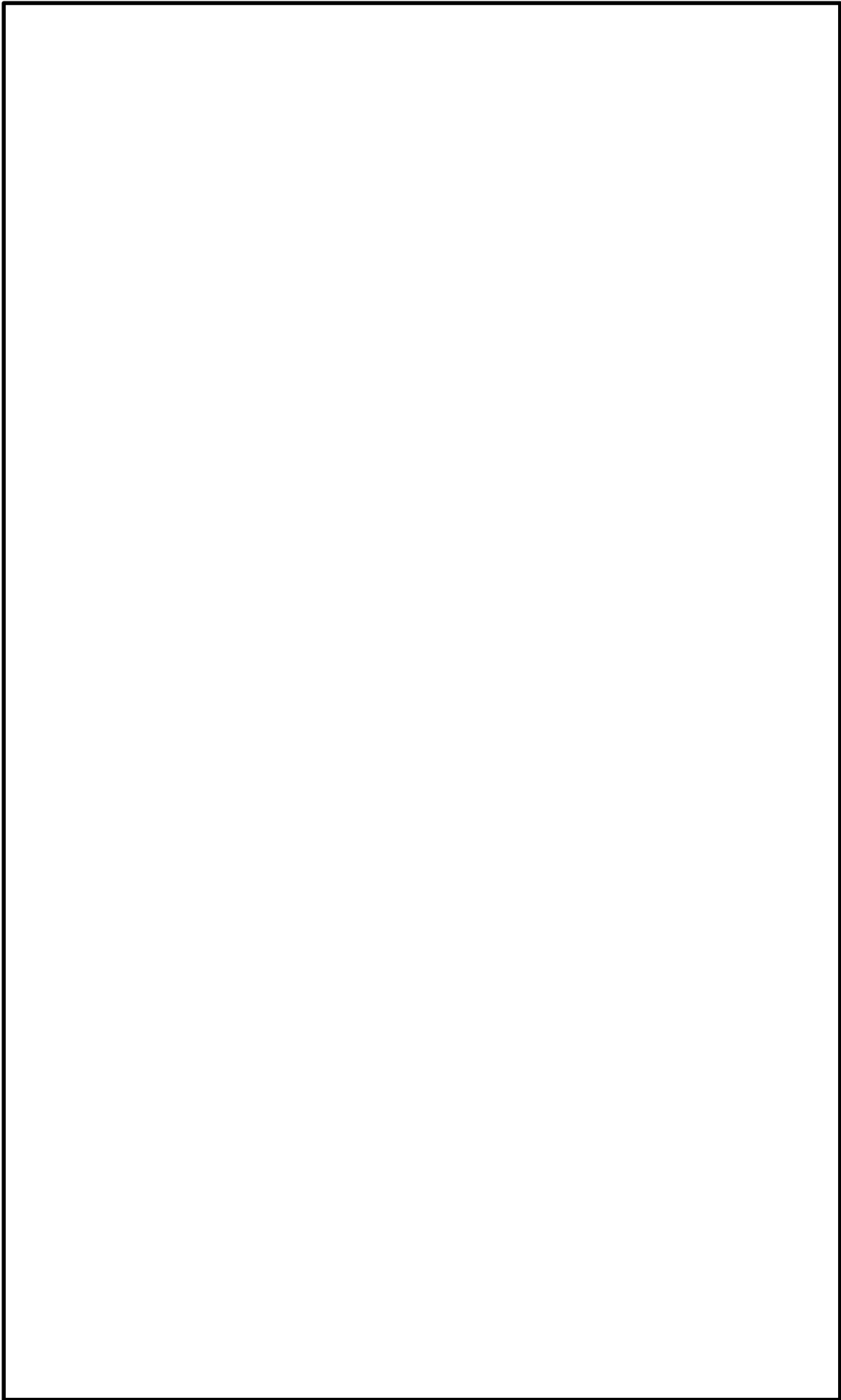
第1.3-3図 EOP 「急速減圧」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第1.3-4図 EOP 「AM初期対応」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

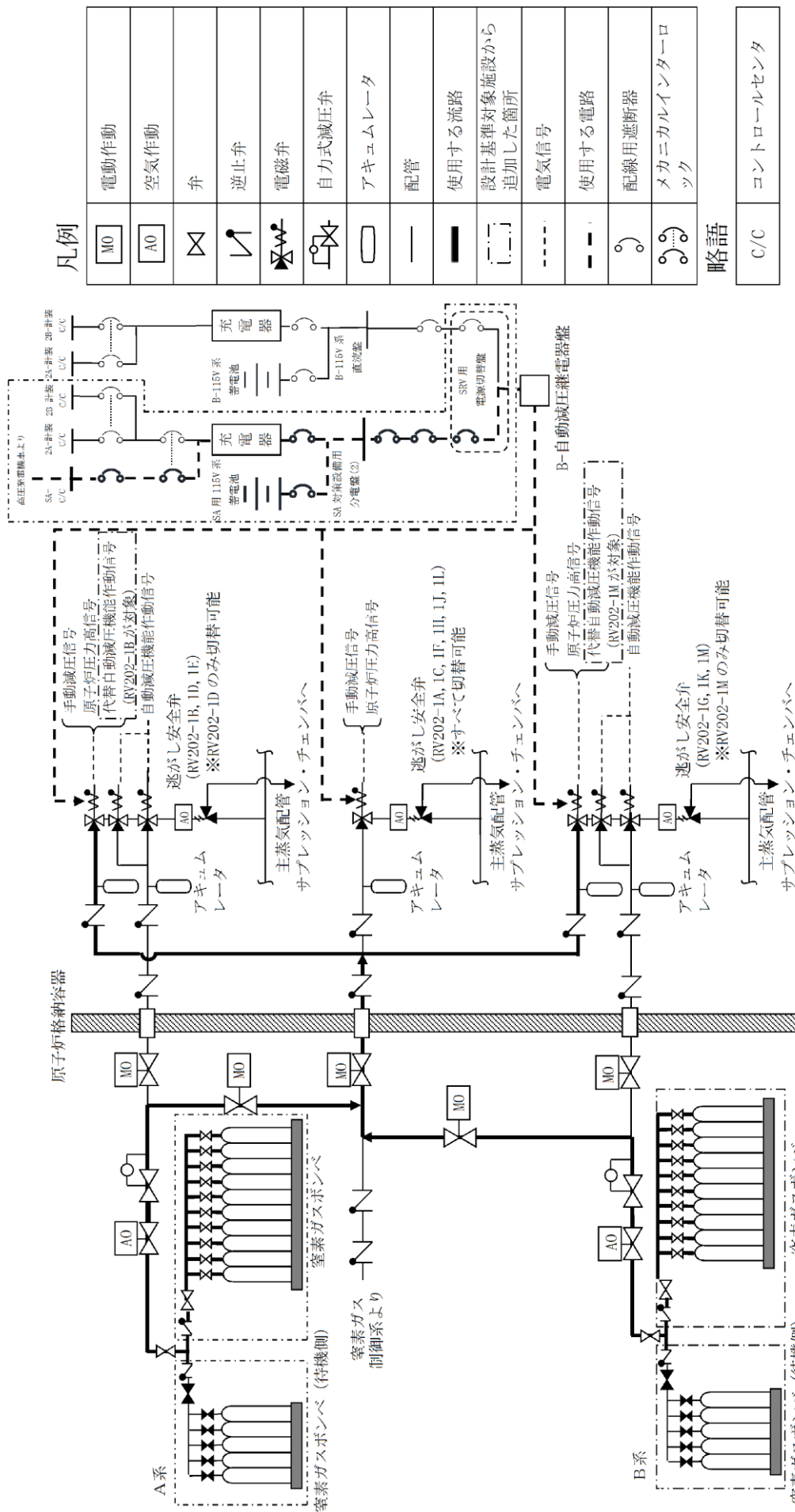


第1.3-5図 SOP 「注水-1」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第1.3-6図 EOP 「電源復旧」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第1.3-7図 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考		
手順の項目	要員(数)	30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360			
可搬型直流電源設備による 逃がし安全弁開放 (高圧発電機車(原子炉建物西側又は南 側の高圧発電機車系統アラーム取附箱に接 続)による給電の場合) 【第4保管エリアを使用する場合】	中央制御室運転員A	常設代替直流電源設備による逃がし安全弁開放 40分 ※1 高圧発電機車による給電 2時間40分 ※1 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 5時間10分														
		逃がし安全弁開放操作														
	現場運転員B, C	緊急用メタクラ及びSA低圧母線の受電準備														
		可搬型直流電源設備														
		電流切替														
		減圧監視														
	緊急時対策要員	受電確認														
		移動, 充電器への給電, 受電操作														
		高圧発電機車による給電														

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、2時間10分以内で可能である。

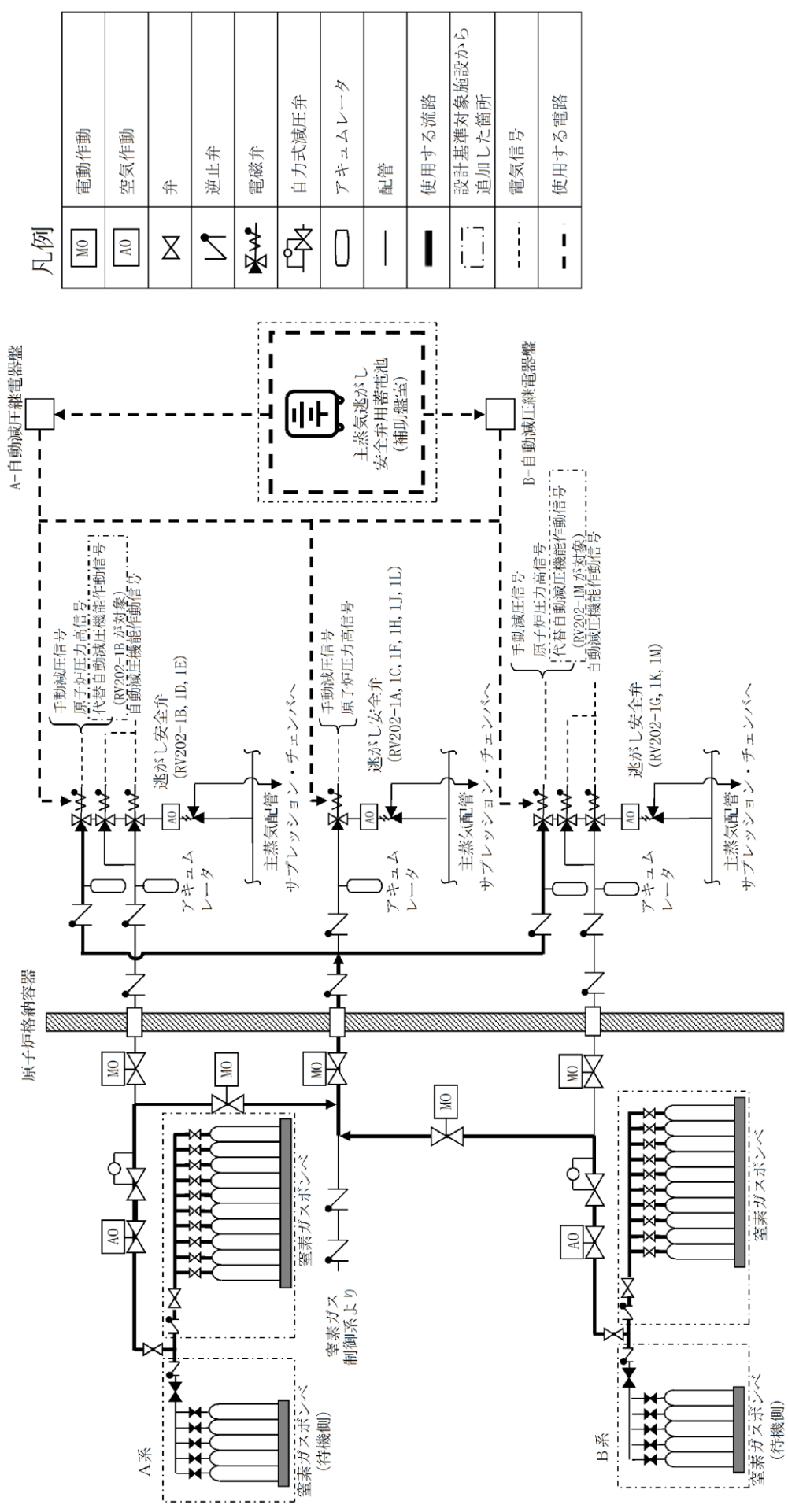
※2 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。

第1.3-8図 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 タイムチャート (1/2)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考		
手順の項目	要員(数)	30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360			
可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 (高圧発電機車(ガスタービン発電機連物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続)による給電の場合(故障による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)) 【第4保管エリアを使用する場合】	中央制御室運転員A	1	逃がし安全弁開放操作											常設代替直流電源設備による逃がし安全弁開放 40分 高圧発電機車による逃がし安全弁開放 5時間50分 ※1 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 2時間50分 ※1		
		1	緊急用メタクラ及びびSA低圧母線の受電準備													
	現場運転員B, C	2	可搬型直流電源設備の搬入													
		2	機器接続													
	緊急時対策要員	3	電源切替													
		3	減圧監視													
		3	高圧発電機車による給電													

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、2時間20分以内で可能である。
 ※2 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。

第1.3-8図 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 タイムチャート (2/2)



凡例

	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	電磁弁
	自力式減圧弁
	アキュムレータ
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	電気信号
	使用する電路

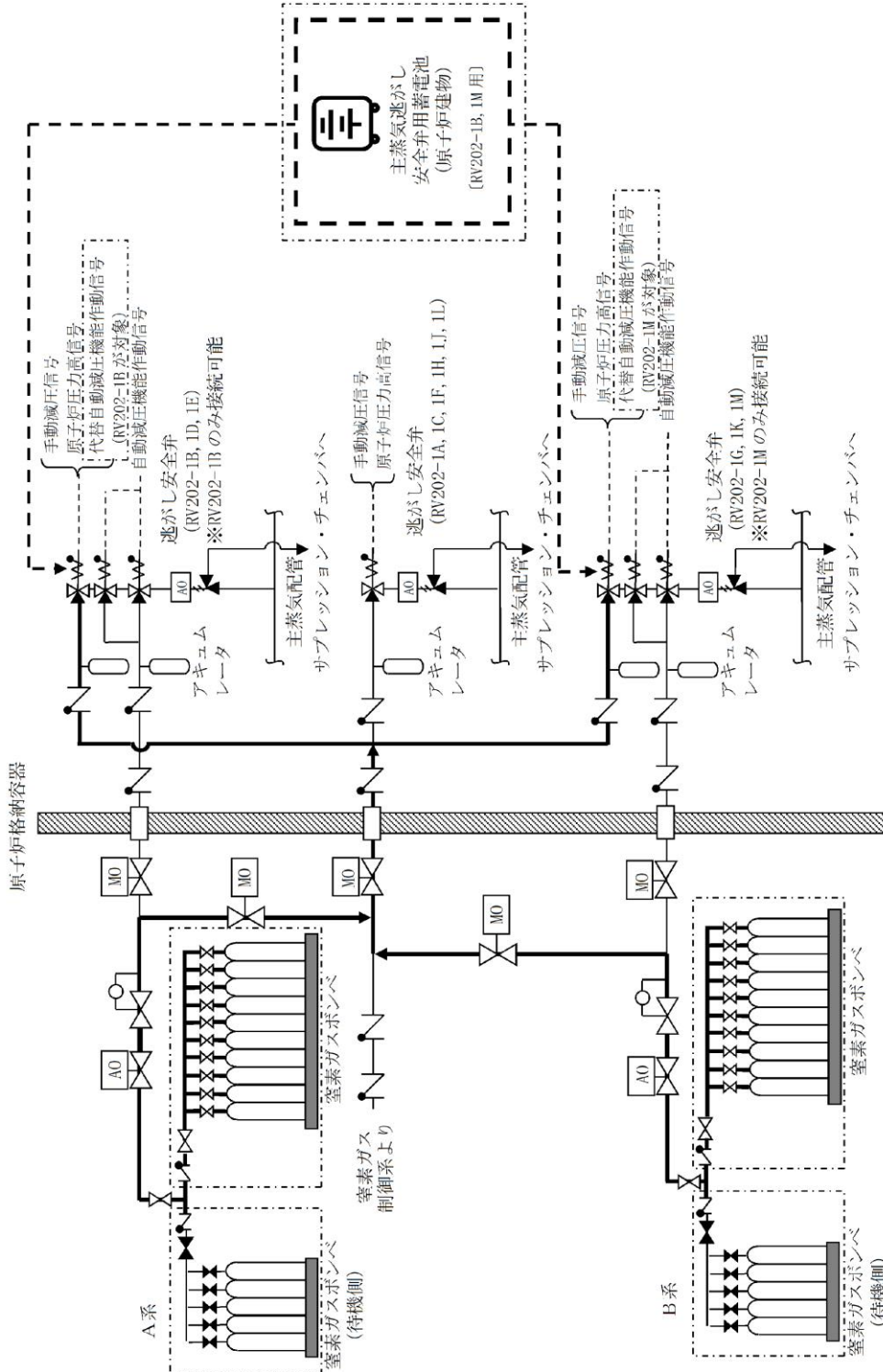
第1.3-9図 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全弁開放 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考				
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120					
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全弁開放	要員 (数)	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全弁開放 1 時間20分																
	中央制御室運転員A	1																
	現場運転員B, C	2																
	緊急時対策要員	2																

第1.3-10図 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全弁開放 タイムチャート

凡例

	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	電磁弁
	自力式減圧弁
	アキユムレータ
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	電気信号
	使用する電路

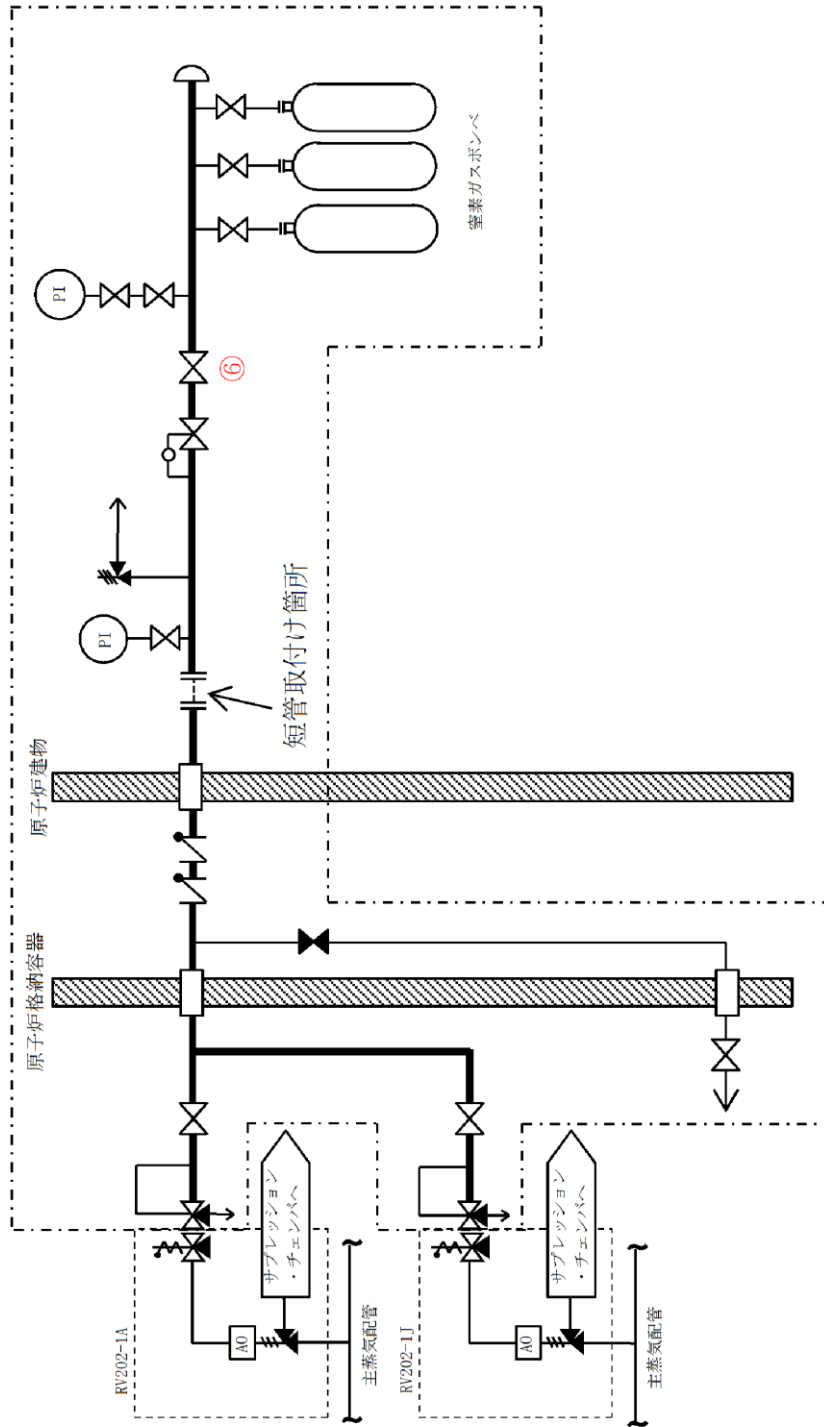


第1.3-11図 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放 概要図

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放												
要員(数)	可搬型計測器接続												
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放	現場運転員A, B	2											
	緊急時対策要員	2											※1

※1：主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁B弁 (自動減圧機能付き) 開放を示す。また、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁M弁 (自動減圧機能付き) 開放については、逃がし安全弁開放まで1時間30分以内で可能である。

第1.3-12図 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による
逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放 タイムチャート



凡例

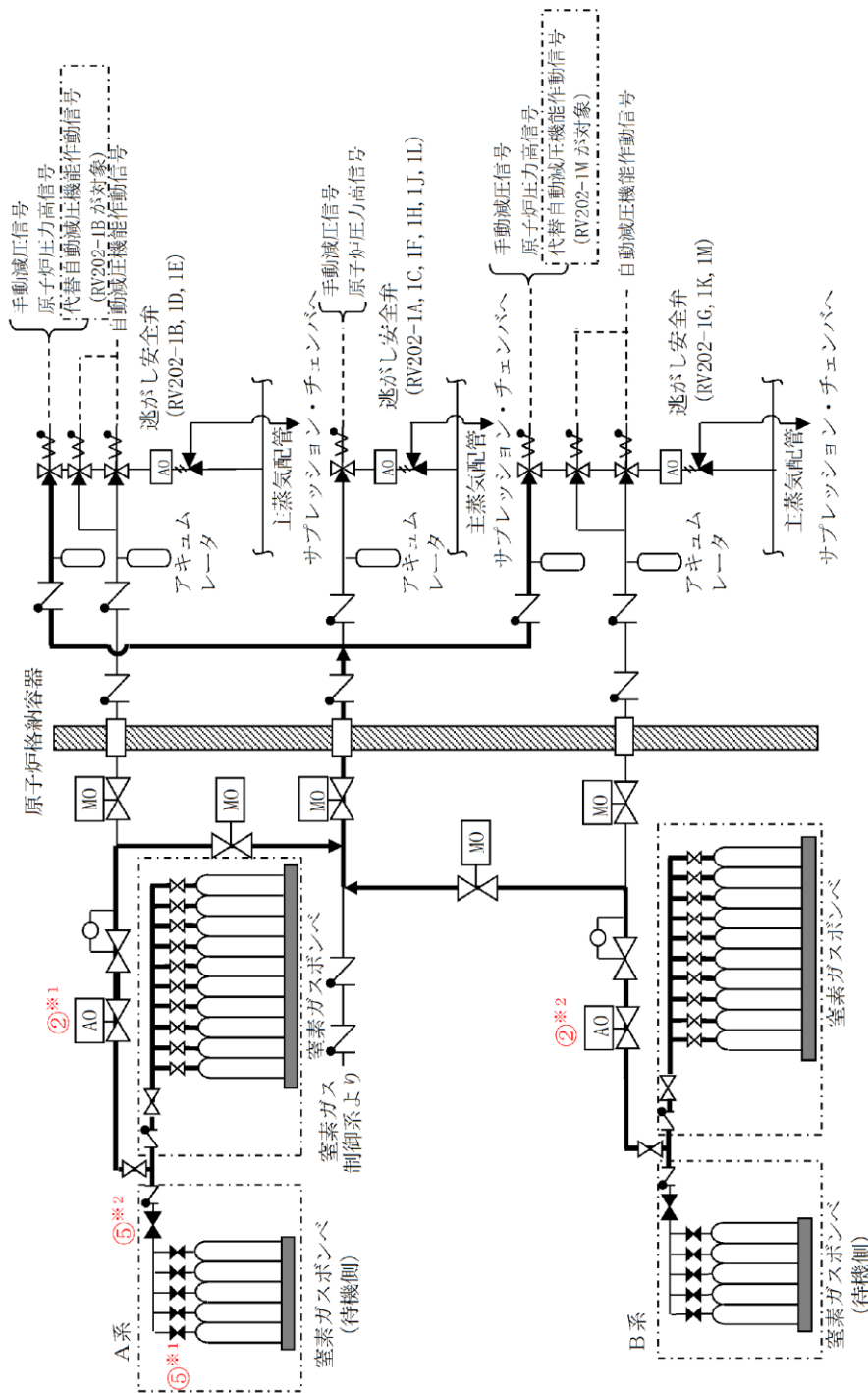
	空気作動
	弁
	逆止弁
	安全弁又は逃し弁
	電磁弁
	自力式減圧弁
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	圧力指示計

操作手順	弁名称
⑥	SRVDS 窒素ガス代替供給弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第1.3-13図 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放 概要図

凡例	MO	電動作動
	AO	空気作動
	∞	弁
	↙	逆止弁
	⚡	電磁弁
	⊗	自力式減圧弁
	□	アキユムレータ
	—	配管
	—	使用する流路
	⋯	設計基準対象施設から追加した箇所
	---	電気信号



操作手順	弁名称
②*1	A-N ₂ ガスポンベ出口弁
②*2	B-N ₂ ガスポンベ出口弁
⑤*1	A-AD S 窒素ガスポンベ (1A-1I~15) 出口弁 (待機側)
⑤*2	A-AD S 窒素ガスポンベ供給元弁 (待機側)

記載例 ○*1~*2 : 操作手順番号を示す。
 ○*1~*2 : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.3-15図 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保 概要図

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12		
手順の項目	逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保 5分													
要員(数)														
逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保 [窒素ガス制御系から逃がし安全弁窒素ガス供給系への切替え]	中央制御室運転員 A 1													
					▲								警報確認, 系統構成確認	
						▲								

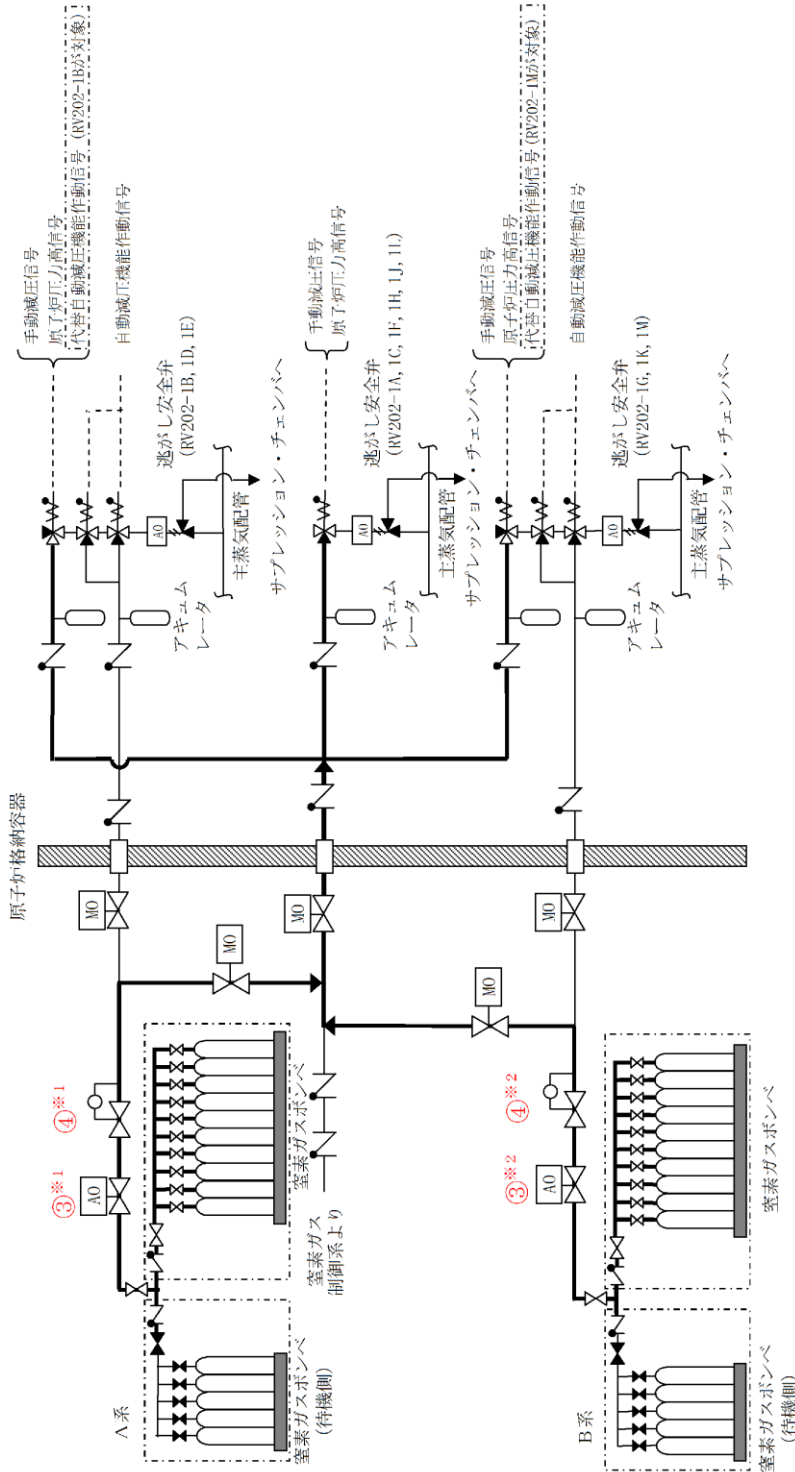
必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12		
手順の項目	N ₂ ガスボンベ圧力低警報発生 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保 25分													
要員(数)														
逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保 [逃がし安全弁用窒素ガスボンベへの切替え]	中央制御室運転員 A 1													
					▲								警報確認	
													移動, 窒素ガスボンベインサードス	
					▲									※1

※1：逃がし安全弁窒素ガス供給系A系による逃がし安全弁駆動源確保[逃がし安全弁用窒素ガスボンベへの切替え]を示す。また、逃がし安全弁窒素ガス供給系B系による逃がし安全弁駆動源確保[逃がし安全弁用窒素ガスボンベへの切替え]については、逃がし安全弁駆動源確保まで25分以内で可能である。

第1.3-16図 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保 タイムチャート

凡例

	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	電磁弁
	自力式減圧弁
	アキユムレータ
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	電気信号



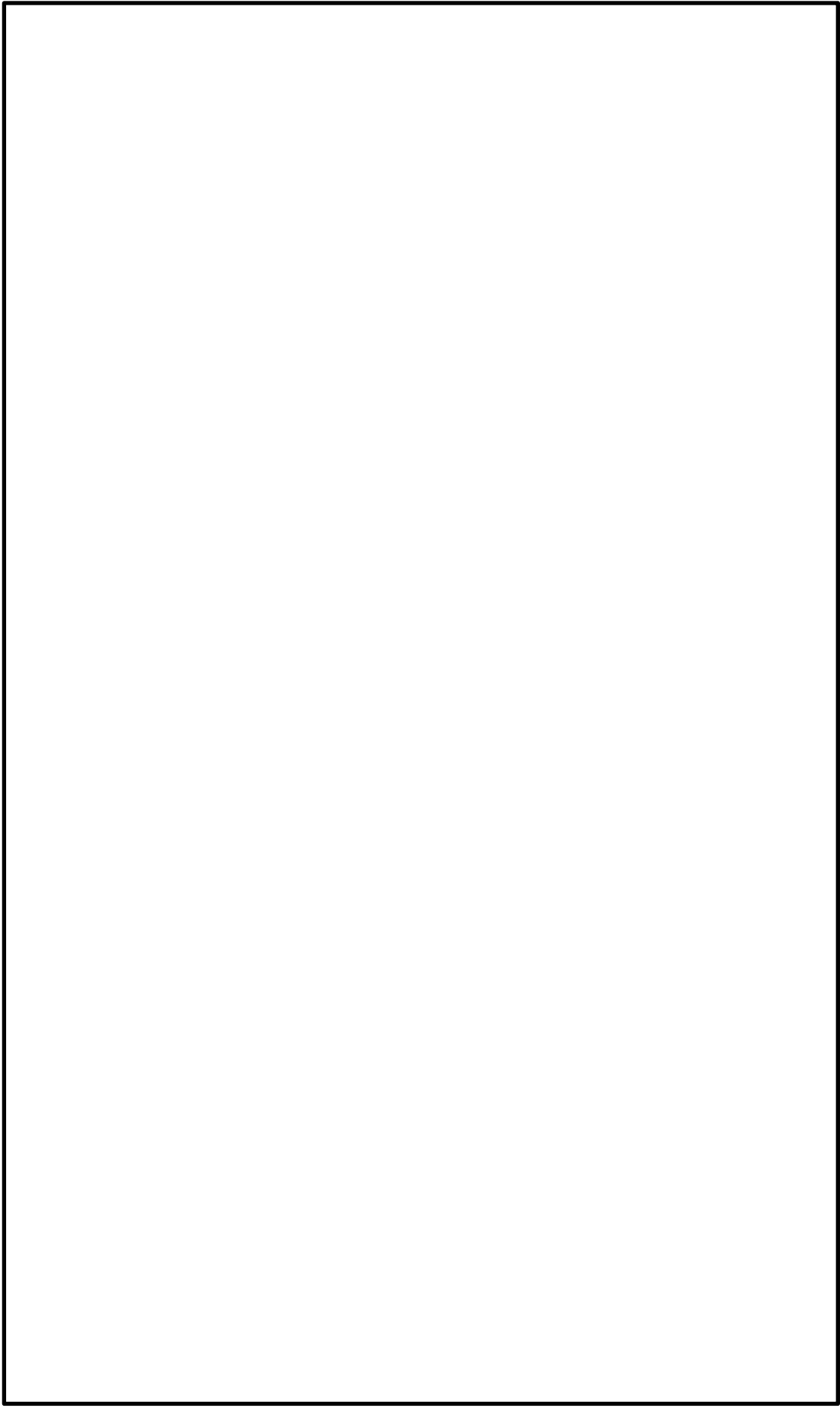
操作手順	弁名称
③*1	A-N ₂ ガスポンベ出口弁
③*2	B-N ₂ ガスポンベ出口弁
④*1	A-窒素ガス供給装置出口加減弁
④*2	B-窒素ガス供給装置出口加減弁

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

第1.3-17図 逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策 概要図

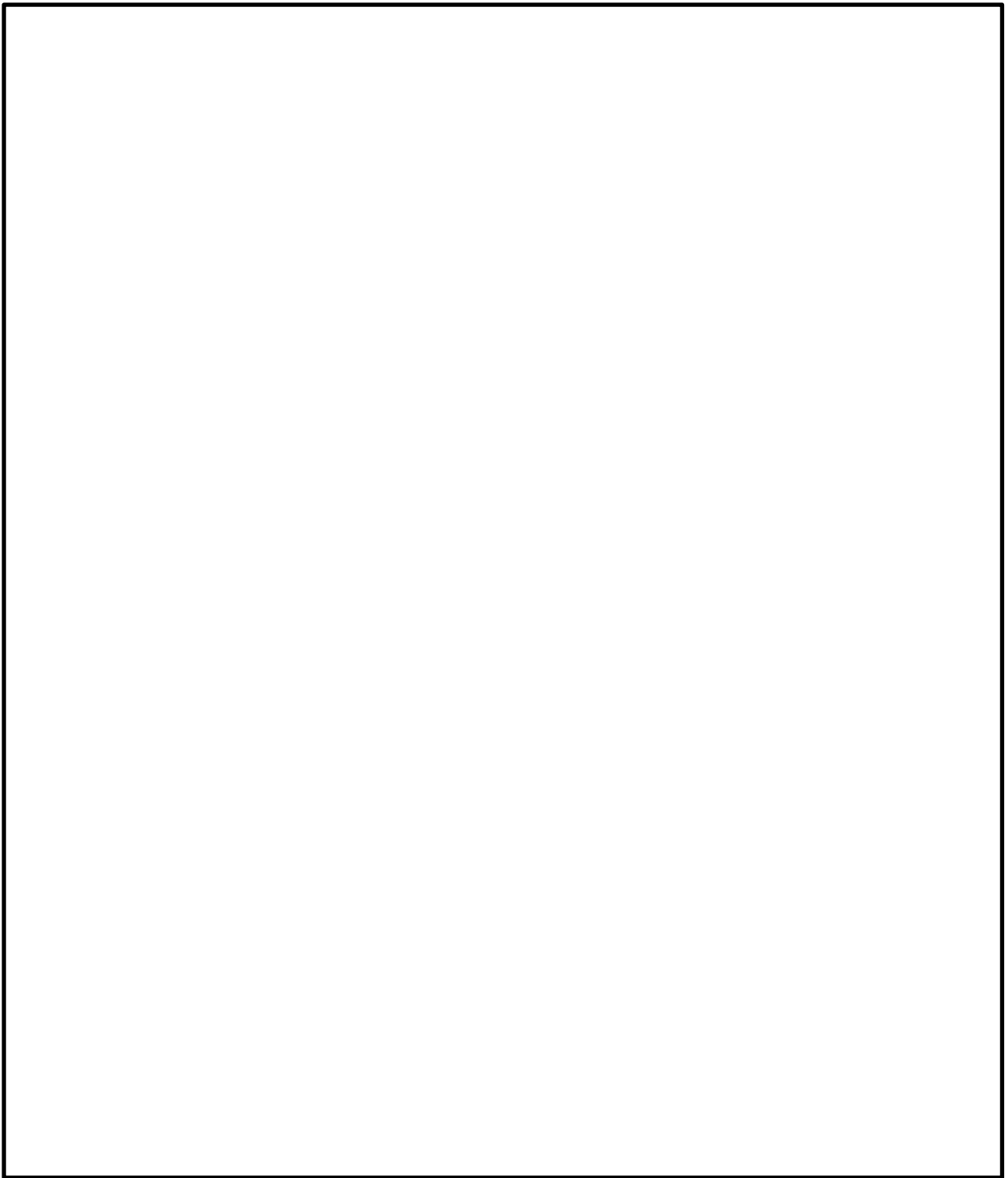
必要な要員と作業項目	要員(数)	経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
逃がし安全弁窒素ガス供給系 による背圧対策	中央制御室運転員A 1	逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策 1時間10分 ▽												
		N ₂ ガスボンベ出口弁CS「全開」位置												
	緊急時対策要員 2	移動、減圧弁圧力調整 ↑												

第1.3-18図 逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策 タイムチャート



第1.3-19図 EOP 「スクラム」におけるインターフェースLOCA発生時の対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第1.3-20図 EOP 「二次格納施設制御」におけるインターフェイスシステム
LOCA発生時の対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

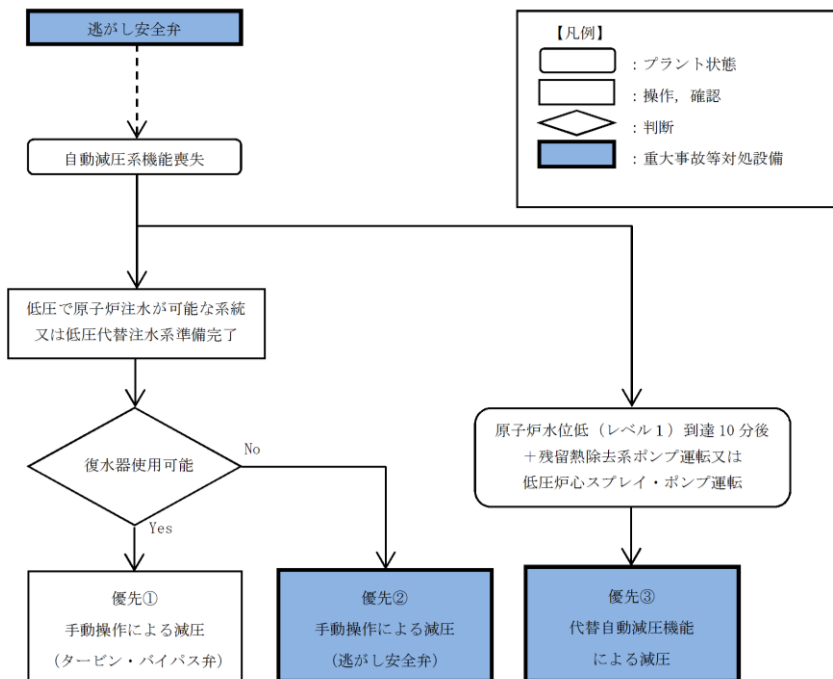
必要な要員と作業項目	手順の項目	経過時間 (分)										経過時間 (時間)			備考								
		20	40	60	80	100	120	140	8	9	10	11	12										
インターフェイssystemLOCA	要員(数) 中央制御室運転員A 現場運転員B, C	インターフェイssystemLOCA事象発生 ▼ インターフェイssystemLOCA事象判断 10分 ▼ 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 2時間 ▼ 現場隔離 10時間※1 ▼ 連隔隔離 20分 ▼ 原子炉減圧 30分 ▼ サプレッション・プール冷却開始 50分																					
		警報確認, パラメータ確認, 原子炉スクラム確認 破断箇所特定及び遠隔隔離操作, 低圧注水可能系起動確認 漏えい停止操作 (中央制御室) 原子炉減圧 残留熱除去系起動操作 残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) 運転継続 漏えい抑制のため原子炉水位をレベル2以上で低めに維持 原子炉水位レベル3～レベル8維持 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 系準備 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 起動操作 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転継続																					
		放射線防護具準備 隔離準備 (電源ロック) 保護具装着 注水弁隔離操作 (現場) ※2																					

※1：漏えい量によらず、現場での隔離操作の所要時間は10時間以内で可能である。

※2：A - 残留熱除去系注水弁隔離操作 (現場) を示す。また、B, C - 残留熱除去系及び低圧炉心スプレイス注水弁隔離操作 (現場) については、現場隔離まで10時間以内で可能である。

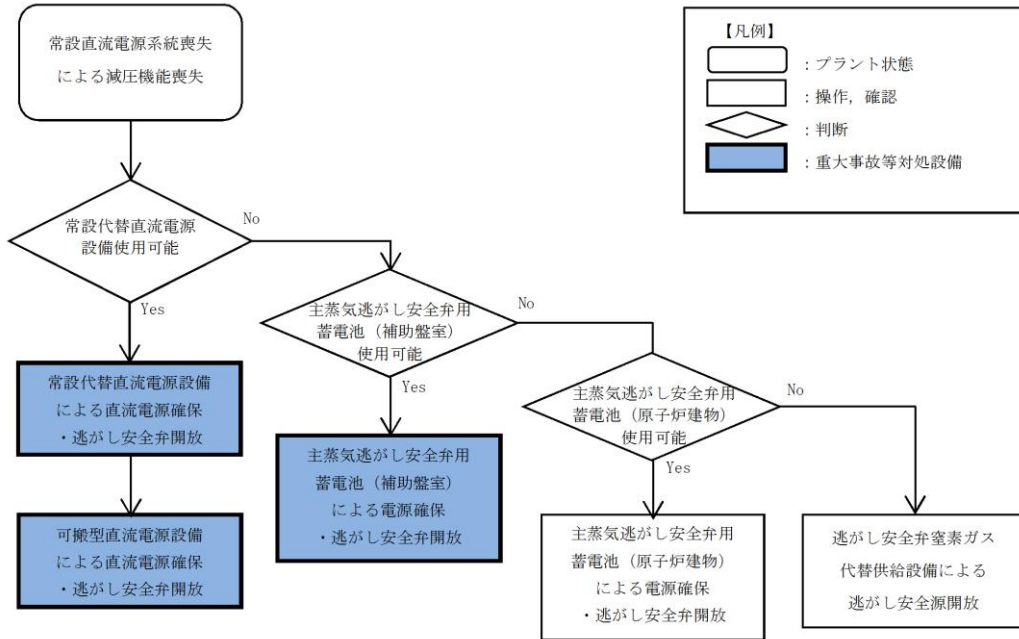
第1.3-21図 インターフェイssystemLOCA発生時の対応 タイムチャート
(中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離ができない場合)

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択

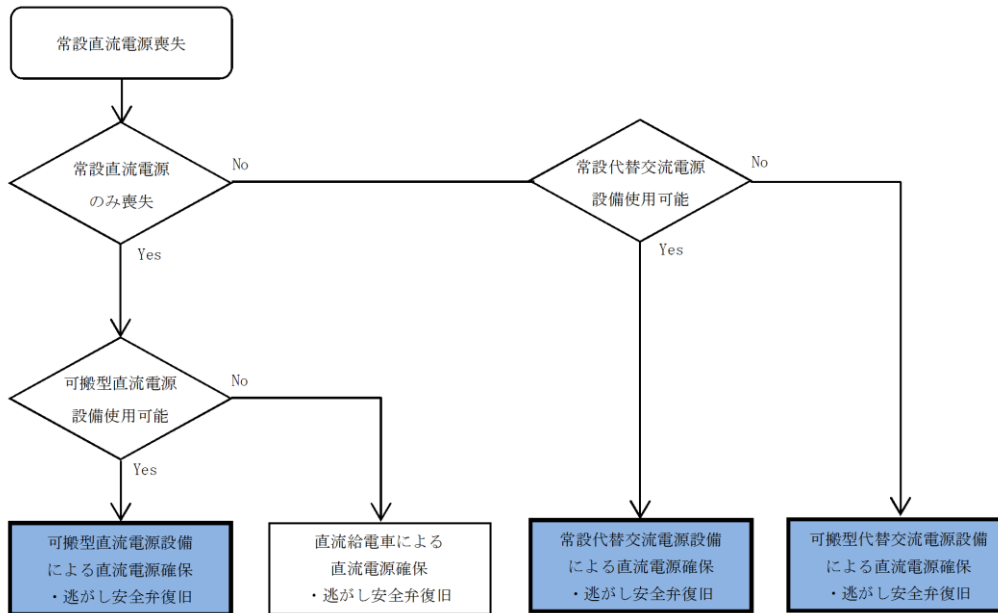


第1.3-22図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(1/2)

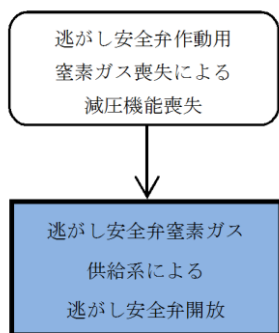
(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (1 / 4)



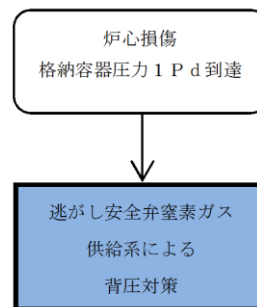
(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (2 / 4)



(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1.3-22図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(2 / 2)

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

< 目次 >

1.4.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i 低圧代替注水

ii 重大事故等対処設備と自主対策設備

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i 復旧

ii 重大事故等対処設備

(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備

i 低圧代替注水

ii 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i 低圧代替注水

ii 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱

iii 重大事故等対処設備と自主対策設備

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i 復旧

ii 重大事故等対処設備

c. 手順等

1.4.2 重大事故等時の手順

1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 低圧代替注水

- (a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
- (b) 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水
- (c) 消火系による原子炉圧力容器への注水
- (d) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水
（淡水／海水）

b. 重大事故等時の対応手段の選択

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

- (a) 残留熱除去系（低圧注水モード）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水
- (b) 低圧炉心スプレー系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

b. 重大事故等時の対応手段の選択

(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順

a. 低圧代替注水

- (a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
- (b) 復水輸送系による残存溶融炉心の冷却
- (c) 消火系による残存溶融炉心の冷却
- (d) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）

b. 重大事故等時の対応手段の選択

1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 低圧代替注水

b. 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱

- (a) 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱
- c. 重大事故等時の対応手段の選択
- (2) サポート系故障時の対応手順
 - a. 復旧
 - (a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱
 - b. 重大事故等時の対応手段の選択
- 1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順
 - (1) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水
 - (2) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱
 - (3) 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水
- 1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

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

【要求事項】

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

【解釈】

1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却

a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。

(2) 復旧

a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、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冷却機能である。

また、発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による崩壊熱除去機能である。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.4.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、発電用原子炉を冷却し炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系を設置している。

発電用原子炉停止中において、発電用原子炉内の崩壊熱を除去するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付け重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.4-1図）。

また、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

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^{※1}を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべ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」第四十七条及び「技術基準規則」第六十二条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、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）である残留熱除去系（低圧注水モード）若しくは低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

残留熱除去系（低圧注水モード）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。

- ・残留熱除去ポンプ
- ・サプレッション・チェンバ
- ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）
- ・非常用交流電源設備

なお、残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去ポンプ
- ・原子炉圧力容器
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・残留熱除去系 配管・弁・ジェットポンプ
- ・原子炉再循環系 配管
- ・原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）
- ・非常用交流電源設備

低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。

- ・低圧炉心スプレイ・ポンプ
- ・サプレッション・チェンバ

- ・原子炉圧力容器
- ・低圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ
- ・原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）
- ・非常用交流電源設備

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，残留熱除去系（低圧注水モード）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）並びに低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，全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障を想定する。

さらに，炉心溶融後，溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合を想定する。

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

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.4-1表に整理する。

a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i 低圧代替注水

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低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，低圧原子炉代替注水系（常設），低圧原子炉代替注水系（可搬型），復水輸送系及び消火系により発電用原子炉を冷却する手段がある。

(i) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

低圧原子炉代替注水系（常設）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。

- ・ 低圧原子炉代替注水ポンプ
- ・ 低圧原子炉代替注水槽
- ・ 低圧原子炉代替注水系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 配管・弁
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備

(ii) 復水輸送系による発電用原子炉の冷却

復水輸送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。

- ・ 復水輸送ポンプ
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 復水輸送系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 配管・弁
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備

(iii) 消火系による発電用原子炉の冷却

消火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。

- ・ 補助消火ポンプ
- ・ 消火ポンプ
- ・ 補助消火水槽
- ・ ろ過水タンク
- ・ 消火系 配管・弁
- ・ 復水輸送系 配管・弁

- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉压力容器
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

(iv) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却
 低圧原子炉代替注水系（可搬型）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。

- ・大量送水車
- ・輪谷貯水槽（西 1）
- ・輪谷貯水槽（西 2）
- ・ホース・接続口
- ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉压力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却は輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の淡水だけでなく、海水も利用できる。

ii 重大事故等対処設備と自主対策設備

低圧代替注水で使用する設備のうち、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽、低圧原子炉代替注水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁、原子炉压力容器、大量送水車、ホース・接続口、常設代替交流電源設備、代替所内電気設備、燃料補給設備は、いずれも重大事故等対処設備として位置付ける。輪谷貯水槽

(西1)及び輪谷貯水槽(西2)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」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)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すべて網羅されている。

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残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧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。

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。併せて、その理由を示す。

- ・復水輸送ポンプ、復水貯蔵タンク、復水輸送系配管・弁

耐震性は確保されていないが、使用可能であれば発電用原子炉を冷却する手段として有効である。

- ・補助消火ポンプ、消火ポンプ、補助消火水槽、ろ過水タンク、消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、発電用原子炉を冷却する手段として有効である。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i 復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、「(a) i 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて緊急用メタクラ(以下「緊急用M/C」という。)を受電した後、緊急用M/Cから非常用所内電気設備である非常用高圧母線C系(以下「M/C C系」とい

う。)及びD系(以下「M/C D系」という。)へ電源を供給し、原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで残留熱除去系(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイ系を復旧し、発電用原子炉を冷却する手段がある。

常設代替交流電源設備及び原子炉補機代替冷却系へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより、残留熱除去系(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイ系を十分な期間、運転継続することが可能である。

また、発電用原子炉停止後は発電用原子炉からの除熱を長期的に行うため、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)に移行する。残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)については、「b.(b) i 復旧」にて整理する。

(i) 代替交流電源設備による残留熱除去系(低圧注水モード)の復旧

代替交流電源設備による残留熱除去系(低圧注水モード)の復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去ポンプ
- ・サブプレッション・チェンバ
- ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)
- ・原子炉補機代替冷却系
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

なお、残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。

(ii) 代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧

代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・低圧炉心スプレイ・ポンプ
- ・サブプレッション・チェンバ
- ・低圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパーージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）
- ・原子炉補機代替冷却系
- ・代替所内電気設備
- ・常設代替交流電源設備

ii 重大事故等対処設備

復旧で使用する設備のうち、サブプレッション・チェンバ、原子炉圧力容器、原子炉補機代替冷却系、代替所内電気設備及び常設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、残留熱除去ポンプ、低圧炉心スプレイ・ポンプ、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ、低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）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すべて網羅されている。

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原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）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。

(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備

i 低圧代替注水

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合は、低圧原子炉代替注水系（常

設)、低圧原子炉代替注水系(可搬型)、復水輸送系及び消火系により残存した溶融炉心を冷却する手段がある。

(i) 低圧原子炉代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却

低圧原子炉代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・低圧原子炉代替注水ポンプ
- ・低圧原子炉代替注水槽
- ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

(ii) 復水輸送系による残存溶融炉心の冷却

復水輸送系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水輸送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・復水輸送系 配管・弁
- ・残留熱除去系 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
- ・代替所内電気設備
- ・非常用交流電源設備

(iii) 消火系による残存溶融炉心の冷却

消火系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・補助消火ポンプ

- ・消火ポンプ
- ・補助消火水槽
- ・ろ過水タンク
- ・消火系 配管・弁
- ・復水輸送系 配管・弁
- ・残留熱除去系 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
- ・代替所内電気設備
- ・非常用交流電源設備

(iv) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却
 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却
 で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・輪谷貯水槽（西 1）
- ・輪谷貯水槽（西 2）
- ・ホース・接続口
- ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却は、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の淡水だけでなく、海水も利用できる。

ii 重大事故等対処設備と自主対策設備

低圧代替注水で使用する設備のうち、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽、低圧原子炉代替注水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、代替所内電気設備、燃料補給設備、大量送水車、ホース・接続口は重大事故等対処設備として位置付ける。輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）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すべて網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合においても、残存した熔融炉心を冷却することができる。

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

- ・復水輸送ポンプ、復水貯蔵タンク、復水輸送系配管・弁

耐震性は確保されていないが、使用可能であれば残存した熔融炉心を冷却する手順として有効である。

- ・補助消火ポンプ、消火ポンプ、補助消火水槽、ろ過水タンク、消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、残存した熔融炉心を冷却する手段として有効である。

b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i 低圧代替注水

発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の故障により発電用原子炉からの除熱ができない場合は、低圧原子炉代替注水系(常設)、低圧原子炉代替注水系(可搬型)、復水輸送系及び消火系により発電用原子炉を冷却する手段がある。

これらの対応手段で使用する設備は、「a.(a) i 低圧代替注水」で選定した設備と同様である。

ii 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱

非常用電源が使用可能な場合において、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱ができない場合に、原子炉浄化系により発電用原子炉からの除熱を行う手段がある。

(i) 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱

原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉浄化補助ポンプ
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉浄化系非再生熱交換器
- ・原子炉再循環系 配管・弁
- ・原子炉浄化系 配管・弁
- ・給水系 配管・弁・スパーージャ
- ・原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)
- ・非常用交流電源設備

iii 重大事故等対処設備と自主対策設備

低圧代替注水で使用する設備において、重大事故等対処設備と

しての位置付けは、「a.(a) i 低圧代替注水」で選定した設備と同様である。

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すべて網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）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。

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。併せて、その理由を示す。

- ・原子炉浄化系, 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)

原子炉運転停止直後の発電用原子炉からの除熱を行うための十分な熱交換量が確保できず、耐震性は確保されていないが、原子炉浄化系非再生熱交換器への原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の通水が可能であれば、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の崩壊熱除去機能が喪失した場合において、発電用原子炉からの除熱を行う手段として有効である。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i 復旧

発電用原子炉停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱ができない場合は「(a) i 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/Cから非常用所内電気設備であるM/C C系及びM/C D系へ電源を供給し、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷

却水を確保することで残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧し、発電用原子炉からの除熱を行う手段がある。

常設代替交流電源設備及び原子炉補機代替冷却系へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を十分な期間、運転継続することが可能である。

(i) 代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧

代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去ポンプ
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系 配管・弁・ジェットポンプ
- ・ 原子炉再循環系 配管
- ・ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）
- ・ 原子炉補機代替冷却系
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備

ii 重大事故等対処設備

復旧で使用する設備のうち、原子炉圧力容器、原子炉補機代替冷却系、常設代替交流電源設備及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として位置付け、残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系配管・弁・ジェットポンプ、原子炉再循環系配管及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）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すべて網羅されている。

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原

子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）が故障した場合においても、発電用原子炉からの除熱を行うことができる。

c. 手順等

上記「a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備」及び「b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時操作要領書（徴候ベース）（以下「EOP」という。）、AM設備別操作要領書、原子力災害対策手順書及び事故時操作要領書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）に定める。（第1.4-1表）

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整理する。（第1.4-2表，第1.4-3表）

1.4.2 重大事故等時の手順

1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 低圧代替注水

復水・給水系，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，残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合は，低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手段を同時並行で準備する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は，低圧原子炉代替注水系（常設），低圧原子炉代替注水系（可搬型），復水輸送系及び消火系の手段のうち低圧で原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し，注水のための系統構成が完了した時点で，その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。

また，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は，低圧原子炉代替注水系（常設），低圧原子炉代替注水系（可搬型），復水輸送系及び消火系の手段のうち低圧で原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し，注水のための系統構成が完了した時点で，逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し，原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は，準備が完了した手段のうち，低圧原子炉代替注水系（常設），復水輸送系，消火系，低圧原子炉代替注水系（可搬型）の順で選択する。

なお，原子炉圧力容器内の水位が不明になる等，発電用原子炉を満水にする必要がある場合は，上記注水手段及び代替注水手段のうち使用できる手段にて原子炉圧力容器へ注水する。

(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

i 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非常用炉心冷却系によ

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）以上に維持できない場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）及び注入配管が使用可能な場合^{※1}。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。

ii 操作手順

低圧原子炉代替注水系（常設）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。手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-4図に、概要図を第1.4-7図に、タイムチャートを第1.4-8図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。また、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合は、A、B-原子炉再循環ポンプ入口弁、A、B-原子炉再循環ポンプ出口弁、A、B-CUW入口元弁、RPVドレン側流量調節バイパス弁の全閉操作を指示する。

②^a SA電源切替盤を使用する場合

現場運転員B及びCは、SA電源切替盤にて、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に必要なA-RHR注水弁の電源切替え操作を実施する。また、中央制御室運転員Aは、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合は、A、B-原子炉再循環ポンプ入口弁、A、B-原子炉再循環ポンプ出口弁、A、B-CUW入口元弁、RPVドレン側流量調節バイパス弁を全閉とする。

②^b 非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合

中央制御室運転員Aは、不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。

現場運転員B及びCは、C/Cの不要な負荷の切り離しを行

う。不要な負荷の切り離し後，中央制御室運転員Aは，非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い，低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に必要なA－RHR注水弁の電源切替えを実施する。また，中央制御室運転員Aは，原子炉冷却材喪失事象が確認された場合は，A，B－原子炉再循環ポンプ入口弁，A，B－原子炉再循環ポンプ出口弁，A，B－CUW入口元弁，RPVドレン側流量調節バイパス弁を全閉とする。

- ③中央制御室運転員Aは，低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ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当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し，低圧原子炉代替注水系（常設）が使用可能か確認する。
- ⑤中央制御室運転員Aは，中央制御室にてA－RHR注水弁の全開操作を実施する。
- ⑥中央制御室運転員Aは，中央制御室にて低圧原子炉代替注水ポンプ（1台）の起動操作を実施し，低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑦当直副長は，原子炉圧力容器内の圧力が低圧原子炉代替注水ポンプの出口圧力以下であることを確認後，運転員に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑧中央制御室運転員Aは，FLSR注水隔離弁の開操作を実施する。
- ⑨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代替注水流量（常設）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，当直副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。

※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間，原子炉格納容器内にスプレイする場合は，A-RHR注水弁を全閉後，A-RHRドライウェル第1スプレイ弁及びA-RHRドライウェル第2スプレイ弁の全開操作を実施後，FLSR注水隔離弁を調整開としてD/Wスプレイを実施する。

⑩当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に低圧原子炉代替注水槽の補給を依頼する。

iii 操作の成立性

上記の操作のうち作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

【SA電源切替盤を使用した場合】

- ・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，20分以内で可能である。

【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

- ・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，35分以内で可能である。

なお，原子炉圧力容器への注水が不要と判断し，原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合，原子炉格納容器へのスプレイ開始まで10分以内で可能である。

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。

(b) 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水

i 手順着手の判断基準

復水・給水系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系及び低圧原子炉代替注水系（常設）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）以上に維持できない場合において，復水輸送系及び注入配管が使用可能な場合^{※1}。

※1：設備に異常がなく，電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。

ii 操作手順

復水輸送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。手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-4図に，概要図を第1.4-9図に，タイムチャートを第1.4-10図及び第1.4-11図に示す。（各注入配管使用の場合について，手順⑤⑦⑧以外は同様。）

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に復水輸送系による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。

②中央制御室運転員Aは，復水輸送系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

③中央制御室運転員Aは，復水輸送系バイパス流防止対策としてCWT T/B供給遮断弁の全閉操作を実施する。

④中央制御室運転員Aは，復水輸送ポンプの起動操作を実施し，復水輸送ポンプ出口ヘッド圧力指示値が規定値以上であることを確認する。

⑤^a 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合

中央制御室運転員Aは，A-RHR注水弁の全開操作を行う。

⑤^b 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合

中央制御室運転員 A は、B-RHR 注水弁の全開操作を行う。

⑤^c 残留熱除去系 (C) 注入配管使用の場合

中央制御室運転員 A は、C-RHR 注水弁の全開操作を行う。

⑥ 当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が復水輸送ポンプの出口圧力以下であることを確認後、運転員に復水輸送系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。

⑦^a 残留熱除去系 (A) 注入配管使用の場合

中央制御室運転員 A は、A-RHR RPV 代替注水弁を開操作し原子炉圧力容器への注水を開始する。

⑦^b 残留熱除去系 (B) 注入配管使用の場合

現場運転員 B 及び C は、B-RHR 注水配管洗浄元弁を開操作し原子炉圧力容器への注水を開始する。

⑦^c 残留熱除去系 (C) 注入配管使用の場合

現場運転員 B 及び C は、C-RHR 注水配管洗浄元弁を開操作し原子炉圧力容器への注水を開始する。

⑧^a 残留熱除去系 (A) 注入配管使用の場合

中央制御室運転員 A は、原子炉への注水が開始されたことを RPV/PCV 注入流量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当直副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。

※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレーする場合は、A-RHR 注水弁を全閉後、A-RHR ドライウェル第 1 スプレー弁及び A-RHR ドライウェル第 2 スプレー弁又は A-RHR トーラススプレー弁の全開操作を実施後、A-RHR RPV 代替注水弁を調整開として D/W スプレー又は S/C スプレーを実施する。

⑧^b 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合

中央制御室運転員Aは、原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し当直副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。

※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレーする場合は、B-RHR注水弁を全閉後、B-RHRドライウエル第1スプレー弁及びB-RHRドライウエル第2スプレー弁又はB-RHRトーラススプレー弁の全開操作を実施後、B-RHR注水配管洗浄元弁を調整開としてD/Wスプレー又はS/Cスプレーを実施する。

⑧^c 残留熱除去系(C)注入配管使用の場合

中央制御室運転員Aは、原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し当直副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。

iii 操作の成立性

残留熱除去系（A）の注入配管を使用した復水輸送系による原子炉圧力容器への注水操作は、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復水輸送系による原子炉圧力容器への注水開始まで20分以内で可能である。

残留熱除去系（B）又は残留熱除去系（C）の注入配管を使用した復水輸送系による原子炉圧力容器への注水操作は、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復水輸送系による原子炉圧力容器への注水開始まで30分以内で可能である。

なお、原子炉圧力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容

器へのスプレイを実施する場合，原子炉格納容器へのスプレイ開始まで 30 分以内で可能である。

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。

(c) 消火系による原子炉圧力容器への注水

i 手順着手の判断基準

復水・給水系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系及び低圧原子炉代替注水系（常設），復水輸送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）以上に維持できない場合において，消火系及び注入配管が使用可能な場合^{*1}。ただし，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1：設備に異常がなく，電源及び水源（補助消火水槽又はろ過水タンク）が確保されている場合。

ii 操作手順

消火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。

手順の対応フローを第 1.4-2 図及び第 1.4-4 図に，概要図を第 1.4-12 図に，タイムチャートを第 1.4-13 図及び第 1.4-14 図に示す（補助消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合及び消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合について，手順④，⑦以外は同様。また，各注水配管使用の場合について，手順⑥，⑧，⑨以外は同様。）。

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に消火系による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。

②中央制御室運転員 A は，消火系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

- ③中央制御室運転員 A は，復水輸送系バイパス流防止対策として C W T T / B 供給遮断弁の全開操作を実施する。
- ④^a 補助消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合
中央制御室運転員 A は，補助消火ポンプを起動する。
- ④^b 消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合
中央制御室運転員 A は，消火ポンプの起動操作を実施し，消火ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑤中央制御室運転員 A は C W T 系・消火系連絡止め弁(消火系)の全開操作， C W T 系・消火系連絡止め弁の全開操作を実施する。
- ⑥^a 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は， A - R H R 注水弁の全開操作を実施する。
- ⑥^b 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は， B - R H R 注水弁の全開操作を実施する。
- ⑥^c 残留熱除去系(C)注入配管使用の場合
中央制御室運転員 A は， C - R H R 注水弁の全開操作を実施する。
- ⑦^a 補助消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合
当直副長は，原子炉圧力容器内の圧力が規定圧力以下となったことを確認後，運転員に消火系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。
- ⑦^b 消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合
当直副長は，原子炉圧力容器内の圧力が規定圧力以下となったことを確認後，運転員に消火系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。

⑧^a 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合

中央制御室運転員AはA-RHR R P V代替注水弁の全開操作を実施する。

⑧^b 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合

現場運転員B及びCは、B-RHR注水配管洗浄元弁の全開操作を実施する。

⑧^c 残留熱除去系(C)注入配管使用の場合

現場運転員B及びCは、C-RHR注水配管洗浄元弁の全開操作を実施する。

⑨^a 残留熱除去系(A)注入配管使用の場合

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R P V / P C V注入流量の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副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。

※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、A-RHR注水弁を全閉後、A-RHRドライウエル第1スプレイ弁及びA-RHRドライウエル第2スプレイ弁又はA-RHRトーラススプレイ弁の全開操作を実施後、A-RHR R P V代替注水弁を調整開としてD/Wスプレイ又はS/Cスプレイを実施する。

⑨^b 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合

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指示値の上昇により確認し、当直副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。

※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注

水が不要となる間，原子炉格納容器内にスプレーする場合は，B－RHR注水弁を全閉後，B－RHRドライウエル第1スプレー弁及びB－RHRドライウエル第2スプレー弁又はB－RHRトラススプレー弁の全開操作を実施後，B－RHR注水配管洗浄元弁を調整開としてD/Wスプレー又はS/Cスプレーを実施する。

⑨° 残留熱除去系（C）注入配管使用の場合

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指示値の上昇により確認し，当直副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。

iii 操作の成立性

残留熱除去系（A）の注入配管を使用した消火系による原子炉圧力容器への注水操作は，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消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで25分以内で可能である。

残留熱除去系（B）又は残留熱除去系（C）の注入配管を使用した消火系による原子炉圧力容器への注水操作は，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消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで30分以内で可能である。

なお，原子炉圧力容器への注水が不要と判断し，原子炉格納容器へのスプレーを実施する場合，原子炉格納容器へのスプレー開始まで30分以内で可能である。

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。

- (d) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）

i 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非常用炉心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）以上に維持できない場合において，低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び注入配管が使用可能な場合^{※1}。

※1：設備に異常がなく，燃料及び水源（輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。

ii 操作手順

低圧原子炉代替注水系（可搬型）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。手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-4図に，概要図を第1.4-15図及び第1.4-18図に，タイムチャートを第1.4-16図，第1.4-17図及び第1.4-19図に示す（低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南），低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉圧力容器への注水手順は，交流動力電源が確保されている場合は手順⑥⑨，全交流動力電源が喪失している場合は手順⑤⑧以外は同様）。

[交流動力電源が確保されている場合]

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に残留熱除去系A系配管又は残留熱除去系B系配管を使用した低圧原子炉代替注水系（可搬型）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当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に低圧原子炉代替注水系配管・弁の接続口への低圧原子炉代替注水系（可搬型）の接続を依頼する。

③^a SA電源切替盤を使用する場合

現場運転員B及びCは，SA電源切替盤にて，低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要な

A－RHR注水弁又はB－RHR注水弁の電源切替え操作を実施する

③^b非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合

中央制御室運転員Aは、不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。

現場運転員B及びCは、C/Cの不要な負荷の切り離しを行う。不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要なA－RHR注水弁又はB－RHR注水弁の電源切替えを実施する。

④中央制御室運転員Aは、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ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。

⑤当直副長は、運転員に低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。

⑥^a低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合

中央制御室運転員AはA－RHR注水弁の全開操作及びFLSR注水隔離弁の全開操作を実施する。

⑥^b低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合

中央制御室運転員AはB－RHR注水弁の全開操作を実施する。

⑥^c低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

中央制御室運転員 A は B - R H R 注水弁の全開操作を実施する。

⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器へ注水するための原子炉建物原子炉棟内の系統構成が完了したことを報告する。

⑧緊急時対策本部は、当直長に低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車による送水開始を報告するとともに緊急時対策要員に低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車の起動を指示する。

⑨^a 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉压力容器への注水の場合

緊急時対策要員は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、F L S R 可搬式設備 A - 注水ライン流量調整弁の全開操作を実施し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

⑨^b 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉压力容器への注水の場合

緊急時対策要員は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、F L S R 可搬式設備 B - 注水ライン流量調整弁の全開操作を実施し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

⑨^c 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉压力容器への注水の場合（故意による大型航空機

の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)

緊急時対策要員は、F L S R可搬式設備 B-注水ライン止め弁の全閉操作を実施し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、可搬型バルブの全開操作を実施し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

⑩当直副長は、中央制御室運転員 A に低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の確認を指示する。

⑪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低圧原子炉代替注水流量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、当直副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。

※原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合は、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに必要な系統構成を行い、原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

[全交流動力電源が喪失している場合]

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系 A 系配管又は残留熱除去系 B 系配管を使用した低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。

- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に
低圧原子炉代替注水系配管・弁の接続口への低圧原子炉代替
注水系（可搬型）の接続を依頼する。
- ③中央制御室運転員Aは、低圧原子炉代替注水系（可搬型）に
よる原子炉圧力容器への注水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。
- ④当直副長は、運転員に低圧原子炉代替注水系（可搬型）によ
る原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。
- ⑤^a 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）を使用した
原子炉圧力容器への注水の場合
現場運転員B及びCは、A－RHR注水弁及びFLSR注水
隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑤^b 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用した
原子炉圧力容器への注水の場合
現場運転員B及びCは、B－RHR注水弁の全開操作を実施
する。
- ⑤^c 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用
した原子炉圧力容器への注水の場合（故意による大型航空機
の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）
現場運転員B及びCは、B－RHR注水弁の全開操作を実施
する。
- ⑥当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に
低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への
注水するための原子炉建物原子炉棟内の系統構成が完了した
ことを報告する。
- ⑦緊急時対策本部は、当直長に低圧原子炉代替注水系（可搬型）
として使用する大量送水車による送水開始を報告するととも
に緊急時対策要員に低圧原子炉代替注水系（可搬型）として

使用する大量送水車の起動を指示する。

- ⑧^a 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合

緊急時対策要員は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、F L S R可搬式設備 A－注水ライン流量調整弁の全開操作を実施し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

- ⑧^b 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合

緊急時対策要員は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、F L S R可搬式設備 B－注水ライン流量調整弁の全開操作を実施し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

- ⑧^c 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

緊急時対策要員は、F L S R可搬式設備 B－注水ライン止め弁の全閉操作を実施し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、可搬型バルブの全開操作を実施し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

- ⑨ 当直副長は、中央制御室運転員 A に低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水確認を指示する。

⑩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低圧原子炉代替注水流量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，当直副長に報告する。また，緊急時対策要員は中央制御室運転員の指示に基づき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。

※原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合は，原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに必要な系統構成を行い，原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

⑪当直長は，当直副長からの依頼に基づき，低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

iii 操作の成立性

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水操作のうち，運転員が実施する原子炉建物原子炉棟内での各注入配管の系統構成を，交流電源が確保されている場合は中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名，全交流動力電源が喪失している場合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の想定時間は以下のとおり。

[交流動力電源が確保されている場合]

低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南），低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合

- ・ S A 電源切替盤を使用した場合：25 分以内
- ・ 非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合：40分以内

[全交流動力電源が喪失している場合]

低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）使用の場合：50分以内

低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）使用又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）使用（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）の場合：40分以内

また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での大量送水車による送水操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合]

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：2 時間 10 分以内

[低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)]

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：3 時間 10 分以内

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水操作は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水開始まで2 時間 10 分以内で可能である。また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水開始まで3 時間 10 分以内で可能である。

なお、原子炉压力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合の想定時間は以下のとおり。

[交流動力電源が確保されている場合：10分以内]

[全交流動力電源が喪失している場合：40分以内]

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信設備等を整備する。低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。

b. 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 1.4-33 図に示す。

外部電源、代替交流電源設備等により交流動力電源が確保できた場合、低圧原子炉代替注水槽が使用可能であれば低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。低圧原子炉代替注水槽が使用できない場合、復水輸送系、消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。

交流動力電源が確保できない場合、現場での手動操作により系統構成を実施し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。

なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、発電所構内で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及び補助消火水槽又はろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水を実施する際の注入配管の選択は、注水流量が多いものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。

優先①：残留熱除去系(A)注入配管（注水流量が多い）

優先②：残留熱除去系(B)注入配管

また、復水輸送系又は消火系による原子炉圧力容器への注水を実施する際の注入配管の選択は、中央制御室からの操作が可能であることを優先して使用する。

優先①：残留熱除去系(A)注入配管(中央制御室からの操作が可能)

優先②：残留熱除去系(B)注入配管

優先③：残留熱除去系(C)注入配管

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系(低圧注水モード)電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)の故障により、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圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により残留熱除去系(低圧注水モード)の電源を復旧し、原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系(低圧注水モード)にて原子炉圧力容器へ注水する。

なお、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

また、原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)又は原子炉補機代替冷却系に関する手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

i 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機を用いて緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/Cから非常用所内電

気設備であるM/C C系又はM/C D系の受電が完了し、残留熱除去系（低圧注水モード）が使用可能な状態^{*1}に復旧された場合。

※1：設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。

ii 操作手順

A－残留熱除去系（低圧注水モード）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり（B及びC－残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水手順も同様）。概要図を第1.4-20図に、タイムチャートを第1.4-21図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員にA－残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、A－残留熱除去系（低圧注水モード）の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに補機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当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、A－残留熱除去系（低圧注水モード）が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員Aは、A－残留熱除去ポンプの起動操作を実施し、A－残留熱除去ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認後、当直副長にA－残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。
- ⑤当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が残留熱除去ポンプの出口圧力以下であることを確認後、中央制御室運転員にA－残留熱除去系（低圧注水モード）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、A-RHR注水弁を全開として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A-残留熱除去ポンプ出口流量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、当直副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。

※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレーする場合は、A-RHR注水弁を全閉後、A-RHRドライウエル第1スプレー弁及びA-RHRドライウエル第2スプレー弁又はA-RHRトーラススプレー弁を全開してD/Wスプレー又はS/Cスプレーを実施する。

iii 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残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水開始まで10分以内で可能である。

なお、原子炉圧力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器へのスプレーを実施する場合、原子炉格納容器へのスプレー開始まで10分以内で可能である。

(b) 低圧炉心スプレー系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障により残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレー系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により低圧炉心スプレー系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保すること

で、低圧炉心スプレイ系にて原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機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。

また、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系に関する手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

i 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機を用いて緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/Cから非常用所内電気設備であるM/C C系又はM/C D系の受電が完了し、残留熱除去系（低圧注水モード）が復旧できず、低圧炉心スプレイ系が使用可能な状態に※¹復旧された場合。

※1：設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。

ii 操作手順

低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧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1.4-2図及び第1.4-4図に、概要図を第1.4-22図に、タイムチャートを第1.4-23図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に低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、低圧炉心スプレイ系の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること並びに補機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当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、低圧炉心スプレイ系が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員 A は、低圧炉心スプレイ・ポンプの起動操作を実施し、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認後、当直副長に低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。
- ⑤当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が低圧炉心スプレイ・ポンプの出口圧力以下であることを確認後、中央制御室運転員に、低圧炉心スプレイ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、LPCS注水弁を全開として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低圧炉心スプレイポンプ出口流量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、当直副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。

iii 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低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで 10 分以内で可能である。

b. 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 1.4-33 図に示す。

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により交流動力電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の運転が可能であれば残留熱除去系（低圧注水モード）によ

り原子炉圧力容器へ注水する。また、残留熱除去系（低圧注水モード）が復旧できず、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の運転が可能であれば、低圧炉心スプレイ系により原子炉圧力容器へ注水する。

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の運転ができない場合、原子炉補機代替冷却系を設置し、残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉圧力容器へ注水するが、原子炉補機代替冷却系の設置に時間を要することから、低圧原子炉代替注水系（常設）等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。

発電用原子炉停止後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱を実施する。

(3) 熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順

炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、熔融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉格納容器下部へ落下した場合、ペDESTAL代替注水系により原子炉格納容器下部へ注水することで落下した熔融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に熔融炉心が残存した場合は、低圧代替注水により原子炉圧力容器へ注水することで残存した熔融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱を抑制する。

a. 低圧代替注水

(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による残存熔融炉心の冷却

i 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

ii 操作手順

低圧原子炉代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却については、「(1) a. (a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。

なお、手順の対応フローを第 1.4-6 図に示す。また、概要図は第 1.4-7 図、タイムチャートは第 1.4-8 図と同様である。

iii 操作の成立性

上記の操作のうち作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

【S A 電源切替盤を使用した場合】

- ・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、20分以内で可能である。

【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

- ・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、35分以内で可能である。

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。

(b) 復水輸送系による残存溶融炉心の冷却

i 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）が使用できず、復水輸送系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

ii 操作手順

復水輸送系による残存溶融炉心の冷却については、「(1) a . (b) 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水」の操作手順のうち残留熱除去系(A)注入配管を使用した手順と同様である。

なお、手順の対応フローを第 1.4-6 図に示す。また、概要図は第 1.4-9 図、タイムチャートは第 1.4-10 図と同様である。

iii 操作の成立性

上記の操作は、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復水輸送系による原子炉圧力容器への注水開始まで 20 分以内で可能である。

(c) 消火系による残存溶融炉心の冷却

i 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系が使用できず、消火系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下，ドライウェル圧力指示値の上昇，ペDESTAL温度指示値の上昇，ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

ii 操作手順

消火系による残存溶融炉心の冷却については、「(1) a . (c) 消火系による原子炉圧力容器への注水」の操作手順のうち、残留熱除去系(A)注入配管を使用した手順と同様である。

なお、手順の対応フローを第 1.4-6 図に示す。また、概要図は第 1.4-12 図、タイムチャートは第 1.4-13 図と同様である。

iii 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消火系による原子炉压力容器への注水開始まで 25 分以内で可能である。

(d) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）

i 手順着手の判断基準

原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉压力容器の破損を判断した場合において、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水が可能な場合。

※1：「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下，ドライウェル圧力指示値の上昇，ペDESTAL温度指示値の上昇，ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

ii 操作手順

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却については、「(1) a . (d) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）」の操作手順（交流電源が確保されている場合）の手順と同様である。

なお、手順の対応フローを第 1.4-6 図に示す。また、概要図は第 1.4-15 図，タイムチャートは第 1.4-16 図及び第 1.4-17 図と同様である。

iii 操作の成立性

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却操作のうち、運転員が実施する各注入配管の系統構成を中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合の想定時間は以下のとおり。

[低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南），低圧原子炉代替

注水系（可搬型）接続口（西）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用の場合]

- ・ S A 電源切替盤を使用した場合：25 分以内

- ・ 非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合：40分以内

また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用の場合]

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：2 時間 10 分以内

[低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)]

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：3 時間 10 分以内

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却操作は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却開始まで2 時間 10 分以内で可能である。また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却開始まで3 時間 10 分以内で可能である。

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。低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。

b. 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 1.4-33 図に示す。

代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合、低圧原子炉代替注水槽が使用可能であれば低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水し、残存した熔融炉心を冷却する。低圧原子炉代替注水槽が使用できない場合、復水輸送系、消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水し、残存した熔融炉心を冷却する。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手段については、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手段と同時並行で準備する。

また、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系の手段のうち原子炉圧力容器への注水可能な系統 1 系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。

なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、発電所構内で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及び補助消火水槽又はろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水を実施する際の注入配管の選択は、注水流量が多いものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。

優先①：残留熱除去系(A)注入配管（注水流量が多い）

優先②：残留熱除去系(B)注入配管

1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 低圧代替注水

発電用原子炉停止中に原子炉圧力容器へ注水する機能が喪失した場合の対応手順については、「1.4.2.1(1)a.(a)低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水」、「1.4.2.1(1)a.(b)復水輸送系による原子炉圧力容器への注水」、「1.4.2.1(1)a.(c)消火系による原子炉圧力容器への注水」、「1.4.2.1(1)a.(d)低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)」の対応手順と同様である。

なお、手順の対応フローを第1.4-5図に示す。

b. 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱

(a) 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱

残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による崩壊熱除去機能が喪失した場合、非常用電源が使用可能であれば原子炉浄化補助ポンプを起動して原子炉除熱を実施する。

i 手順着手の判断基準

残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱ができない場合において、原子炉浄化系が使用可能な場合^{※1}。

※1：設備に異常がなく、電源及び冷却水が確保されており、原子炉水位指示値が原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の状態。

ii 操作手順

原子炉浄化系による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.4-24図に、タイムチャートを第1.4-25図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱の準備開始を指示する。

- ②中央制御室運転員 A は，原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていること，原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持されていること，原子炉圧力指示値が規定値以下であ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，原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱の系統構成として，再生熱交管側入口弁の全閉，補助熱交入口弁，フィルタバイパス弁，循環ポンプバイパス弁の全開，CUW非再生熱交出口温度調節弁，系統流量調節弁の調整開操作を実施する。また，格納容器隔離を復旧後，CUW入口内側隔離弁，CUW入口外側隔離弁，補助ポンプ入口弁の全開操作を実施する。
- ④現場運転員 B 及び C は，CUW脱塩装置バイパス弁の全開操作を実施する。
- ⑤中央制御室運転員 A は，原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱の準備が完了したことを当直副長に報告する。
- ⑥当直副長は，中央制御室運転員に原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱開始を指示する。
- ⑦中央制御室運転員 A は，原子炉浄化補助ポンプの起動操作を実施し，出口圧力が上昇したことを出口圧力計にて確認後，補助ポンプ出口弁の全開操作を実施する。
- ⑧中央制御室運転員 A は，フィルタ入口圧力調節弁及びフィルタ入口圧力調節弁バイパス弁を調整開操作し，発電用原子炉からの除熱を開始する。
- ⑨中央制御室運転員 A は，発電用原子炉からの除熱が開始されたことを系統流量指示値の上昇及びRPV底部ドレン温度指示値の上昇が緩和したことを確認し，当直副長に報告する。

iii 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原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱開始まで 70 分以内で可能である。

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

c. 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 1.4-33 図に示す。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去機能が喪失した場合、非常用電源が使用可能であれば原子炉浄化系により原子炉除熱する。

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の電源を復旧し、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて発電用原子炉からの除熱を実施する。

なお、常設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。

また、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）及び原子炉補機代替冷却系に関する手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸

送するための手順等」にて整備する。

i 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機を用いて緊急用M/Cを受電した後，緊急用M/Cから非常用所内電気設備であるM/C C系又はM/C D系の受電が完了し，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が使用可能な状態^{※1}に復旧された場合。

※1：設備に異常がなく，電源及び補機冷却水が確保されており，原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され，かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の状態。

ii 操作手順

A－残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり。（B－残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱手順も同様）概要図を第1.4-26図に，タイムチャートを第1.4-27図に示す。

①当直副長は，手順着手の判断に基づき，運転員にA－残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱準備開始を指示する。

②中央制御室運転員Aは，A－残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の起動に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていること，原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持されていること，原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下であることを状態表示にて確認する。

- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、A-残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員Aは、A-残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱の系統構成として、A-RHR封水ポンプ停止操作、A-ポンプトーラス水入口弁、A-ミニマムフロー弁、A-熱交入口弁の全閉、A-熱交バイパス弁の全開操作を実施する。また、格納容器隔離を復旧後、炉水入口内側隔離弁、炉水入口外側隔離弁、A-ポンプ炉水入口弁の全開操作を実施する。
- ⑤現場運転員B及びCは、A-RHR封水ポンプ及びA-ミニマムフロー弁の電源「切」操作を実施する。
- ⑥中央制御室運転員Aは、A-残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転の準備完了を当直副長に報告する。
- ⑦当直副長は、中央制御室運転員にA-残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱開始を指示する。
- ⑧中央制御室運転員Aは、A-残留熱除去ポンプの起動操作を実施し、A-残留熱除去ポンプの出口圧力が上昇したことをA-残留熱除去ポンプ出口圧力にて確認後、A-ポンプ炉水戻り弁を調整開する。
- ⑨中央制御室運転員Aは、A-熱交入口弁を開操作、A-熱交バイパス弁を閉操作し、発電用原子炉からの除熱を開始する。
- ⑩中央制御室運転員Aは、発電用原子炉からの除熱が開始されたことをA-残留熱除去ポンプ出口流量指示値の上昇及びA-残留熱除去系熱交換器入口温度指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。

iii 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残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱開始まで 35 分以内で可能である。

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

b. 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 1.4-33 図に示す。

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により交流動力電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の運転が可能であれば残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉からの除熱を実施する。原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の運転ができない場合、原子炉補機代替冷却系を設置し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉からの除熱を実施するが、原子炉補機代替冷却系の設置に時間を要することから、低圧原子炉代替注水系（常設）等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。

1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水

残留熱除去系（低圧注水モード）が健全な場合は、自動起動（原子炉水位低（レベル 1）又はドライウエル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（低圧注水モード）を起動し、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。

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）以上に維持できない場合。

b. 操作手順

A－残留熱除去系（低圧注水モード）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（B－残留熱除去系（低圧注水モード）又はC－残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水手順も同様）。概要図を第1.4-28図に、タイムチャートを第1.4-29図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に残留熱除去系（低圧注水モード）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1）又はドライウェル圧力高）によりA－残留熱除去ポンプが起動し、残留熱除去ポンプ出口圧力指示値が規定値以上となったことを確認後、当直副長に残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。
- ③当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が規定圧力以下となったことを確認後、中央制御室運転員に残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧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、中央制御室からの手動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル1）及び注水弁差圧低、又はドライウェル圧力高及び注水弁差圧低）によりA－RHR注水弁が全開となったことを確認する。
- ⑤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残留熱除去ポンプ出口流量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、当直副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。

※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレーする場合は、A-RHR注水弁、A-熱交バイパス弁を全閉後、A-RHRドライウェル第1スプレー弁及びA-RHRドライウェル第2スプレー弁又はA-RHRトールススプレー弁を全開してD/Wスプレー又はS/Cスプレーを実施する。

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残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。

なお、原子炉圧力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器へのスプレーを実施する場合、原子炉格納容器へのスプレー開始まで10分以内で可能である。

(2) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を起動し、発電用原子炉からの除熱を実施する。

a. 手順着手の判断基準

原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の場合。

b. 操作手順

A-残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり（B-残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱手順も同様）。概要図を第1.4-30図に示す。タイムチャートは第1.4-27図と同様である。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持されていること、原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下であ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、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱の系統構成として、A-RHR 封水ポンプ停止操作、A-ポンプトーラス水入口弁、A-ミニマムフロー弁、A-熱交入口弁の全閉、A-熱交バイパス弁、炉水入口内側隔離弁、炉水入口外側隔離弁、A-ポンプ炉水入口弁の全開操作を実施する。
- ④現場運転員 B 及び C は、A-RHR 封水ポンプ及び A-ミニマムフロー弁の電源「切」操作を実施する。
- ⑤中央制御室運転員 A は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転の準備完了を当直副長に報告する。
- ⑥当直副長は、中央制御室運転員に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱開始を指示する。
- ⑦中央制御室運転員 A は、残留熱除去ポンプの起動操作を実施し、残留熱除去ポンプ出口圧力指示値が上昇したことを確認後、A-ポンプ炉水戻り弁を調整開する。
- ⑧中央制御室運転員 A は、A-熱交入口弁を開操作、A-熱交バイパス弁を閉操作し、発電用原子炉からの除熱を開始する。
- ⑨中央制御室運転員 A は、発電用原子炉からの除熱が開始されたことを残留熱除去ポンプ出口流量指示値の上昇及び残留熱除去系熱交換器入口温度指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱開始まで 35 分以内で可能である。

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

(3) 低圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水

低圧炉心スプレイ系が健全な場合は、自動起動（原子炉水位低（レベル 1）又はドライウエル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により低圧炉心スプレイ系を起動し、サプレッション・チェンバを水源とした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

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压力容器への注水ができず、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合。

b. 操作手順

低圧炉心スプレイ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 1.4-2 図及び第 1.4-4 図に、概要図を第 1.4-31 図に、タイムチャートを第 1.4-32 図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に低圧炉心スプレイ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、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 1）又はドライウエル圧力高）により低圧炉心スプレイ・ポンプが起動し、低圧炉心スプレイポンプ出口圧力指示値が規定値以上となったことを確認後、当直副

長に低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完了を報告する。

③当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が規定圧力以下となったことを確認後、中央制御室運転員に、低圧炉心スプレイ系による原子炉圧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、中央制御室からの手動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル 1）及び注水弁差圧低、又はドライウエル圧力及び注水弁差圧低）により L P C S 注水弁が全開となったことを確認する。

⑤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低圧炉心スプレイポンプ出口流量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、当直副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。

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低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで 2 分以内で可能である。

1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）及び原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）への水の補給手順、水源から接続口までの大量送水車による送水手順及び外部水源（低圧原子炉代替注水槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）への水源切替え手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備として使用するガスタービ

ン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車による
低圧原子炉代替注水ポンプ，復水輸送ポンプ，消火ポンプ，残留熱除去ポ
ンプ，低圧炉心スプレイ・ポンプ，電動弁及び中央制御室監視計器類への
電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発
電機，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車及び大量送水
車への燃料補給手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて
整備する。

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

第1.4-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧(1/9)

(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事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	-	残留熱除去系 (低圧注水モード) による 発電用原子炉の冷却	残留熱除去ポンプ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ^{※5} 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ^{※3} 非常用交流電源設備 ^{※2}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等
			サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備	
		低圧炉心スプレイ系による 発電用原子炉の冷却	低圧炉心スプレイ・ポンプ 低圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ ・スパージャ 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ^{※3} 非常用交流電源設備 ^{※2}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等
			サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備	
		残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による 発電用原子炉からの除熱	残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ジェットポンプ 原子炉再循環系 配管 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ^{※3} 非常用交流電源設備 ^{※2}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「減圧冷却」等
			原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備	

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

※5：残留熱除去系 (低圧注水モード) は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。

対応手段，対処設備，手順書一覧(2 / 9)

(原子炉運転中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（低圧注水モード）低圧炉心スプレイ系	低圧原子炉代替注水系（常設） 発電用原子炉の冷却による	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽 ^{*1} 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 （微候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる原子炉注水」
		復水輸送系による 発電用原子炉の冷却	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 非常用交流電源設備 ^{*2} 可搬型代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	自主対策設備 事故時操作要領書 （微候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「CWTによる原子炉注水」
		消火系による 発電用原子炉の冷却	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 非常用交流電源設備 ^{*2} 可搬型代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	自主対策設備 事故時操作要領書 （微候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※5：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管を含むこととする。

対応手段，対処設備，手順書一覧(3 / 9)

(原子炉運転中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（低圧注水モード）低圧炉心スプレイ系	低圧原子炉代替注水系（可搬型） 発電用原子炉の冷却 による	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2} 燃料補給設備 ^{※2}	重大事故等対処設備 AM設備別操作要領書 「水位確保」等 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西1） ^{※1, ※4} 輪谷貯水槽（西2） ^{※1, ※4}	自主対策設備

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※5：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

対応手段，対処設備，手順書一覧(4 / 9)

(原子炉運転中のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書	
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)	残留熱除去系(低圧注水モード)の復旧	常設代替交流電源設備による	サブプレッション・チェンバ 原子炉压力容器 原子炉補機代替冷却系 ^{※3} 代替所内電気設備 ^{※2} 常設代替交流電源設備 ^{※2}	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「RHRによる原子炉注水」
				残留熱除去ポンプ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。) ^{※3}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
		低圧炉心スプレイ系の復旧	常設代替交流電源設備による	サブプレッション・チェンバ 原子炉压力容器 原子炉補機代替冷却系 ^{※3} 代替所内電気設備 ^{※2} 常設代替交流電源設備 ^{※2}	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「LPCSによる原子炉注水」
				低圧炉心スプレイ・ポンプ 低圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ ・スパージャ 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。) ^{※3}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

※5：残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管を含むこととする。

対応手段，対処設備，手順書一覧(5 / 9)

(溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	—	低圧原子炉代替注水系(常設)による 残存溶融炉心の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽 ^{*1} 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる原子炉注水」
		復水輸送系による 残存溶融炉心の冷却	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 可搬型代替交流電源設備 ^{*2} 非常用交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「CWTによる原子炉注水」
		消火系による 残存溶融炉心の冷却	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 可搬型代替交流電源設備 ^{*2} 非常用交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

※5：残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。

対応手段，対処設備，手順書一覧(6 / 9)

(溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	—	低圧原子炉代替注水系(可搬型)による 残存溶融炉心の冷却	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2} 燃料補給設備 ^{※2}	重大事故等対処設備 自主対策設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽(西1) ^{※1, ※4} 輪谷貯水槽(西2) ^{※1, ※4}		

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

※5：残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

対応手段，対処設備，手順書一覧（7 / 9）

（原子炉停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	低圧原子炉代替注水系（常設）による 発電用原子炉の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽 ^{*1} 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる原子炉注水」
		復水輸送系による 発電用原子炉の冷却	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2} 非常用交流電源設備 ^{*2}	自主対策設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「CWTによる原子炉注水」
		消火系による 発電用原子炉の冷却	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2} 非常用交流電源設備 ^{*2}	自主対策設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b）項を満足するための代替淡水源（措置）

※5：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管を含むこととする。

対応手段，対処設備，手順書一覧（8 / 9）

（原子炉停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	低圧原子炉代替注水系（可搬型） 発電用原子炉の冷却 による	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2} 燃料補給設備 ^{※2}	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西1） ^{※1, ※4} 輪谷貯水槽（西2） ^{※1, ※4}		
		発電用原子炉からの除熱	原子炉浄化補助ポンプ 原子炉圧力容器 原子炉浄化系非再生熱交換器 原子炉再循環系 配管・弁 原子炉浄化系 配管・弁 給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） ^{※3} 非常用交流電源設備 ^{※2}	自主対策設備	

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b）項を満足するための代替淡水源（措置）

※5：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管を含むこととする。

対応手段，対処設備，手順書一覧（9 / 9）

（原子炉停止中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧	原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却系 ^{※3} 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2}	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書（徴候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「RHRによる原子炉除熱」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ジェットポンプ 原子炉再循環系 配管 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） ^{※3}		

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※5：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管を含むこととする。

第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1 / 12)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器内への注水量	代替注水流量 (常設)
		補機監視機能	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
		水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位
	1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (b) 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水		
	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別要領書 「CWTによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位
電源			C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
水源の確保			復水貯蔵タンク水位
操作		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器内への注水量	RPV/PCV注入流量
		補機監視機能	復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧(2 / 12)

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)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (c) 消火系による原子炉压力容器への注水			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火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 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位
	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 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉压力容器内への注水量	RPV/PCV注入流量
		補機監視機能	A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力
		水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位
	1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (d) 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉压力容器への注水 (淡水/海水)		
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」 原子炉災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	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 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)
	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 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉压力容器内への注水量	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)
		補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)

監視計器一覧(3 / 12)

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)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (a) 残留熱除去系 (低圧注水モード) 電源復旧後の原子炉圧力容器への注水			
事故時運転操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「RHRによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		補機監視機能	I - 原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II - 原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 A - 残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B - 残留熱除去系熱交換器冷却水流量
		電源	C - メタクラ母線電圧 D - メタクラ母線電圧 C - ロードセンタ母線電圧 D - ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 S A ロードセンタ母線電圧
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (S A)
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉圧力容器への注水量	A - 残留熱除去ポンプ出口流量 B - 残留熱除去ポンプ出口流量
		補機監視機能	A - 残留熱除去ポンプ出口圧力 B - 残留熱除去ポンプ出口圧力
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (S A)
		1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (b) 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	
事故時運転操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「LPCSによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		補機監視機能	I - 原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力
		電源	C - メタクラ母線電圧 C - ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 S A ロードセンタ母線電圧
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (S A)
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉圧力容器への注水量	低圧炉心スプレイポンプ出口流量
		補機監視機能	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (S A)

監視計器一覧(4 / 12)

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)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧原子炉代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) ベDESTAL温度 (SA) ベDESTAL水温度 (SA)
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器内への注水量	代替注水流量 (常設)
		補機監視機能	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
水源の確保		低圧原子炉代替注水槽水位	

監視計器一覧(5 / 12)

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)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (b) 復水輸送系による残存溶融炉心の冷却			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「CWT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 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) ペDESTAL温度 (SA) ペDESTAL水温度 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		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 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉压力容器内への注水量	R P V / P C V 注入流量
		補機監視機能	復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力
水源の確保		復水貯蔵タンク水位	

監視計器一覧(6 / 12)

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)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (c) 消火系による残存溶融炉心の冷却			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 (S A) サプレッション・チェンバ圧力 (S A)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度 (S A) サプレッション・プール水温度 (S A) ペDESTAL温度 (S A) ペDESTAL水温度 (S A)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉圧力容器内への注水量	R P V / P C V 注入流量
		補機監視機能	A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力
水源の確保		A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位	

監視計器一覧(7 / 12)

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)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (d) 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却 (淡水/海水)			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) ベDESTAL温度 (SA) ベDESTAL水温度 (SA)
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)
		補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力
水源の確保		輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)	

監視計器一覧(8 / 12)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱 (a) 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「崩壊熱除去機能喪失時対応」	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 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 (S A)
		電源	D-ロードセンタ母線電圧
		補機監視機能	I-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力
	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 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 (S A)
		最終ヒートシンクの確保	原子炉浄化系系統流量 原子炉浄化系系統入口温度 原子炉浄化系非再生熱交出口温度

監視計器一覧(9 / 12)

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)	
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (a) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 電源復旧後の発電用原子炉からの除熱			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「RHRによる原子炉除熱」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張り)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA) A-残留熱除去系熱交換器入口温度 B-残留熱除去系熱交換器入口温度
		補機監視機能	I-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張り)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		補機監視機能	A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力
		最終ヒートシンクの確保	A-残留熱除去系熱交換器入口温度 B-残留熱除去系熱交換器入口温度 A-残留熱除去系熱交換器出口温度 B-残留熱除去系熱交換器出口温度 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 I-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-RCW熱交換器出口温度 II-RCW熱交換器出口温度

監視計器一覧(10/12)

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)	
1.4.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (1) 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉圧力容器への注水			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		補機監視機能	A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 C-残留熱除去ポンプ出口流量
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		水源の確保	サプレッション・プール水位 (S A)
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉圧力容器内への注水量	A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 C-残留熱除去ポンプ出口流量
		補機監視機能	A-残留熱除去系ポンプ出口圧力 B-残留熱除去系ポンプ出口圧力 C-残留熱除去系ポンプ出口圧力
		水源の確保	サプレッション・プール水位 (S A)

監視計器一覧(11 / 12)

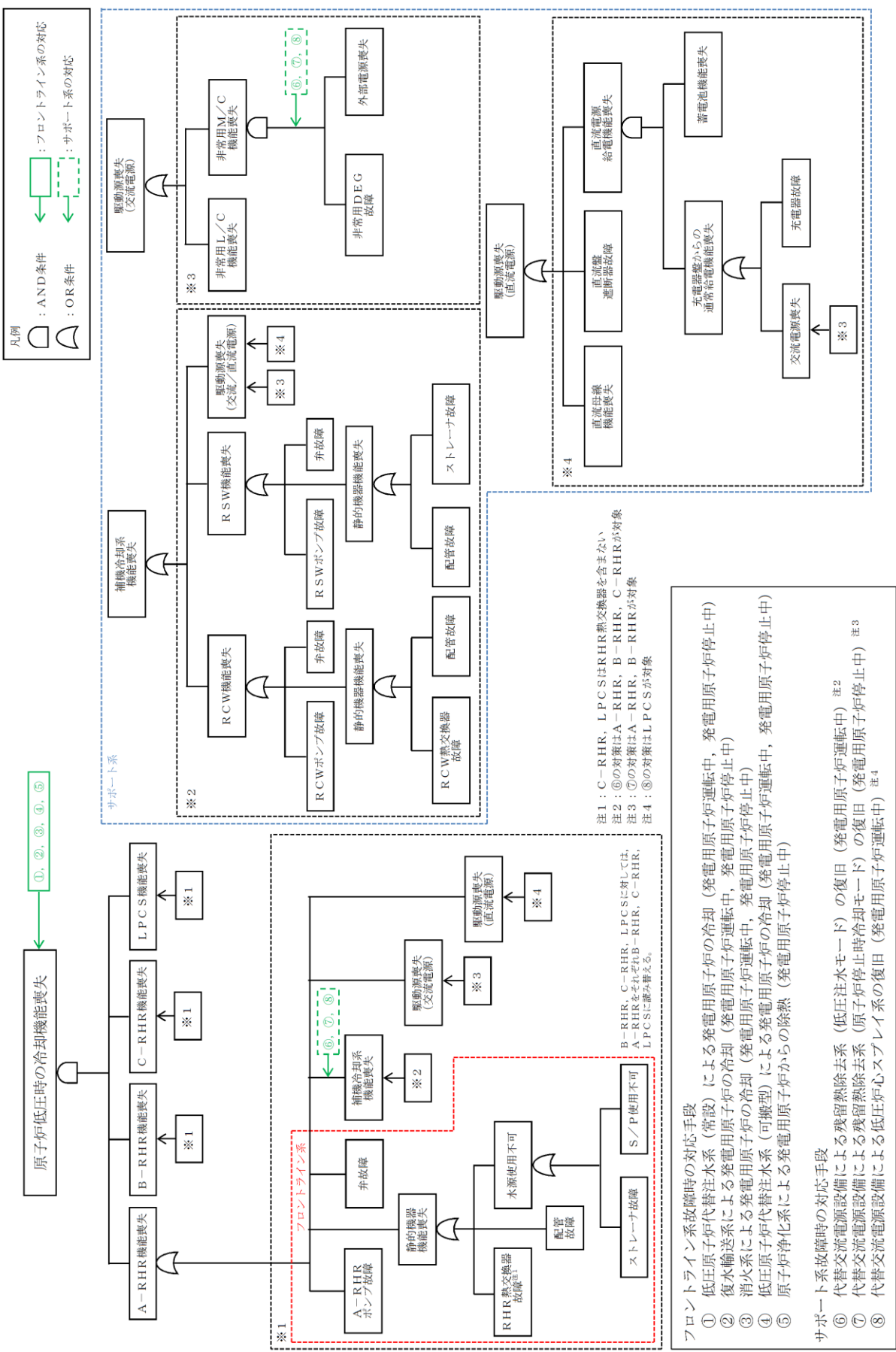
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (2) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「減圧冷却」等	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S A) A - 残留熱除去系熱交換器入口温度 B - 残留熱除去系熱交換器入口温度
		補機監視機能	I - 原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II - 原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 A - 残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B - 残留熱除去系熱交換器冷却水流量
		電源	C - メタクラ母線電圧 D - メタクラ母線電圧 C - ロードセンタ母線電圧 D - ロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (S A)
		補機監視機能	A - 残留熱除去ポンプ出口圧力 B - 残留熱除去ポンプ出口圧力
		最終ヒートシンクの確保	A - 残留熱除去系熱交換器入口温度 B - 残留熱除去系熱交換器入口温度 A - 残留熱除去系熱交換器出口温度 B - 残留熱除去系熱交換器出口温度 A - 残留熱除去ポンプ出口流量 B - 残留熱除去ポンプ出口流量 I - 原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II - 原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 A - 残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B - 残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I - R C W熱交換器出口温度 II - R C W熱交換器出口温度

監視計器一覧(12/12)

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)	
1.4.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (3) 低圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等	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 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		補機監視機能	I - 原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力
		電源	C - メタクラ母線電圧 C - ロードセンタ母線電圧
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (S A)
	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 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (停止域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉压力容器内への注水量	低圧炉心スプレイポンプ出口流量
		補機監視機能	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (S A)

第1.4-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原 子炉を冷却するための手順等</p>	<p>低圧原子炉代替注水ポンプ</p>	<p>常設代替交流電源設備 SA-L/C</p>
	<p>低圧原子炉代替注水系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 SA-C/C</p>
	<p>残留熱除去ポンプ</p>	<p>常設代替交流電源設備 M/C C系 M/C D系</p>
	<p>残留熱除去系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系 SA-C/C</p>
	<p>低圧炉心スプレー・ポンプ</p>	<p>常設代替交流電源設備 M/C C系</p>
	<p>低圧炉心スプレー系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 C/C C系</p>
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計装C/C C系 計装C/C D系</p>



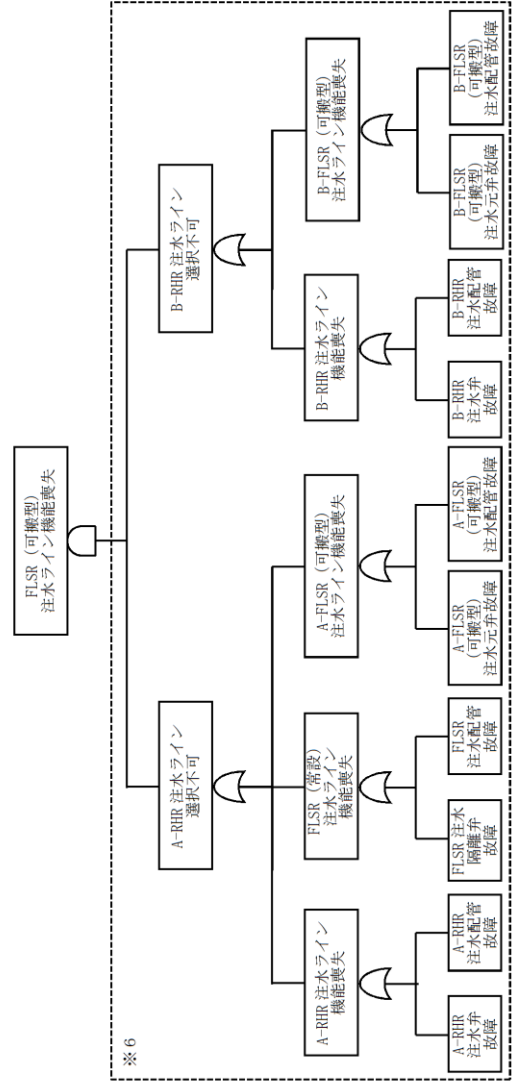
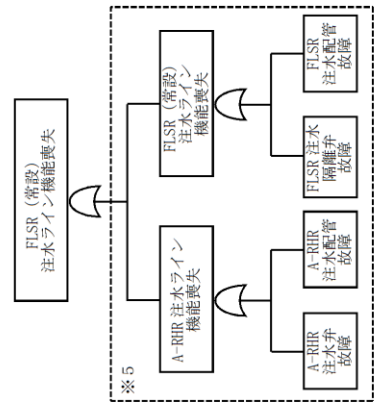
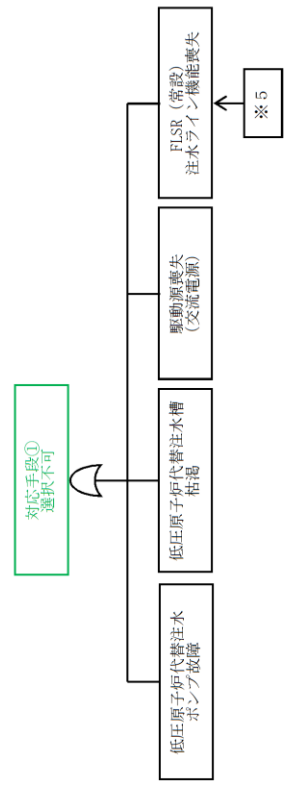
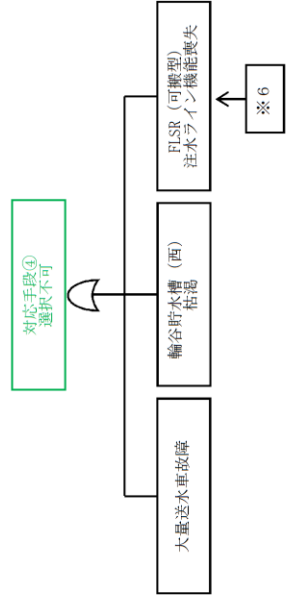
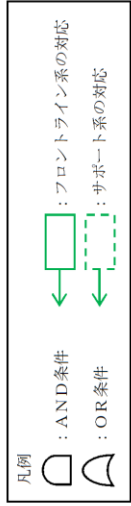
凡例
 □ : AND条件
 □ : フロントライン系の対応
 □ : OR条件
 □ : サポータ系の対応

注1：C-RHR, LPCSはRRHR熱交換器を含まない
 注2：⑥の対策はA-RHR, B-RHR, C-RHRが対象
 注3：⑦の対策はA-RHR, B-RHRが対象
 注4：⑧の対策はLPCCSが対象

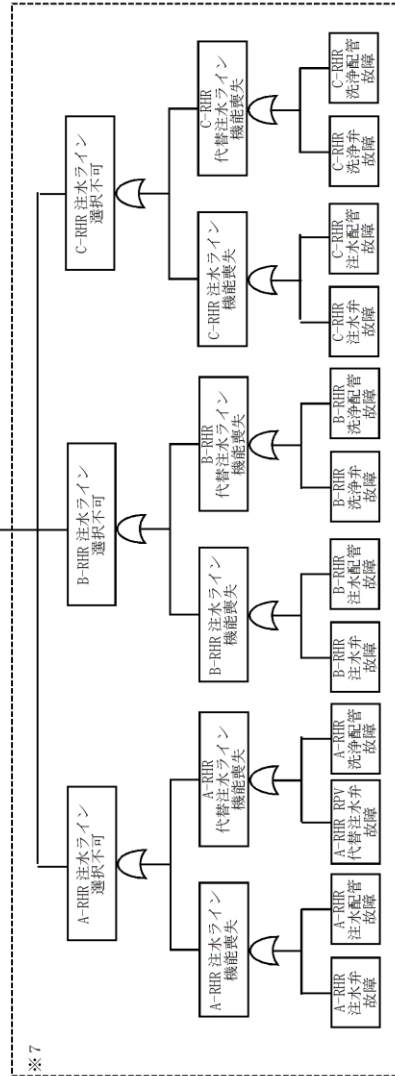
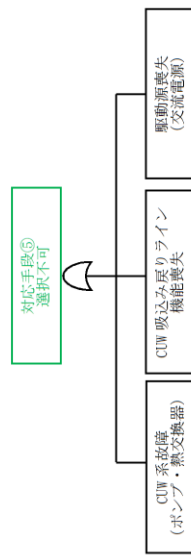
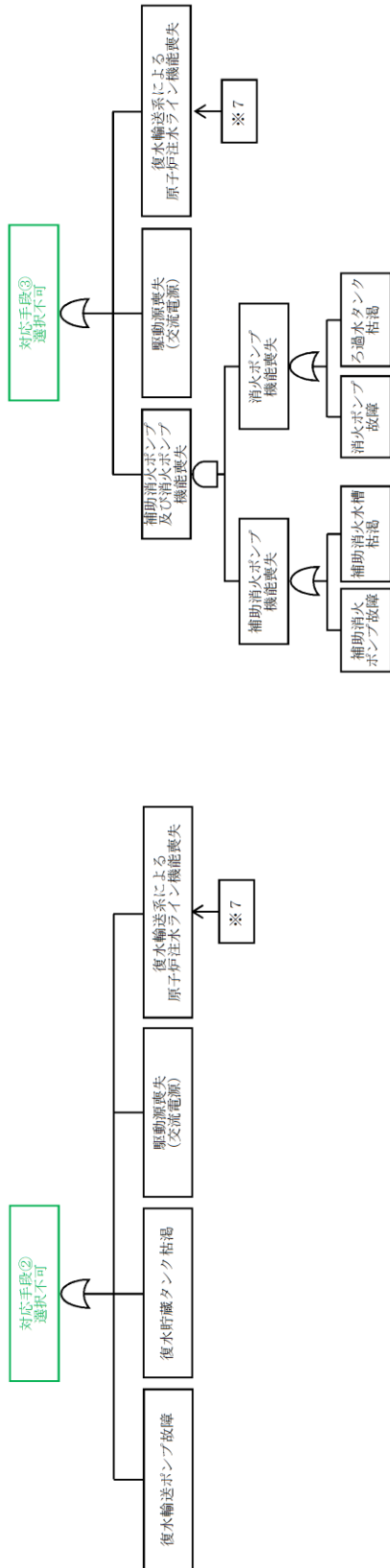
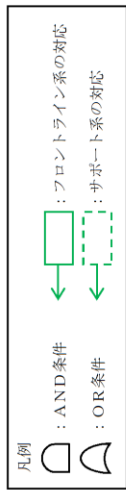
フロントライン系故障時の対応手段
 ① 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉運転中，発電用原子炉停止中）
 ② 復水輸送系による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉運転中，発電用原子炉停止中）
 ③ 消火系による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉運転中，発電用原子炉停止中）
 ④ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉運転中，発電用原子炉停止中）
 ⑤ 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱（発電用原子炉停止中）

サポータ系故障時の対応手段
 ⑥ 代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧（発電用原子炉運転中）注2
 ⑦ 代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧（発電用原子炉停止中）注3
 ⑧ 代替交流電源設備による低圧炉心スプレイスの復旧（発電用原子炉運転中）注4

第1.4-1図 機能喪失原因対策分析(1/3)



第1.4-1-1図 機能喪失原因対策分析(2 / 3)



第1.4-1図 機能喪失原因対策分析(3/3)

フロントライン系, サポート系の整理, 故障の想定・対応手段

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8	
原子炉低圧時の冷却機能喪失	A-RHR 機能喪失 ※1	RHRポンプ 故障							
		弁故障							
		静的機器 機能喪失	RHR熱交換器故障						
			配管故障						
			水源使用不可	S/P使用不可					
		補機冷却系 機能喪失 ※2	RCW機能喪失	RCWポンプ故障					
				弁故障					
			静的機器 機能喪失	RCW熱交換器 故障					
				配管故障					
			RSW機能喪失	RSWポンプ故障					
				弁故障					
		駆動源喪失 (交流/直流電源) ※3	駆動源喪失 (交流/直流電源)	※3同様					
			駆動源喪失 (交流/直流電源)	※4同様					
		駆動源喪失 (直流電源) ※4	非常用L/C 機能喪失						
	非常用M/C 機能喪失		非常用DEG 故障						
	外部電源喪失								
	直流母線 機能喪失								
	直流盤遮断器故障	直流盤遮断器故障							
		蓄電池機能喪失							
		充電器故障							
	直流電源喪失 給電機能喪失	充電器からの 通常給電機能喪失							
		交流電源喪失	※3同様						
	B-RHR 機能喪失	※1同様							
	C-RHR 機能喪失	RHRポンプ 故障							
		弁故障							
		静的機器 機能喪失	配管故障						
			水源使用不可	S/P使用不可					
		ストレーナ故障							
		補機冷却系 機能喪失	※2同様						
	駆動源喪失 (交流電源)	※3同様							
駆動源喪失 (直流電源)	※4同様								
LPCS 機能喪失	LPCSポンプ 故障								
	弁故障								
	静的機器 機能喪失	配管故障							
		水源使用不可	S/P使用不可						
	ストレーナ故障								
	補機冷却系 機能喪失	※2同様							
駆動源喪失 (交流電源)	※3同様								
駆動源喪失 (直流電源)	※4同様								

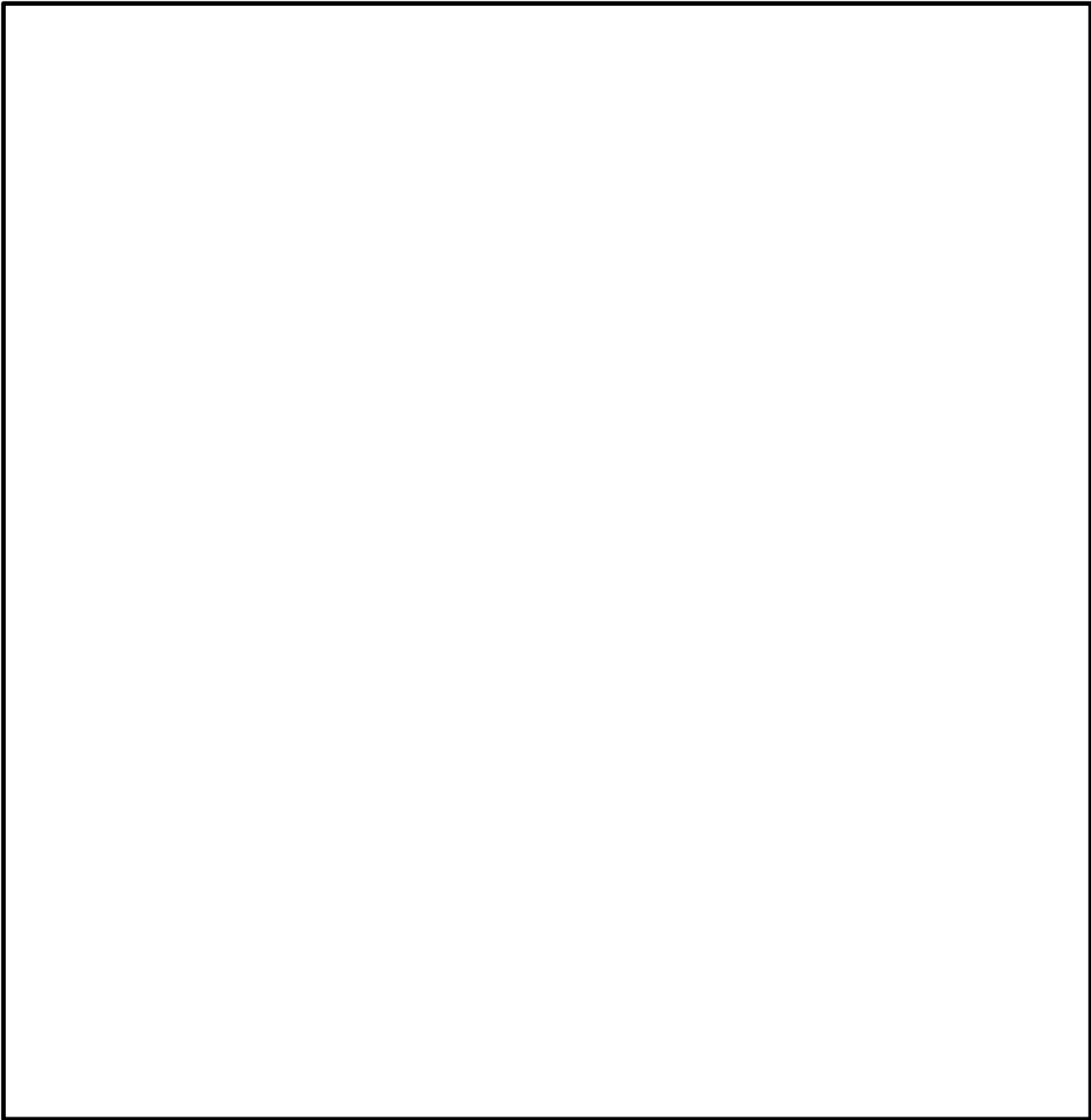
※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

第1.4-1図 機能喪失原因対策分析 (補足)



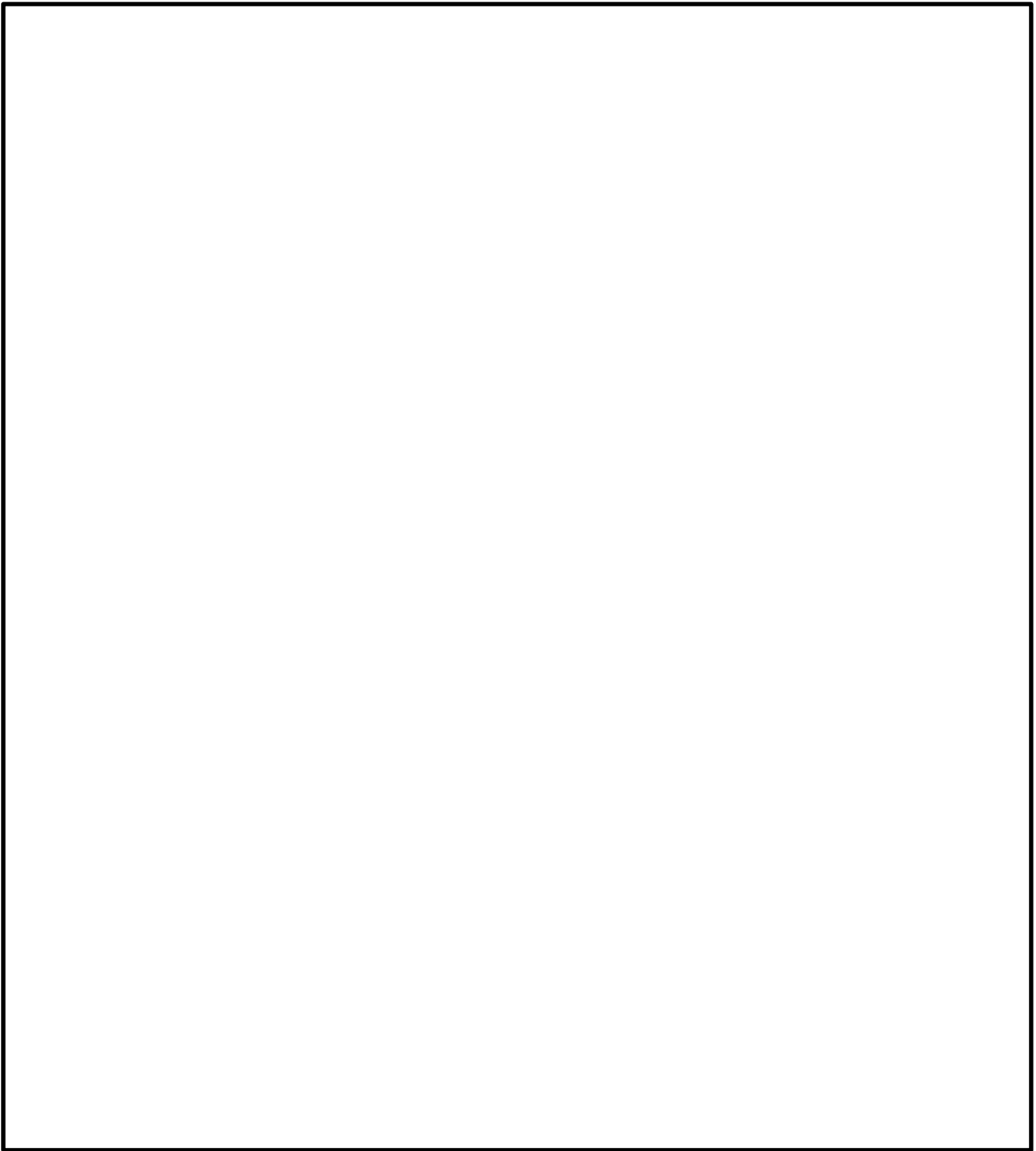
第1.4-2図 EOP 「水位確保」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



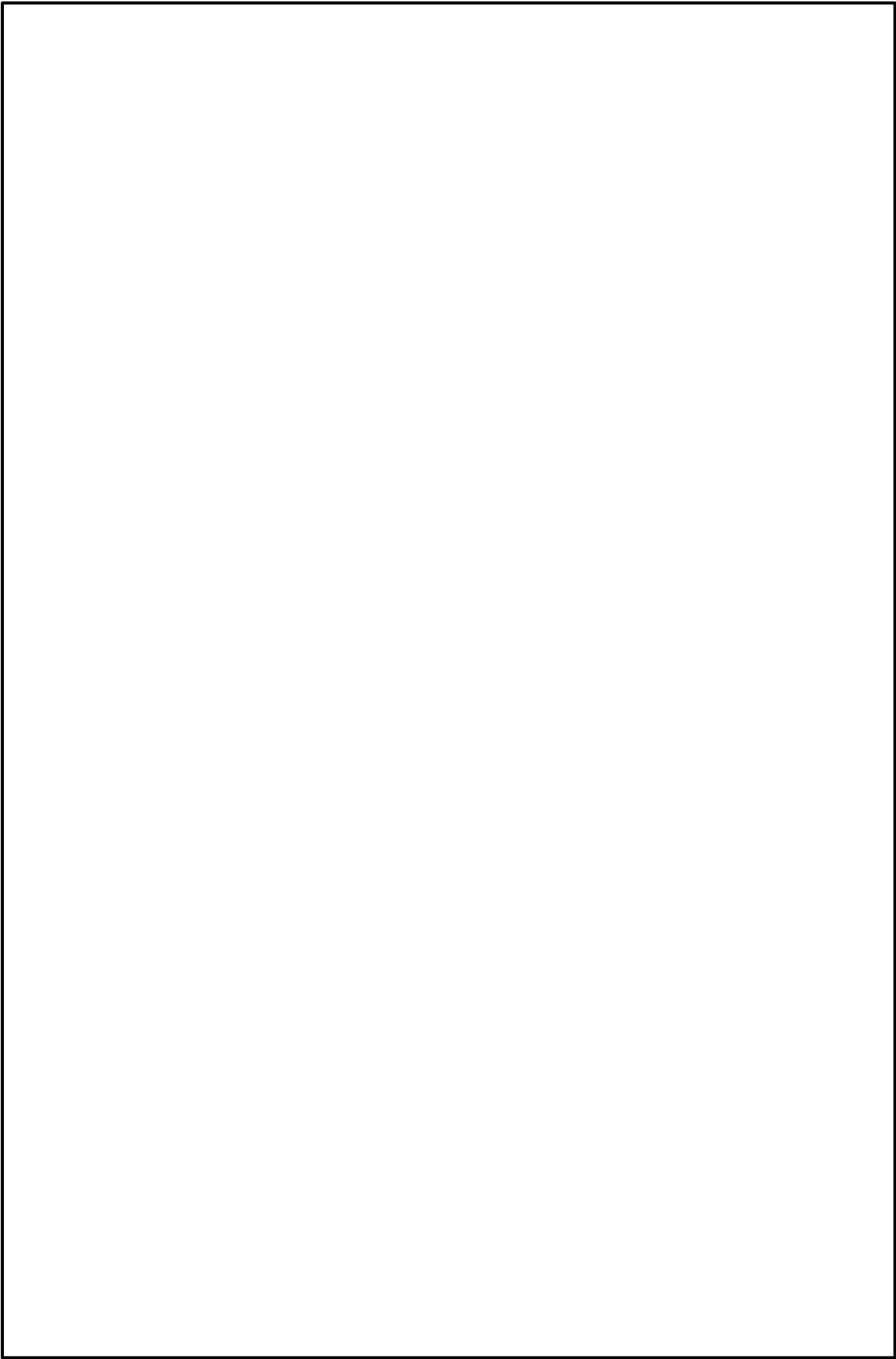
第1.4-3図 EOP「減圧冷却」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



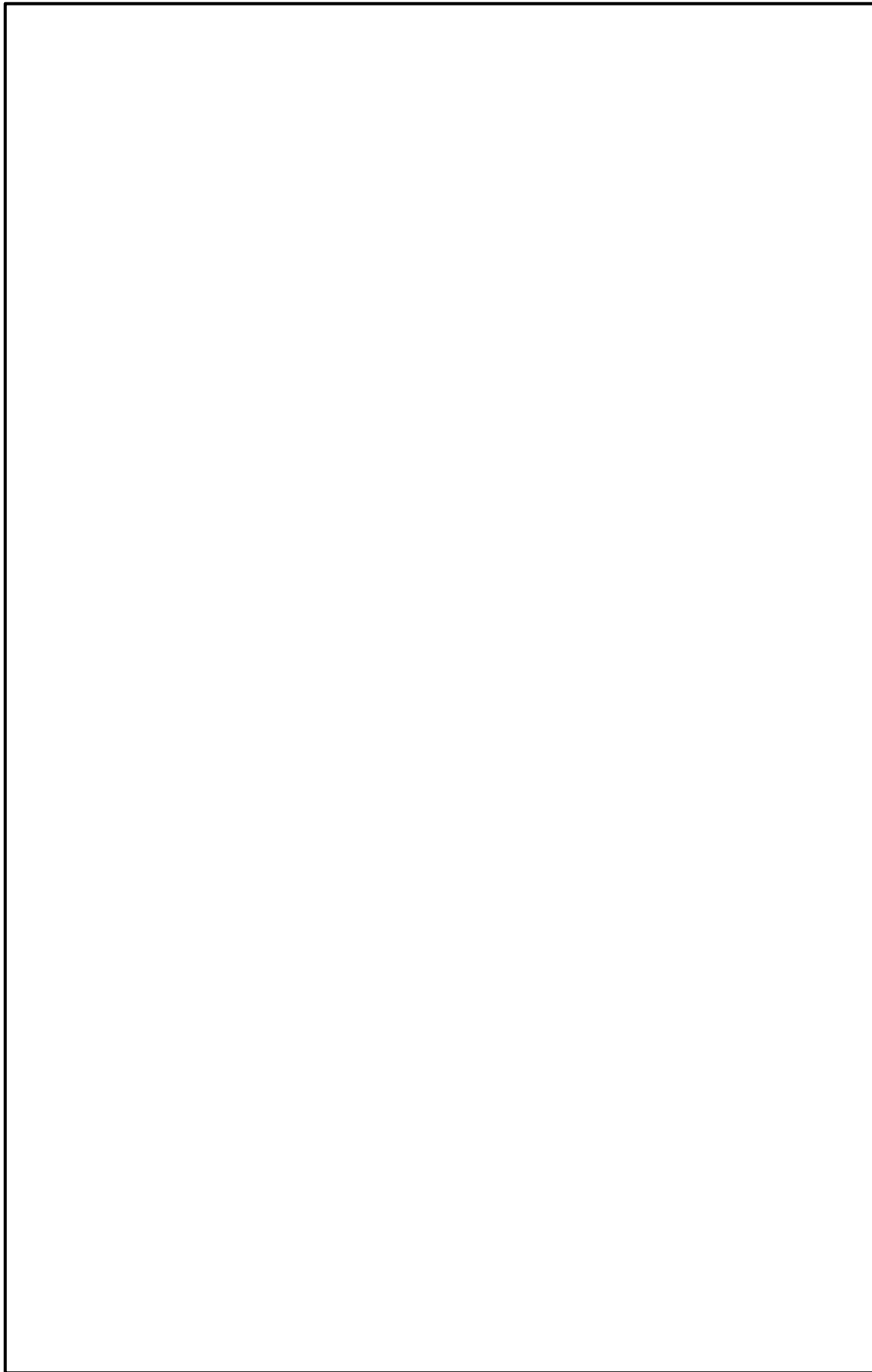
第1.4-4図 EOP「水位回復」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第1.4-5図 EOP「崩壊熱除去機能喪失」における対応フロー

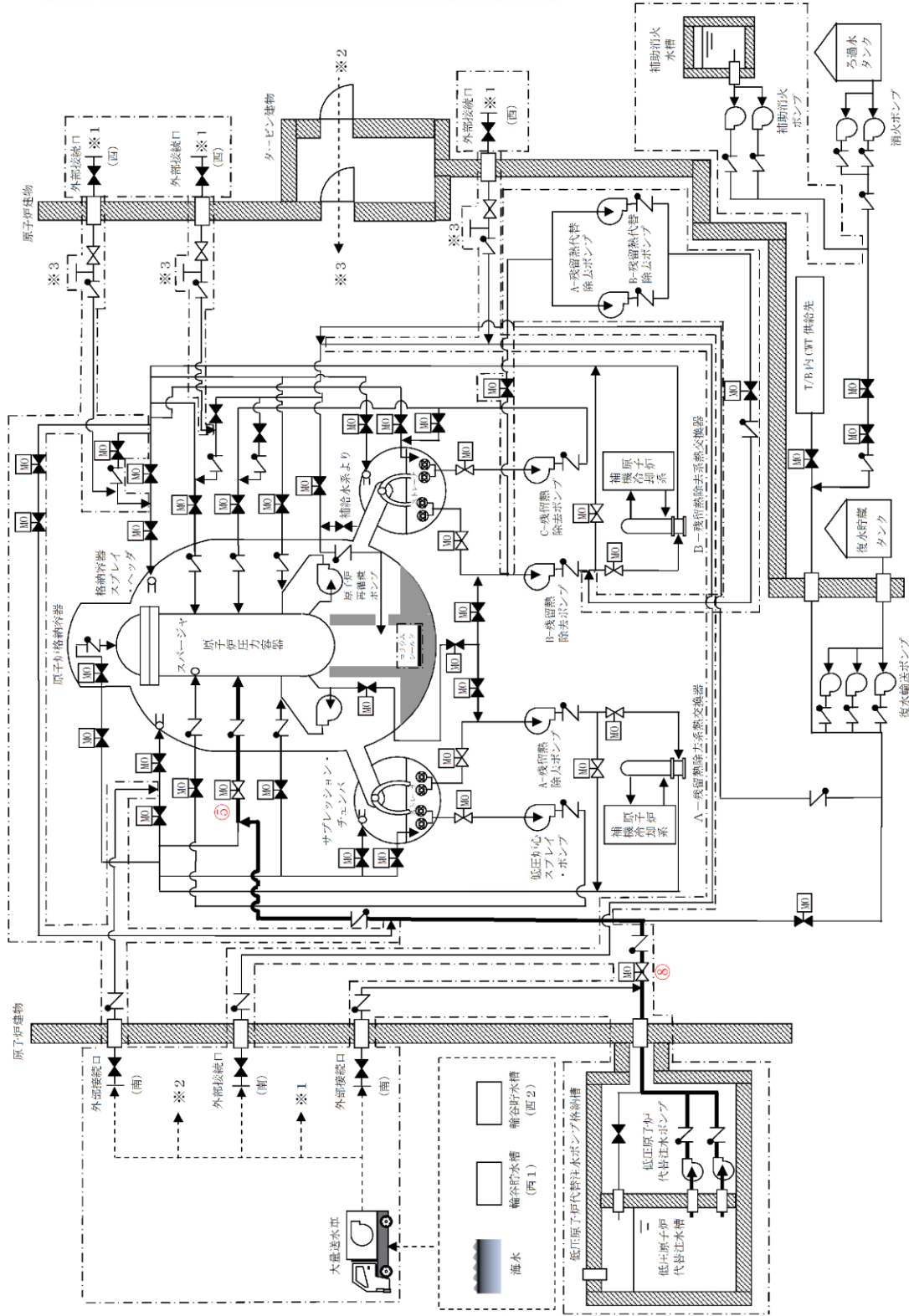
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第1.4-6図 SOP「注水-4」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

凡例		
	ポンプ	
	電動作動	
	弁	
	逆止弁	
	外部接続口	
	シングルストレーナ	
	配管	
	ホース	
	使用する流路	
	設計基準対象施設から追加した箇所	



記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.4-7図 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
⑤	A-RHR注水弁
⑧	FLSR注水隔離弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.4-7図 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 概要図(2/2)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)				備考
		10	20	30	40	
低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 (S A 電源切替盤を使用した場合)	要員 (数)	低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 20分				
		中央制御室運転員A	隔離操作※1	電源確認, 低圧原子炉代替注水ポンプ起動, 弁操作, 原子炉注水開始		
	現場運転員B, C		移動, S A 電源切替盤操作 (A系)			

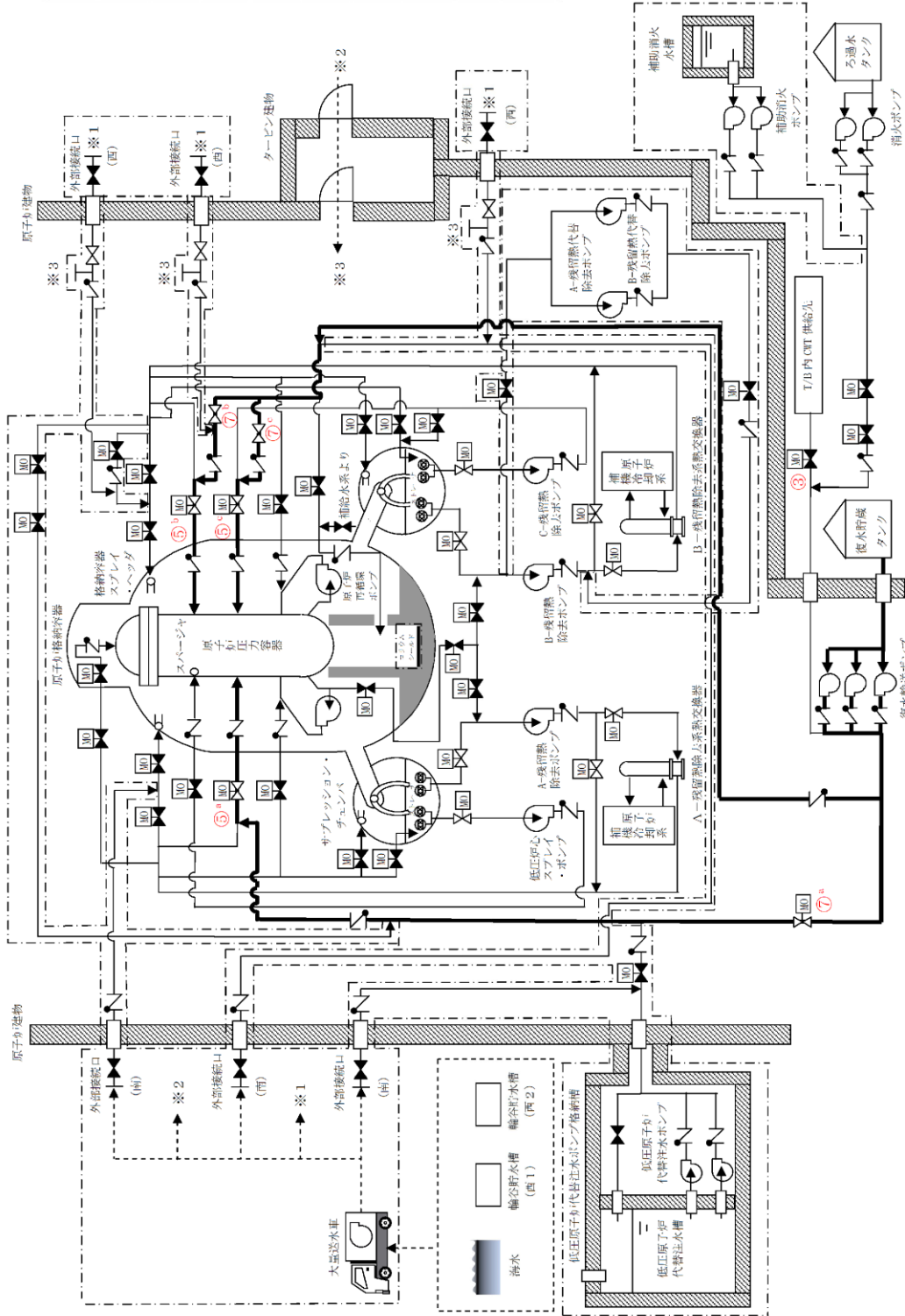
手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)				備考
		10	20	30	40	
低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 (非常用コントロールセンター切替盤を使用した場合)	要員 (数)	低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 35分				
		中央制御室運転員A	隔離操作※1	非常用コントロールセンター切替盤操作 (A系)	C/C C系不要負荷切り離し	
	現場運転員B, C		電源確認, 低圧原子炉代替注水ポンプ起動, 弁操作, 原子炉注水開始			
			移動, C/C	C系不要負荷切り離し		

※1：原子炉冷却材喪失事象が確認された場合のみ隔離操作を実施。

第1.4-8図 低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○：操作手順番号を示す。

○^a～：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

第1.4-9図 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 概要図(1 / 2)

操作手順	弁名称
③	CWT T/B供給遮断弁
⑤ ^a	A-RHR注水弁
⑤ ^b	B-RHR注水弁
⑤ ^c	C-RHR注水弁
⑦ ^a	A-RHR R P V代替注水弁
⑦ ^b	B-RHR注水配管洗浄元弁
⑦ ^c	C-RHR注水配管洗浄元弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○^a~: 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

第1.4-9図 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 概要図(2/2)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)					備考
		10	20	30	40		
手順の項目	要員(数)	復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 20分					
復水輸送系による 原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系 (A) 注入配管使用)	中央制御室運転員A	電源確認, バイパス流防止					
	1	復水輸送ポンプ起動, 弁操作, 原子炉注水開始					

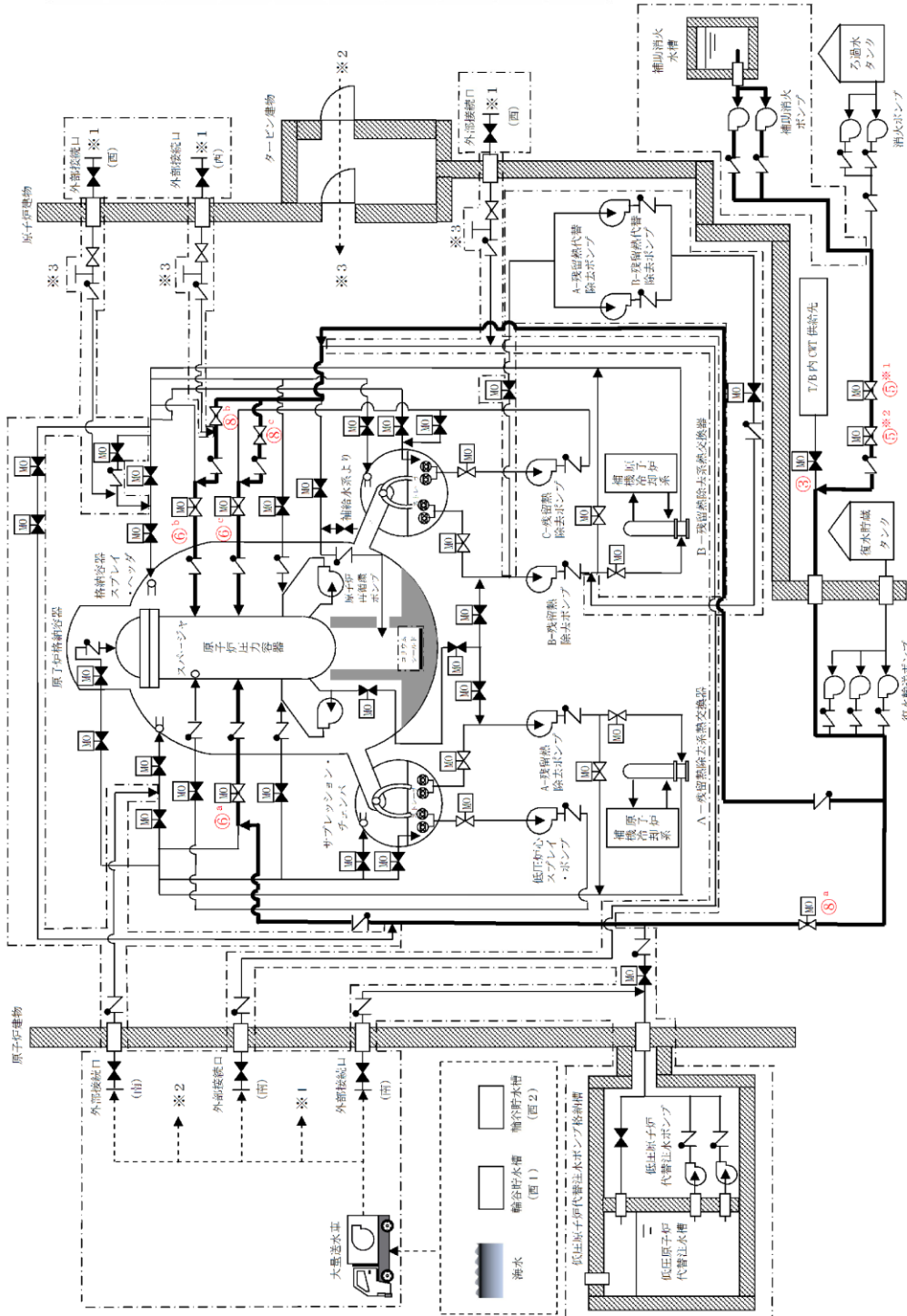
第1.4-10図 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系(A)注入配管使用) タイムチャート

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)		備考
手順の項目	要員 (数)	10	20	
復水輸送系による 原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系 (B) 又は (C) 注入配管使用)	中央制御室運転員A	1	30	復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 30分 ▽ 電源確認, バイパス流防止 復水輸送ポンプ起動, 系統構成 中央制御室～R/B2階西側PCIへネットレーション室移動, 弁操作, 原子炉注水開始
	現場運転員B, C	2	40	

第1.4-11図 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系(B)又は(C) 注入配管使用) タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○ a ~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

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

第1.4-12図 消火系による原子炉压力容器への注水 概要図(1/4)
(補助消火ポンプを使用した原子炉压力容器への注水の場合)

操作手順	弁名称
③	CWT T / B 供給遮断弁
⑤*1	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)
⑤*2	CWT系・消火系連絡止め弁
⑥ ^a	A-RHR 注水弁
⑥ ^b	B-RHR 注水弁
⑥ ^c	C-RHR 注水弁
⑧ ^a	A-RHR R P V 代替注水弁
⑧ ^b	B-RHR 注水配管洗浄元弁
⑧ ^c	C-RHR 注水配管洗浄元弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

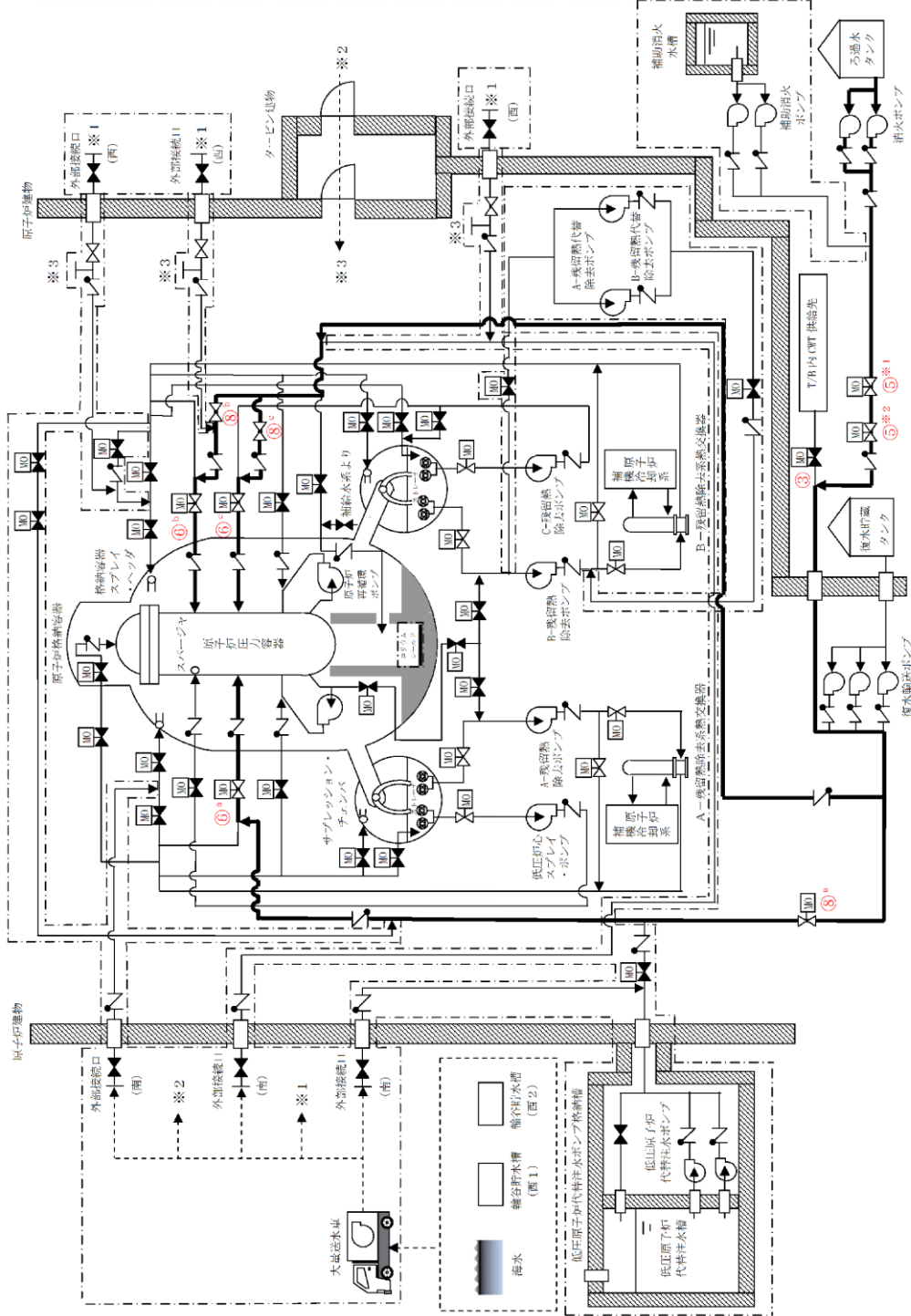
○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

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

第1.4-12図 消火系による原子炉圧力容器への注水 概要図(2/4) (補助消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレートナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○ a ~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

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

第1.4-12図 消火系による原子炉圧力容器への注水 概要図(3/4)
(消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

操作手順	弁名称
③	CWT T/B供給遮断弁
⑤※ ¹	CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）
⑤※ ²	CWT系・消火系連絡止め弁
⑥ ^a	A-RHR注水弁
⑥ ^b	B-RHR注水弁
⑥ ^c	C-RHR注水弁
⑧ ^a	A-RHR R P V代替注水弁
⑧ ^b	B-RHR注水配管洗浄元弁
⑧ ^c	C-RHR注水配管洗浄元弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○^a ~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

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

第1.4-12図 消火系による原子炉圧力容器への注水 概要図(4/4)
(消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)		備考
手順の項目	要員(数)	10	20	
消火系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系 (A) 注入配管使用)	中央制御室運転員A 1	消火系による原子炉圧力容器への注水 25分		
		電源確認, バイパス流防止 ポンプ起動, 弁操作, 原子炉注水開始		

(補助消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)		備考
手順の項目	要員(数)	10	20	
消火系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系 (A) 注入配管使用)	中央制御室運転員A 1	消火系による原子炉圧力容器への注水 25分		
		電源確認, バイパス流防止 ポンプ起動, 弁操作, 原子炉注水開始		

(消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

第1.4-13図 消火系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系(A) 注入配管使用) タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)				備考
		10	20	30	40	
消火系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系 (B) 又は (C) 注入配管使用)	要員 (数)	消火系による原子炉圧力容器への注水 30分				
	1 中央制御室運転員 A	電源確認, バイパス流防止	ポンプ起動, 系統構成			
	2 現場運転員 B, C	中央制御室～R/B2階西側PCVベネトレーション室移動, 弁操作, 原子炉注水開始				

(補助消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

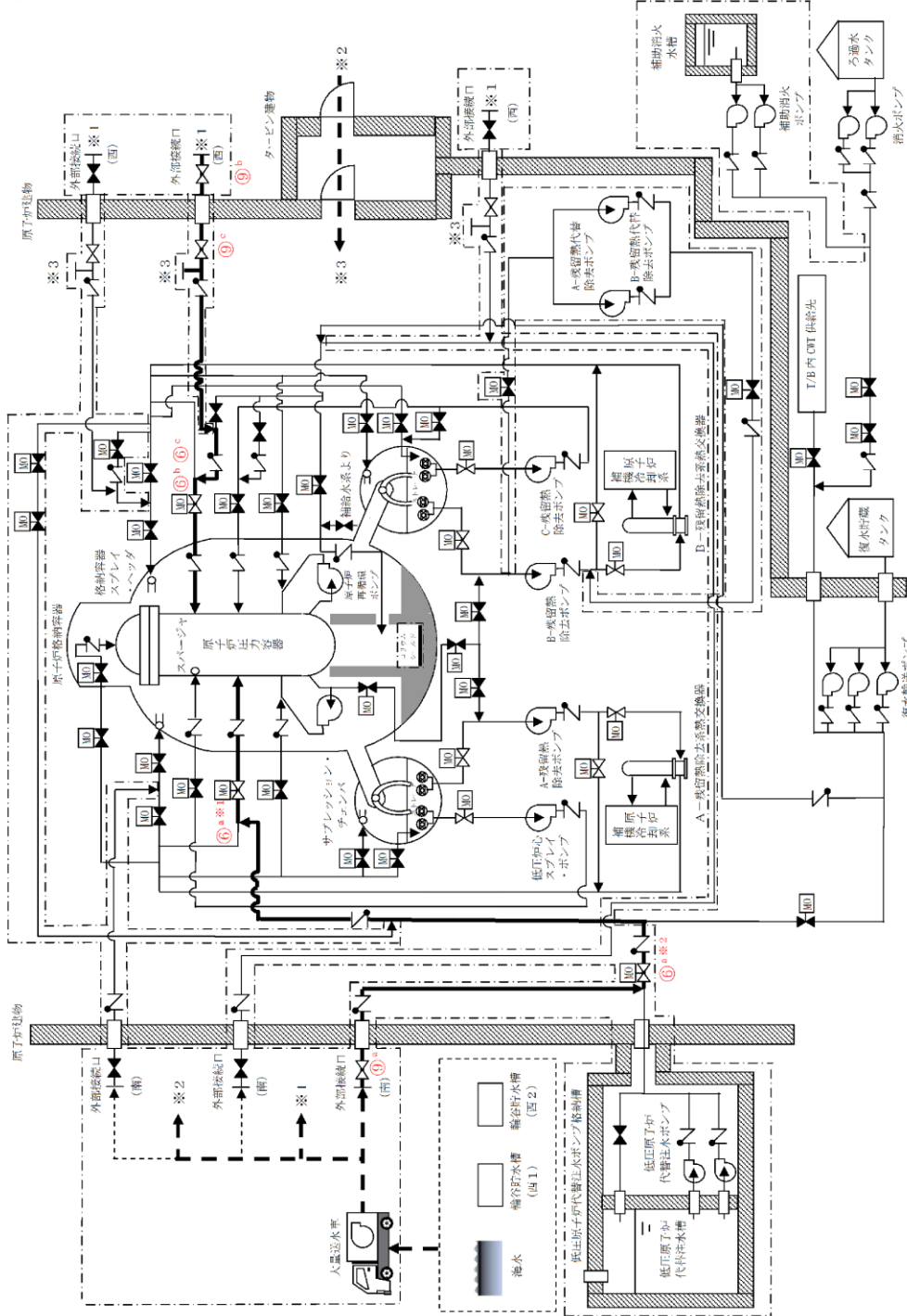
手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)				備考
		10	20	30	40	
消火系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系 (B) 又は (C) 注入配管使用)	要員 (数)	消火系による原子炉圧力容器への注水 30分				
	1 中央制御室運転員 A	電源確認, バイパス流防止	ポンプ起動, 系統構成			
	2 現場運転員 B, C	中央制御室～R/B2階西側PCVベネトレーション室移動, 弁操作, 原子炉注水開始				

(消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

第1.4-14図 消火系による原子炉圧力容器への注水 (残留熱除去系 (B) 又は (C) 注入配管使用) タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレスナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

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

第1.4-15図 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） 概要図（1 / 2）
（交流動力電源が確保されている場合）

操作手順	弁名称
⑥ ^a *1	A-RHR注水弁
⑥ ^a *2	FLSR注水隔離弁
⑥ ^b ⑥ ^c	B-RHR注水弁
⑨ ^a	FLSR可搬式設備 A-注水ライン流量調整弁
⑨ ^b	FLSR可搬式設備 B-注水ライン流量調整弁
⑨ ^c	FLSR可搬式設備 B-注水ライン止め弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

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

第1.4-15図 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） 概要図（2／2）
（交流動力電源が確保されている場合）

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)				備考
		10	20	30	40	
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (低圧原子炉代替注水系 (A) 又は (B) 注入配管使用) 【交流電源が確保されている場合】 (S A 電源切替盤を使用した場合)	要員 (数)	系統構成完了 25分				※1
		中央制御室運転員A	電源確認	系統構成		
	現場運転員B, C	移動, S A 電源切替盤操作 (B系)				

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)				備考
		10	20	30	40	
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (低圧原子炉代替注水系 (A) 又は (B) 注入配管使用) 【交流電源が確保されている場合】 (非常用コントロールセンター切替盤を使用した場合)	要員 (数)	系統構成完了 40分				※1
		中央制御室運転員A	非常用コントロールセンター切替盤操作 (B系)	C/C D系不要負荷切り離し	電源確認	
	現場運転員B, C	移動, C/C D系不要負荷切り離し				

※1: 低圧原子炉代替注水系B系の系統構成を示す。また、低圧原子炉代替注水系A系による原子炉圧力容器への注水については、S A 電源切替盤を使用した場合、系統構成完了まで25分以内、非常用コントロールセンター切替盤を使用した場合、系統構成完了まで40分以内が可能である。

第1.4-16図 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水)
 (低圧原子炉代替注水系 (A) 又は (B) 注入配管使用) (系統構成) タイムチャート
 (交流動力電源が確保されている場合)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)															備考
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	
低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水(淡水/海水) 【低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(可搬型)又は低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(西)を使用する場合】	緊急時対策要員																【接続口周辺作業】 ホース運搬・敷設、送水ヘッド運搬・接続等
	6																
低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水(淡水/海水) 【低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(可搬型)又は低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(西)を使用する場合】	緊急時対策要員																【取水箇所周辺作業】 大量送水車配置、ホース運搬・敷設、注水操作等
	6																

※1：第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。

※2：第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で可能である。

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)															備考						
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200	210	
低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水(淡水/海水) 【低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(可搬型)接続口(西)を使用する場合】	緊急時対策要員																						【接続口周辺作業】 ホース運搬・敷設、送水ヘッド運搬・接続等
	6																						
低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水(淡水/海水) 【低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(可搬型)接続口(西)を使用する場合】	緊急時対策要員																						【取水箇所周辺作業】 大量送水車配置、ホース運搬・敷設、注水操作等
	6																						

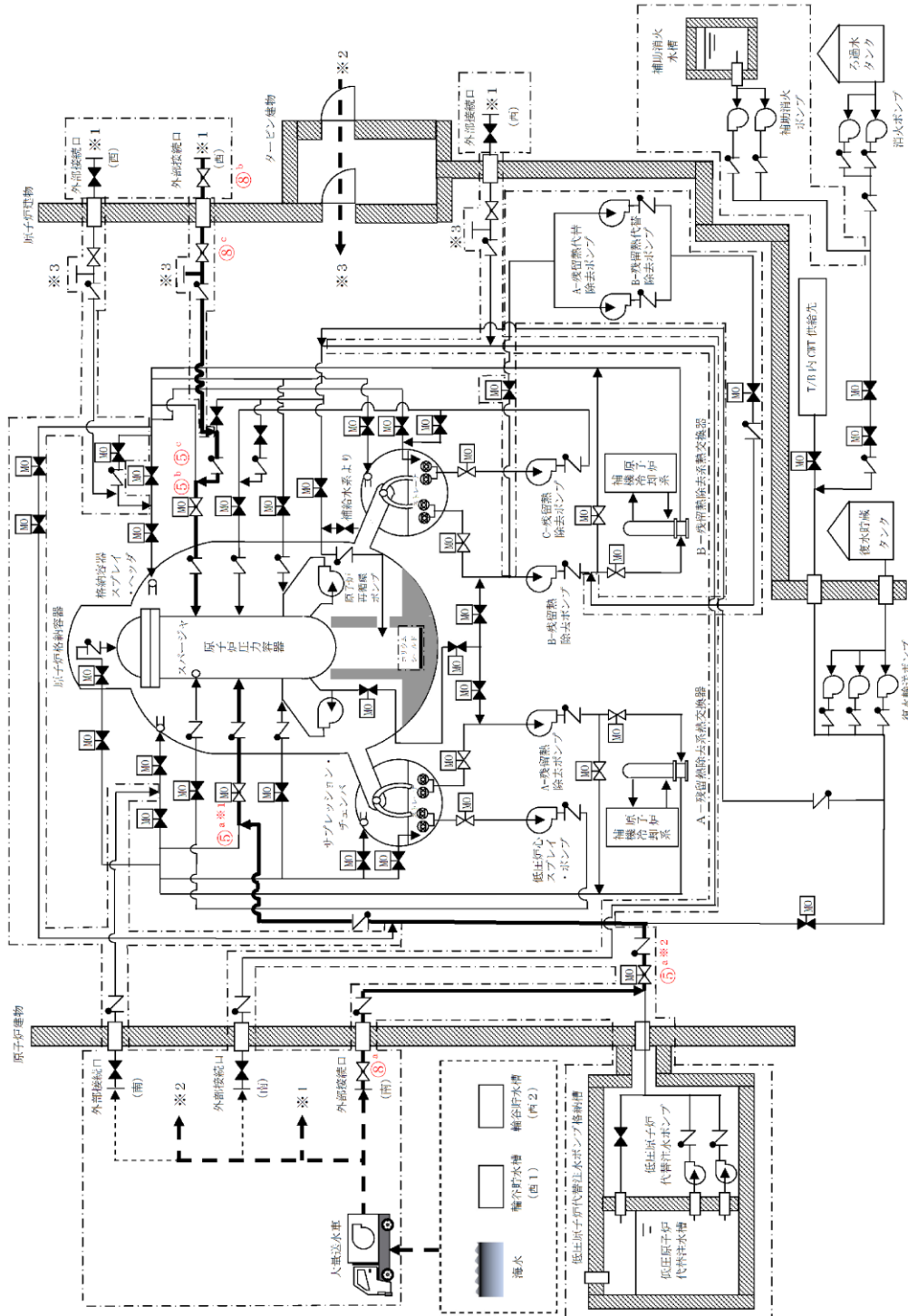
※1：第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。

※2：第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で可能である。

第1.4-17図 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水(淡水/海水) タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレータ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○ a ~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

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

第1.4-18図 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） 概要図(1 / 2)
 (全交流動力電源が喪失している場合)

操作手順	弁名称
⑤ ^a *1	A-RHR注水弁
⑤ ^a *2	FLSR注水隔離弁
⑤ ^b ⑤ ^c	B-RHR注水弁
⑧ ^a	FLSR可搬式設備 A-注水ライン流量調整弁
⑧ ^b	FLSR可搬式設備 B-注水ライン流量調整弁
⑧ ^c	FLSR可搬式設備 B-注水ライン止め弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

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

第1.4-18図 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） 概要図（2／2）
（全交流動力電源が喪失している場合）

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)														備考	
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	
低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水) 【全交流動力電源が喪失している場合】	中央制御室運転員																
	現場運転員B, C																※1

系統構成完了 50分

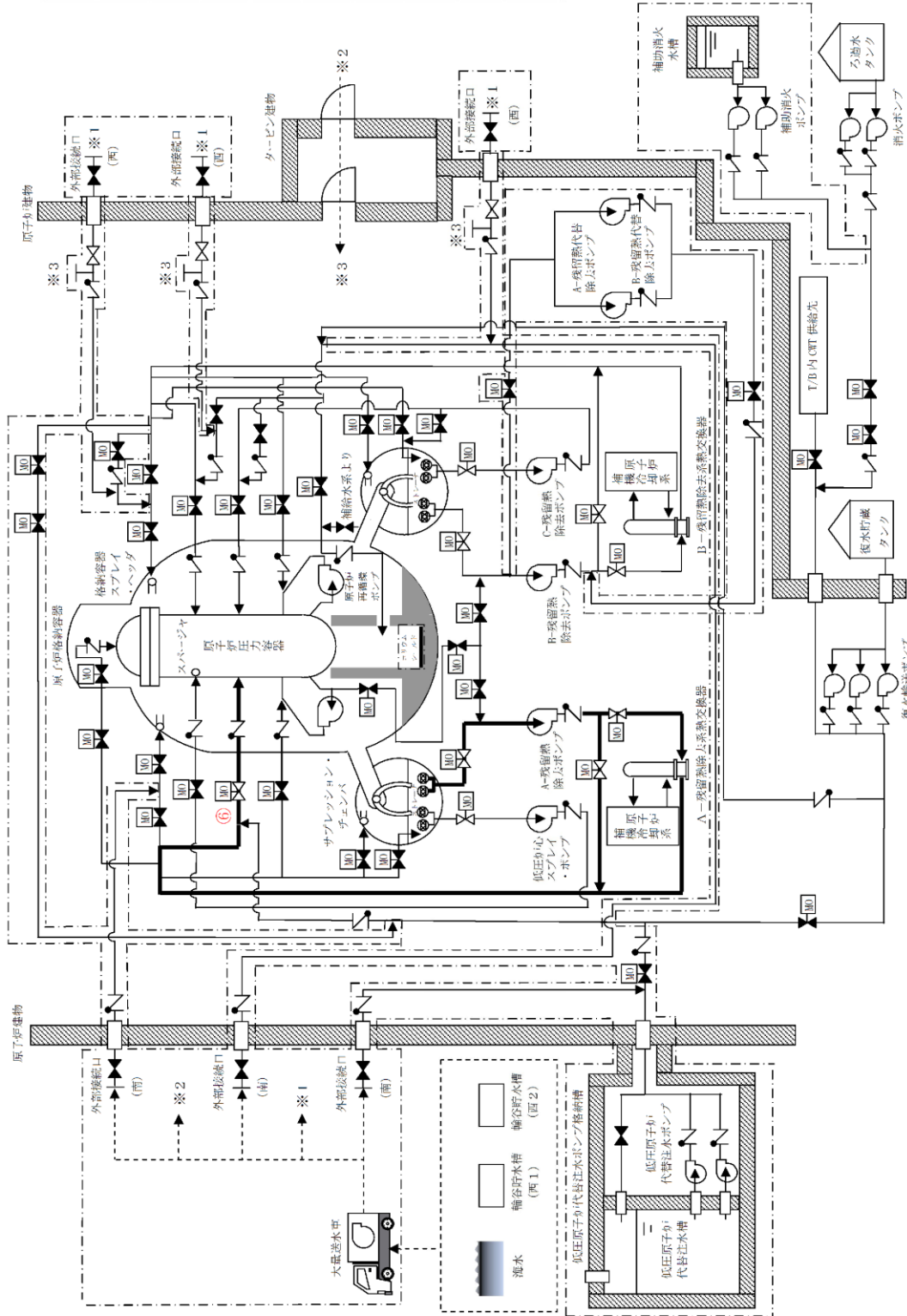
移動, 系統構成

※1：低圧原子炉代替注水系A系による原子炉圧力容器への注水を示す。また、低圧原子炉代替注水系B系については、40分以内で可能である。

第1.4-19図 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)
(系統構成) タイムチャート (全交流動力電源が喪失している場合)

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレートナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.4-20図 残留熱除去系（低圧注水モード）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 概要図（1/2）

操作手順	弁名称
⑥	A-RHR注水弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.4-20図 残留熱除去系（低圧注水モード）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 概要図（2/2）

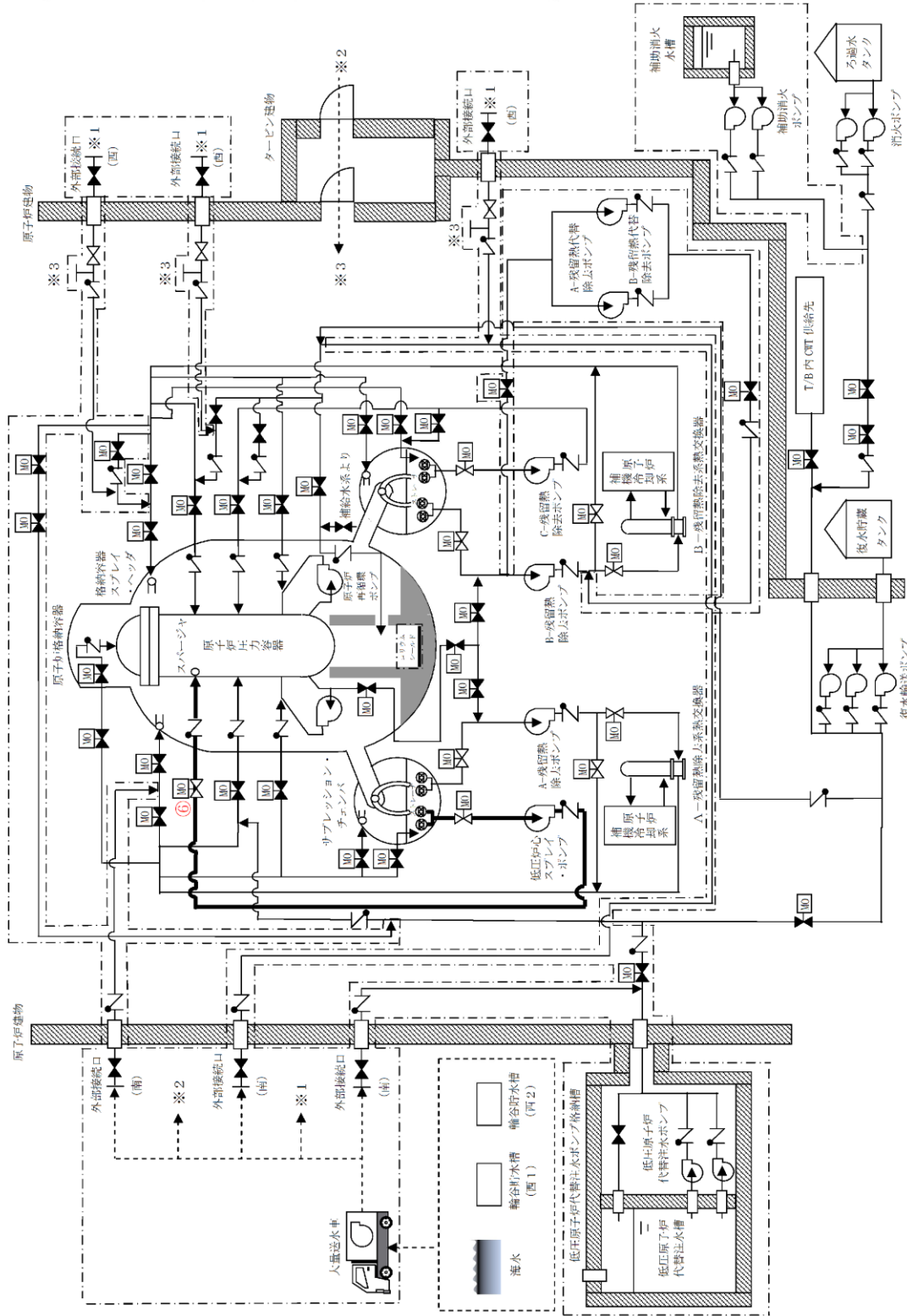
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)				備考
手順の項目	要員 (数)	10	20	30	40	
残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 10分						
残留熱除去系 (低圧注水モード) 電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	中央制御室運転員A 1	電源確認				
		残留熱除去ポンプ起動, 弁操作, 原子炉注水開始				

※ 1 : 残留熱除去系 A 系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水を示す。また, 残留熱除去系 B 系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水については, 注水開始まで 10 分以内で可能である。

第 1.4-21 図 残留熱除去系 (低圧注水モード) 電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレートナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.4-22図 低圧炉心スプレー系電源復旧後の原子炉压力容器への注水 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
⑥	L P C S 注水弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

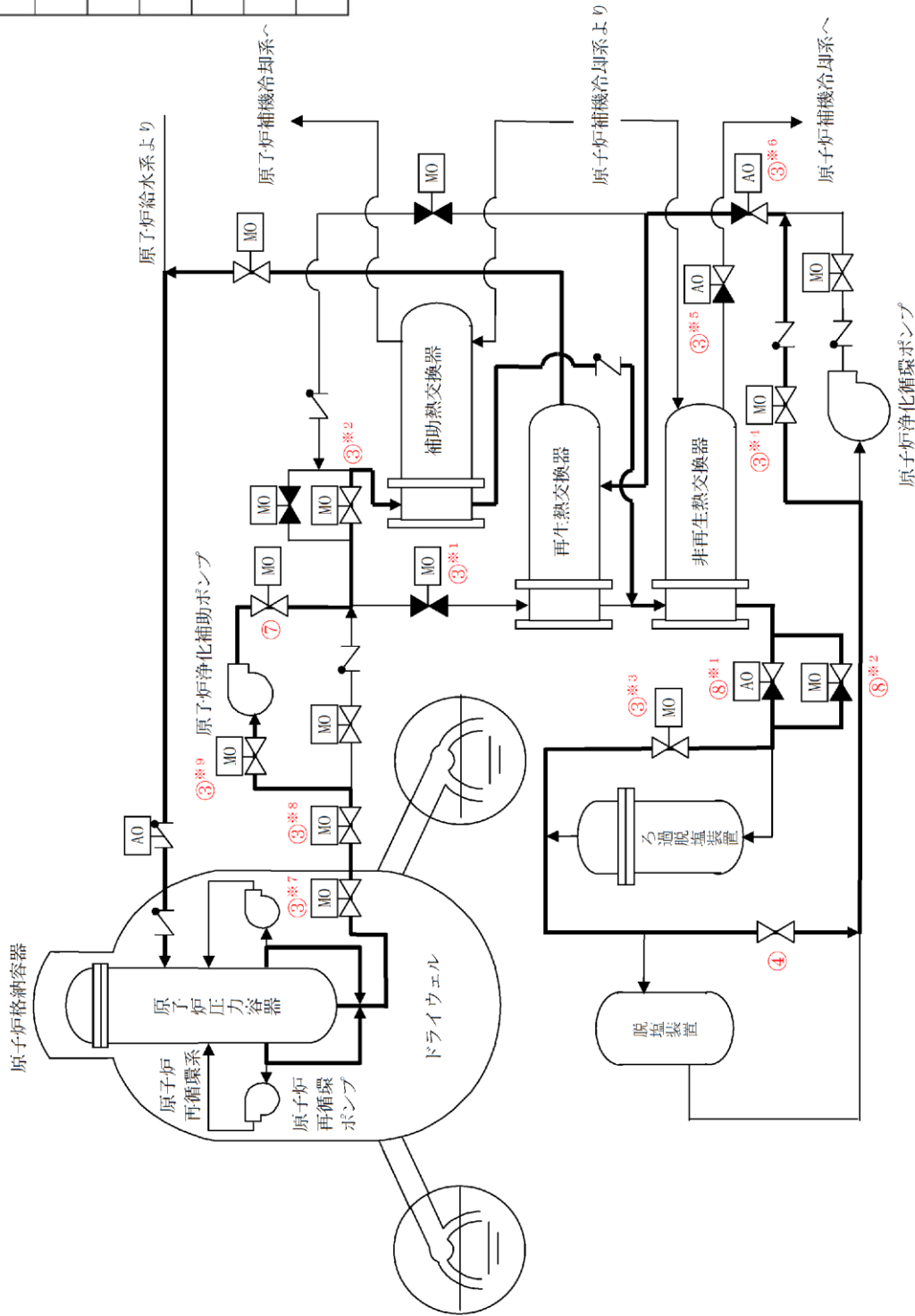
第1.4-22図 低圧炉心スプレイス電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 概要図(2/2)

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)		備考	
	10	20		30
手順の項目	低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 10分 			
低圧炉心スプレイ系電源復旧後の 原子炉圧力容器への注水	中央制御室運転転員A	1	低圧炉心スプレイ・ポンプ起動、弁操作、原子炉注水開始	

第1.4-23図 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	配管
	使用する流路



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第1.4-24図 原子炉浄化による発電用原子炉からの除熱 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
③※1	再生熱交管側入口弁
③※2	補助熱交入口弁
③※3	フィルタバイパス弁
③※4	循環ポンプバイパス弁
③※5	CUW非再生熱交出口温度調節弁
③※6	系統流量調節弁
③※7	CUW入口内側隔離弁
③※8	CUW入口外側隔離弁
③※9	補助ポンプ入口弁
④	CUW脱塩装置バイパス弁
⑦	補助ポンプ出口弁
⑧※1	フィルタ入口圧力調節弁
⑧※2	フィルタ入口圧力調節バイパス弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

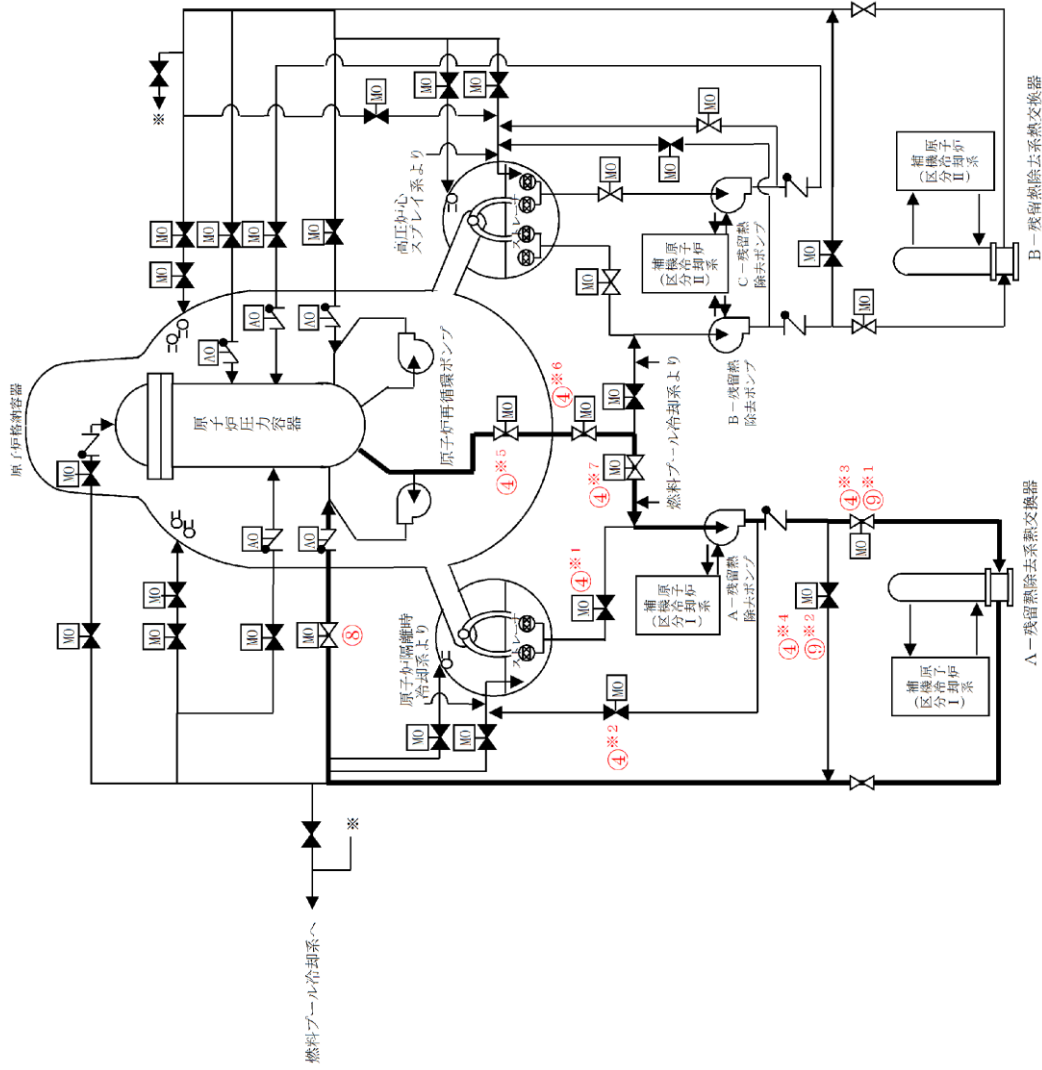
第1.4-24図 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱 概要図(2/2)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120			
原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱	要員(数)	原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱 70分														
		中央制御室運転員A	1													
	現場運転員B, C	2														
		電源確認														
		状態確認, 系統構成														
		補助ポンプ起動														
		除熱操作														
		移動, 系統構成														

第1.4-25図 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱 タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第1.4-26図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
④※1	A-ポンプトーラス水入口弁
④※2	A-ミニニウムフロー弁
④※3 ⑨※1	A-熱交入口弁
④※4 ⑨※2	A-熱交バイパス弁
④※5	炉水入口内側隔離弁
④※6	炉水入口外側隔離弁
④※7	A-ポンプ炉水入口弁
⑧	A-ポンプ炉水戻り弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第1.4-26図 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 電源復旧後の発電用原子炉からの除熱 概要図(2/2)

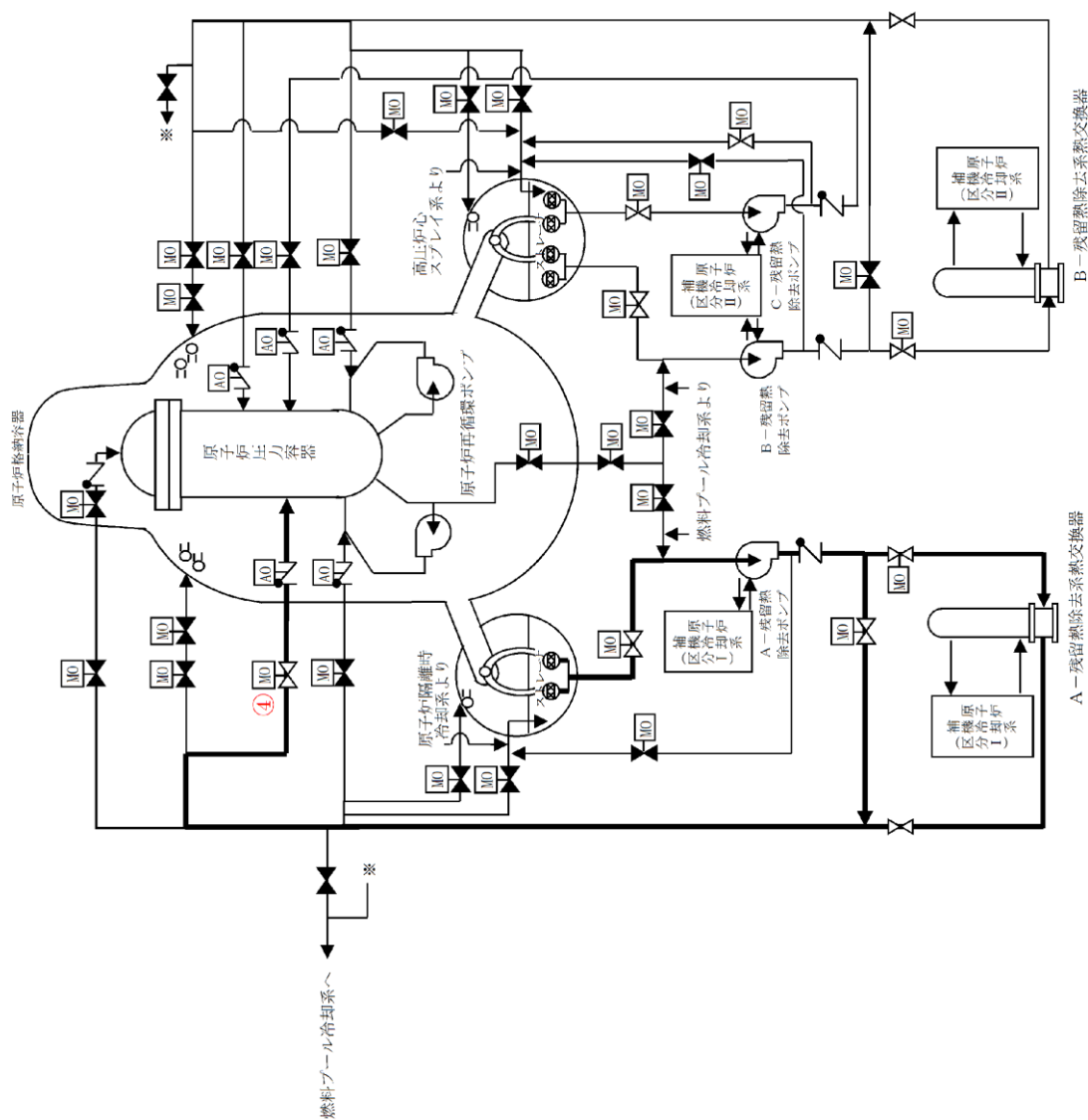
手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)				備考
		10	20	30	40	
残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱	要員(数) 中央制御室運転員A	残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱 35分				※1
		電源確認	残留熱除去ポンプ起動, 原子炉注水開始	系統構成		
	現場運転員B, C		移動, 系統構成			

※1：残留熱除去系A系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱を示す。また、残留熱除去系B系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱については、注水開始まで35分以内で可能である。

第1.4-27図 残留熱除去系（原子炉炉停止時冷却モード）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱 タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路



記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.4-28図 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉压力容器への注水 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
④	A-RHR注水弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

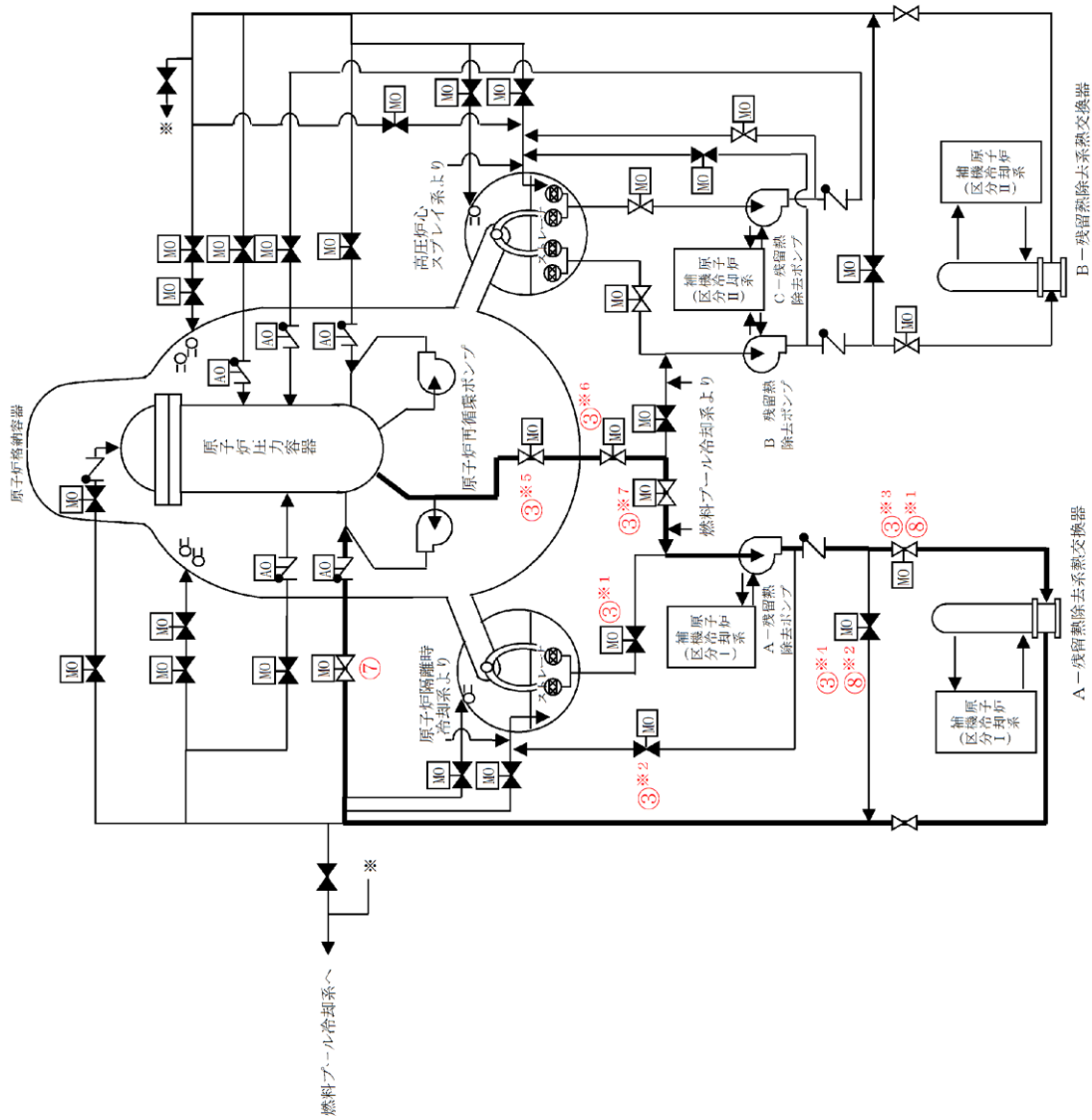
第1.4-28図 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水 概要図(2/2)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)				備考				
手順の項目	要員 (数)	0.5	1	1.5	2		2.5	3	3.5	4
残留熱除去系 (低圧注水モード) による 原子炉圧力容器への注水 (自動起動信号が発信した場合)	中央制御室運転員A 1				残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉圧力容器への注水 1分 ▽					
					自動起動確認 ↑					
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)				備考				
手順の項目	要員 (数)	0.5	1	1.5	2		2.5	3	3.5	4
残留熱除去系 (低圧注水モード) による 原子炉圧力容器への注水 (手動起動した場合)	中央制御室運転員A 1				残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉圧力容器への注水 2分 ▽					
					注水開始操作 ↑					

第1.4-29図 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第1.4-30図 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
③※1	A-ポンプトーラス水入口弁
③※2	A-ミニニウムフロア弁
③※3 ⑧※1	A-熱交入口弁
③※4 ⑧※2	A-熱交バイパス弁
③※5	炉水入口内側隔離弁
③※6	炉水入口外側隔離弁
③※7	A-ポンプ炉水入口弁
⑦	A-ポンプ炉水戻り弁

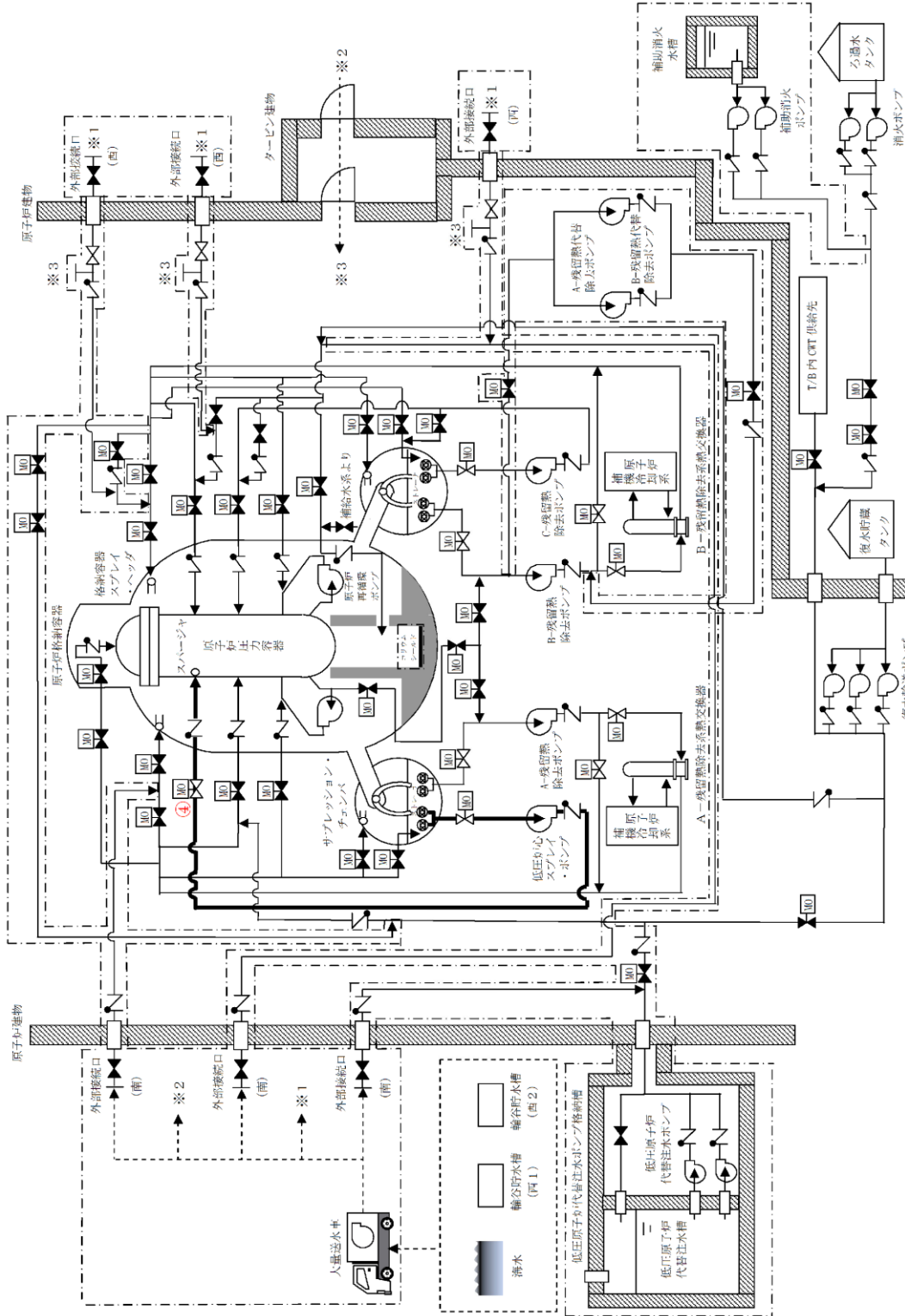
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第1.4-30図 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱 概要図(2/2)

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シンダーストレレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



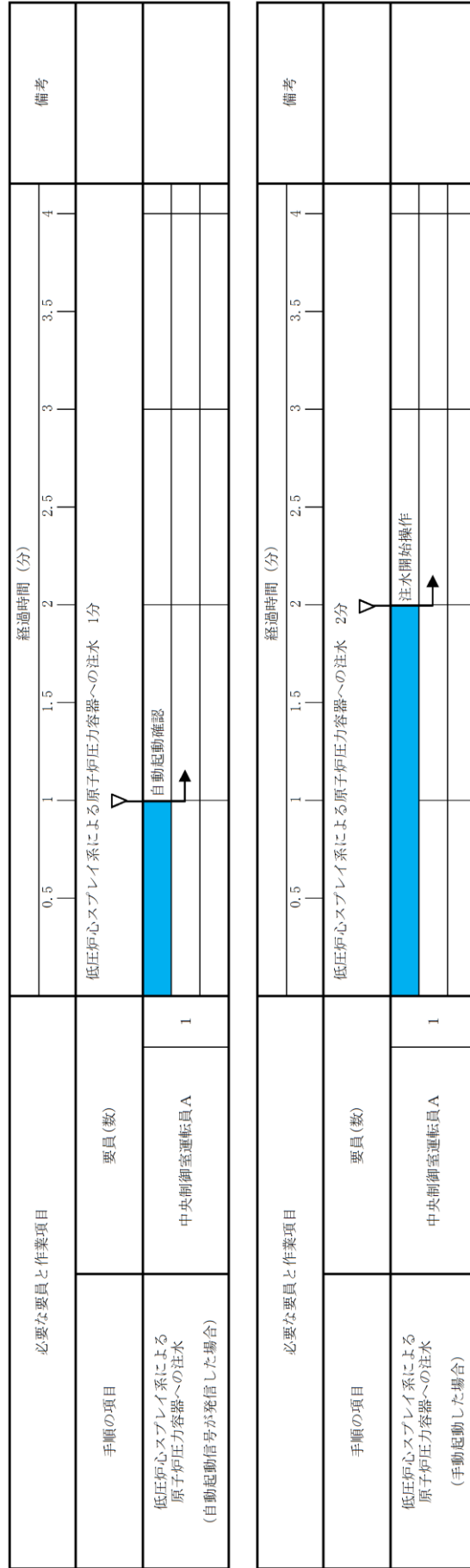
記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.4-31図 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
④	L P C S 注水弁

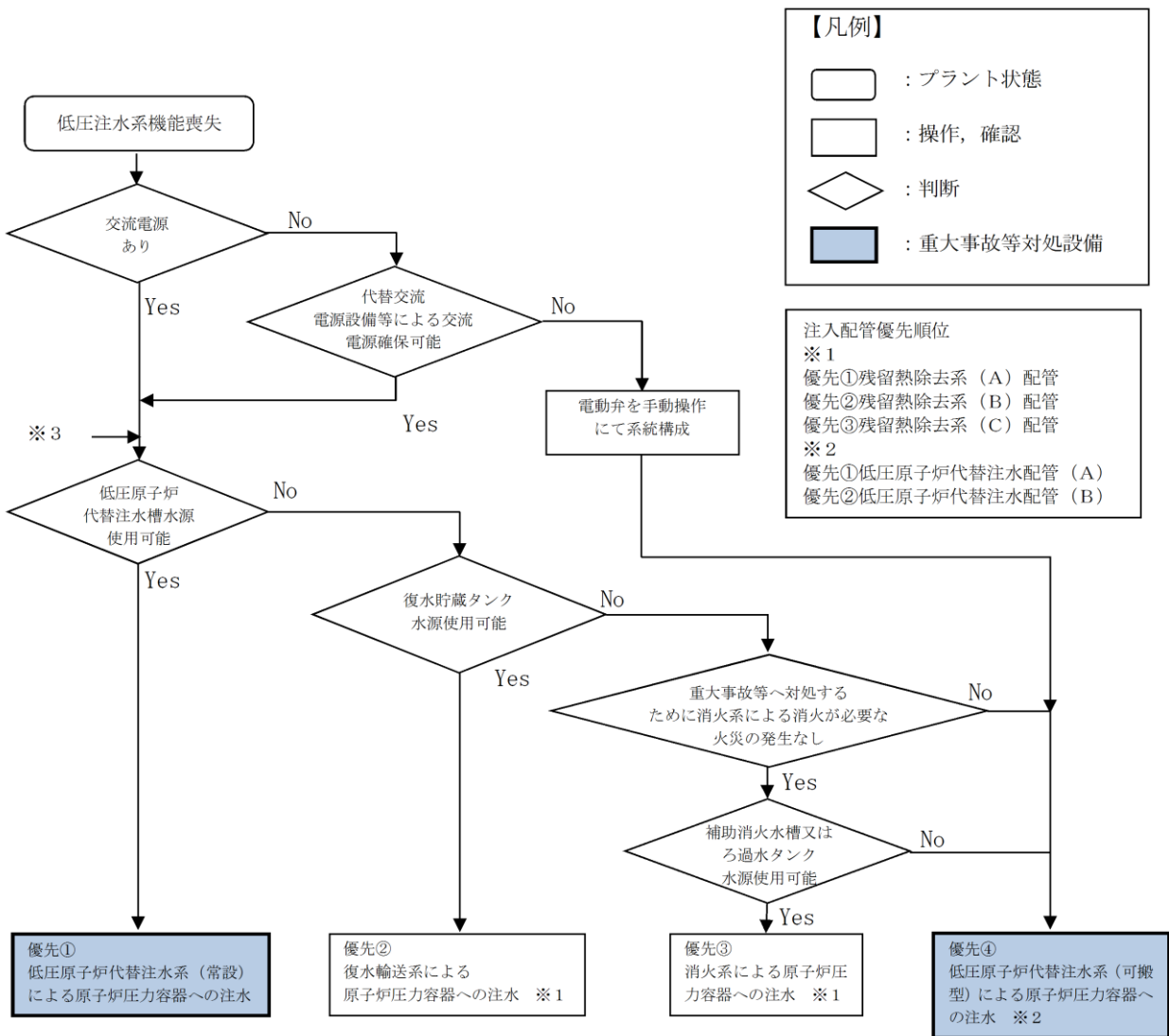
記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.4-31図 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 概要図(2/2)



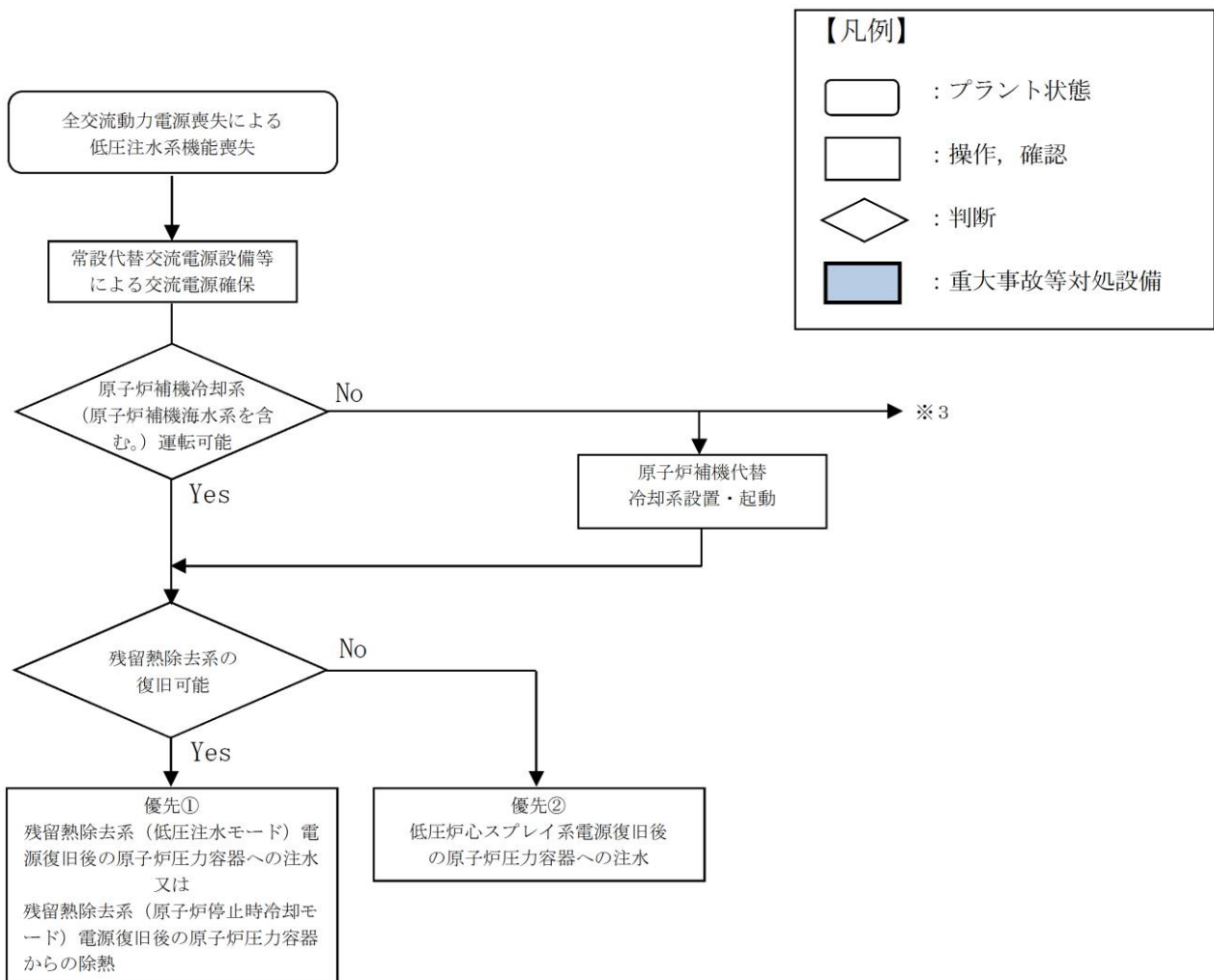
第1.4-32図 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



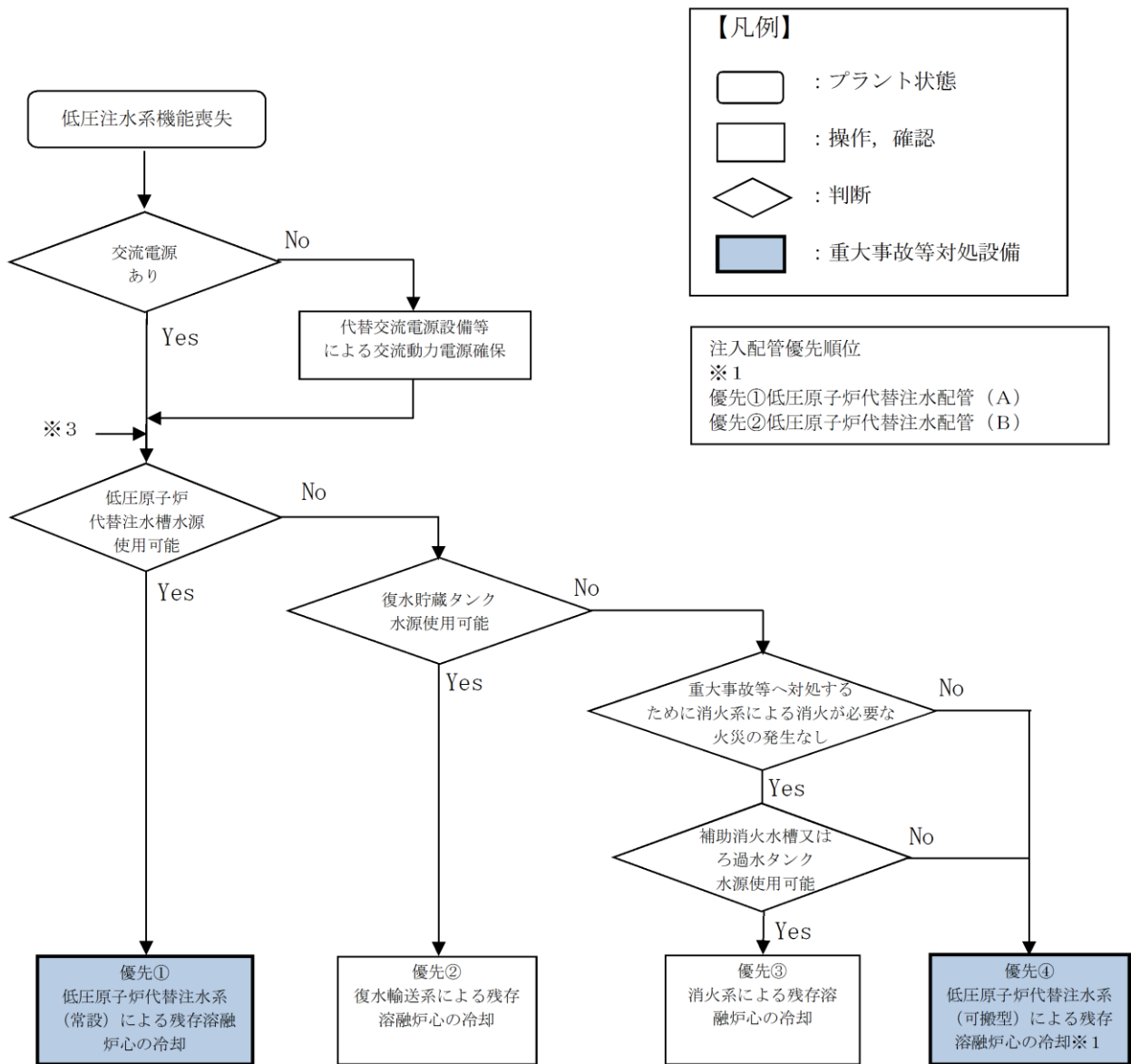
第1.4-33図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1 / 3)

(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第1.4-33図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2 / 3)

(3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合



第1.4-33図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3 / 3)

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

< 目次 >

1.5.1 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) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送
 - (b) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送
 - (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - b. サポート系故障時の対応手段及び設備
 - (a) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - c. 手順等

1.5.2 重大事故等時の手順

1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

- (1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送
 - a. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
- (2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合）
 - a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給
 - c. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱
- (3) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合）
 - a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

- b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給
- c. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

- a. 原子炉補機代替冷却系による除熱
- b. 大型送水ポンプ車による除熱

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.5.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による除熱

1.5.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送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 「最終ヒートシンクへ熱を輸送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) 炉心損傷防止

a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWR においては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンク（UHS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。

また、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）並びに原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による冷却機能である。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格

納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.5.1 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

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送する必要がある。最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備として、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）並びに原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）を設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付け重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。（第 1.5-1 図）

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と自主対策設備^{※1}を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべ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」第四十八条及び「技術基準規則」第六十三条（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）である残留熱除去系（原子炉停

止時冷却モード), 残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)及び残留熱除去系(格納容器冷却モード)が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)

この対応手段及び設備は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」における「残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱」にて整理する。

残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)
- ・ 残留熱除去系(格納容器冷却モード)

これらの対応手段及び設備は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」における「残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)によるサブプレッション・プールの除熱」及び「残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器内へのスプレー」にて整理する。

重大事故等対処設備(設計基準拡張)である原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)による除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉補機海水ポンプ
- ・ 原子炉補機冷却水ポンプ
- ・ 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。) 配管・弁・海水ストレーナ
- ・ 原子炉補機冷却系サージタンク
- ・ 原子炉補機冷却系熱交換器

- ・取水口
- ・取水管
- ・取水槽
- ・非常用交流電源設備

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，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード），残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）の故障を想定する。また，サポート系故障として，原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障又は全交流動力電源喪失を想定する。

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1.5-1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) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

i 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード），残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は，残留熱代替除去系により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する手段がある。

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱代替除去ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・原子炉補機代替冷却系

- ・ サプレッション・チェンバ
- ・ 残留熱代替除去系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・ 低圧原子炉代替注水系 配管・弁
- ・ 格納容器スプレイ・ヘッド
- ・ ホース・接続口
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 原子炉格納容器
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備

(b) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送

i 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、格納容器フィルタベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段がある。

この対応手段及び設備は、「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」における「格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 格納容器フィルタベント系
- ・ スクラバ容器補給設備

ii 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱
設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却

モード)、残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)及び残留熱除去系(格納容器冷却モード)が故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、耐圧強化ベントラインにより最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する手段がある。

耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・遠隔手動弁操作機構
- ・S G T耐圧強化ベントライン止め弁用空気ポンペ
- ・S G T耐圧強化ベントライン止め弁操作設備配管・弁
- ・原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバ, 真空破壊装置を含む。)
- ・窒素ガス制御系 配管・弁
- ・非常用ガス処理系 配管・弁
- ・排気筒
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・可搬式窒素供給装置
- ・ホース・接続口

格納容器ベントを実施する際の設備とラインの優先順位は以下のとおりとする。

優先①：格納容器フィルタベント系によるウェットウェルベント(以下「W/Wベント」という。)

優先②：格納容器フィルタベント系によるドライウェルベント(以下「D/Wベント」という。)

優先③：耐圧強化ベントラインによるW/Wベント

優先④：耐圧強化ベントラインによるD/Wベント

iii 現場操作

格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインの隔離弁（空気駆動弁、電動駆動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合、隔離弁を遠隔で手動操作することで最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段がある。なお、隔離弁を遠隔で手動操作するエリアは原子炉建物付属棟とする。

格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインの現場操作で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 遠隔手動弁操作機構
- ・ SGT耐圧強化ベントライン止め弁用空気ボンベ
- ・ SGT耐圧強化ベントライン止め弁操作設備配管・弁

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備のうち、格納容器フィルタベント系は重大事故等対処設備として位置付ける。

現場操作で使用する設備のうち、遠隔手動弁操作機構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すべて網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）の使用が不可能な場合においても、最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送できる。

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。併せて、その理由を示す。

- ・ 残留熱代替除去系

残留熱除去系と同等の系統流量を確保できないが、原子炉格納

容器及び原子炉圧力容器へ注水し、循環冷却することにより、原子炉格納容器の減圧及び除熱を行うことが可能な設備であるため、最終ヒートシンクへ熱を輸送する手段として有効である。

- ・耐圧強化ベントライン

残留熱除去系及び残留熱代替除去系が使用できない場合には、重大事故等対処設備である格納容器フィルタベント系を使用することにより、最終ヒートシンクへ熱を輸送することが可能である。

万一、格納容器フィルタベント系が使用できない場合において、炉心損傷前に耐圧強化ベントラインを使用することは、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手段として有効である。なお、耐圧強化ベントラインでは、排出径路に空気作動の隔離弁を設置しており、当該弁は人力により容易かつ確実に閉操作することは困難であることから、空気ポンベから駆動用ガスを供給し、操作を可能とする設計としている。

- ・スクラバ容器補給設備

有効性評価の条件下において、格納容器フィルタベント系を使用する場合、事故発生後7日間は、外部からのスクラビング水を補給しなくても、スクラバ容器内に必要となるスクラビング水を保有することができる。

その後の安定状態において、スクラビング水が低下した場合、本設備を用いて外部からスクラビング水を補給することで格納容器フィルタベント系の機能を維持できることから、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止対策として有効である。

- ・原子炉格納容器負圧破損の防止で使用する可搬式窒素供給装置

有効性評価における原子炉格納容器内の圧力評価により、事故発生後7日間は窒素ガスを供給しなくても原子炉格納容器が負圧破損に至る可能性はない。

その後の安定状態において、サブプレッション・プール水の温度

が低下し、原子炉格納容器内で発生する水蒸気が減少した場合においても、本設備を用いて原子炉格納容器へ窒素ガスを供給することで原子炉格納容器内の負圧化を回避できることから、原子炉格納容器の負圧破損防止対策として有効である。

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

i 原子炉補機代替冷却系による除熱

設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）が故障等又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、原子炉補機代替冷却系により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する手段がある。

原子炉補機代替冷却系による除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 移動式代替熱交換設備
- ・ 大型送水ポンプ車
- ・ ホース・接続口
- ・ 原子炉補機冷却系 配管・弁・サージタンク
- ・ 原子炉補機代替冷却系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 取水口
- ・ 取水管
- ・ 取水槽
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備
- ・ 燃料補給設備

原子炉補機代替冷却系と併せて設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却

モード)により最終ヒートシンク(海)へ熱を輸送する。

なお、全交流動力電源喪失により残留熱除去系が起動できない場合は、常設代替交流電源設備により緊急用メタクラ(以下「緊急用M/C」という。)を受電した後、緊急用M/Cから非常用所内電気設備である非常用高圧母線C系(以下「M/C C系」という。)又は非常用高圧母線D系(以下「M/C D系」という。)へ電源を供給することで残留熱除去系を復旧する。

残留熱除去系による除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)
- ・残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)
- ・残留熱除去系(格納容器冷却モード)
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

ii 大型送水ポンプ車による除熱

上記「(a) i 原子炉補機代替冷却系による除熱」の原子炉補機代替冷却系が故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、大型送水ポンプ車により原子炉補機冷却系へ直接海水を送水する手段がある。

大型送水ポンプ車による除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・大型送水ポンプ車
- ・ホース・接続口
- ・原子炉補機冷却系 配管・弁
- ・原子炉補機代替冷却系 配管・弁
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・取水口
- ・取水管
- ・取水槽
- ・常設代替交流電源設備

- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

大型送水ポンプ車と併せて設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。

なお、全交流動力電源喪失により残留熱除去系が起動できない場合は、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/Cから非常用所内電気設備であるM/C C系又はM/C D系へ電源を供給することで残留熱除去系を復旧する。

残留熱除去系による除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）
- ・残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）
- ・残留熱除去系（格納容器冷却モード）
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉補機代替冷却系による除熱で使用する設備のうち、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、ホース・接続口、原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク、原子炉補機代替冷却系配管・弁、残留熱除去系熱交換器、取水口、取水管、取水槽、常設代替交流電源設備、代替所内電気設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）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すべて網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合においても、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。併せて、その理由を示す。

- ・大型送水ポンプ車

原子炉補機冷却系の淡水側に直接海水を送水することから、熱交換器の破損や配管の腐食が発生する可能性があるが、大型送水ポンプ車による冷却水供給により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）が使用可能となれば最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する手段として有効である。

c. 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」及び「b. サポート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、運転員及び緊急時対策要員の対応として、事故時操作要領書（徴候ベース）（以下「EOP」という。）、AM設備別操作要領書及び原子力災害対策手順書に定める（第1.5-1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1.5-2表、第1.5-3表）。

1.5.2 重大事故等時の手順

1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

a. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、残留熱代替除去系により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。

(a) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

i 手順着手の判断基準

炉心損傷^{*1}前において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく^{*2}原子炉格納容器内の除熱が困難な状況で、以下の条件がすべて成立した場合。

- ・残留熱代替除去系が使用可能^{*3}であること。
- ・原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給が可能であること。

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

※2：設備に故障が発生した場合、又は駆動に必要な電源若しくは補機冷却水が確保できない場合。

※3：設備に異常がなく、電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合。

ii 操作手順

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローは第1.5-2図、第1.5-3図、第1.5-4図、

第 1.5-5 図に、概要図を第 1.5-7 図に、タイムチャートを第 1.5-8 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに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当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量を確認し、残留熱代替除去系が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員 A は、重大事故操作盤にて残留熱代替除去系の系統構成を実施する。(B-熱交バイパス弁の全閉, RHR RHR HAR ライン入口止め弁, RHR A-FLSR 連絡ライン止め弁, A-RHR 注水弁及び B-RHR ドライウェル第 2 スプレー弁の全開操作を実施する。)
- ⑤中央制御室運転員 A は、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備完了を当直副長に報告する。
- ⑥当直副長は、中央制御室運転員に残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始を指示する。
- ⑦中央制御室運転員 A は、残留熱代替除去ポンプを起動し、RHR HAR ライン流量調節弁を徐々に開操作した後、RHR A-FLSR 連絡ライン流量調節弁及び RHR PCV スプレー連絡ライン流量調節弁を調整開し、残留熱代替除去系の運転を開始する。
- 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残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇、残留

熱代替除去系原子炉注水流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認する。併せて、原子炉格納容器内へのスプレーが開始されたことを残留熱代替除去ポンプ出口圧力指示値の上昇、残留熱代替除去系格納容器スプレー流量指示値の上昇並びに原子炉格納容器内圧力指示値及び温度指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。

⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、残留熱代替除去系による原子炉圧力容器内への注水及び原子炉格納容器内へのスプレーが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

⑩当直副長は、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力を継続監視し、RHR A-F L S R連絡ライン流量調節弁及びRHR P C Vスプレー連絡ライン流量調節弁にて適宜、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう中央制御室運転員に指示する。また、状況によりB-RHRドライウェル第2スプレー弁及びRHR P C Vスプレー連絡ライン流量調節弁を全閉、B-RHRトラススプレー弁を全開とすることで、D/WスプレーからS/Cスプレーへ切り替える。

iii 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断した後、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

- ・中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、30分以内で可能である。

(b) 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保

最終ヒートシンクへ熱を輸送するために残留熱代替除去系の運転を実施する場合、原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を確保し、

残留熱代替除去系で使用する残留熱除去系熱交換器（B）へ供給する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷^{*1}前において、残留熱代替除去系を使用する場合。ただし、原子炉注水手段がない場合は、原子炉注水準備を優先する^{*2}。

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

※2：常設設備による注水手段がない場合、又は低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を実施している場合は大量送水車による注水又は補給準備を実施。

ii 操作手順

残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.5-2図、第1.5-3図、第1.5-4図、第1.5-5図に、概要図を第1.5-9図に、タイムチャートを第1.5-10図に示す。

(i) 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合

a) 運転員操作

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の準備開始を指示する。

②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の準備のため、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車の配

備及びホースの接続を依頼する。

③^a S A 電源切替盤を使用する場合

現場運転員 B 及び C は、S A 電源切替盤にて、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要な B-RHR 熱交冷却水出口弁の電源切替え操作を実施する。

③^b 非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合

中央制御室運転員 A は、不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。

現場運転員 B 及び C は、C/C の不要な負荷の切り離しを行う。

不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員 A は、非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要な B-RHR 熱交冷却水出口弁の電源切替えを実施する。

④ 中央制御室運転員 A は、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要な電動弁の電源が確保されたこと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。

⑤ 現場運転員 B 及び C は、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の非管理区域側系統構成を実施し、当直副長に報告する。(第 1.5-9 図参照)

⑥ 緊急時対策要員は、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保のための移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車の配備及びホースの接続完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑦ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始を緊急時対策本部に

依頼する。

⑧緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備内の淡水ポンプを起動し、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑨当直副長は、運転員に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始を指示する。

⑩中央制御室運転員Aは、B-RHR熱交冷却水出口弁を流量調整のため開度を調整し、当直副長に報告する。(第1.5-9図参照)

b) 緊急時対策要員操作（原子炉建物南側接続口を使用した補機冷却水確保及び原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保手順は、⑦～⑨以外同様）

①緊急時対策要員は、緊急時対策本部から第1保管エリア又は第4保管エリアへ移動する。

②緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車等の健全性確認を行う。

③緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車等を第1保管エリア又は第4保管エリアから取水槽及び原子炉建物近傍屋外に移動させる。

④緊急時対策要員は、可搬型のホースの敷設及び接続を行う。

⑤緊急時対策要員は、電源ケーブルの敷設及び接続を行う。

⑥緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張りに向け系統構成のための弁の開閉操作を行う。

⑦^a 原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合

緊急時対策要員は、原子炉補機冷却系による非管理区域

側系統構成を実施する。(第1.5-9図参照)

⑧^a 原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合

緊急時対策要員は、中央制御室運転員Aと連絡を密にし、移動式熱交換設備の淡水側の水張りのためA H E F B - 西側供給配管止め弁の開操作を行う。

⑧^b 原子炉建物南側接続口を使用した補機冷却水確保の場合

緊急時対策要員は、中央制御室運転員Aと連絡を密にし、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張りのためA H E F B - 供給配管止め弁の開操作を行う。

⑨^a 原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合

緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張り範囲内におけるベント弁の開操作及びA H E F B - 西側戻り配管止め弁の開操作を行い、配管内の空気抜きを実施する。

⑨^b 原子炉建物南側接続口を使用した補機冷却水確保の場合

緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張り範囲内におけるベント弁の開操作及びA H E F B - 戻り配管止め弁の開操作を行い、配管内の空気抜きを実施する。

⑩ 緊急時対策要員は、淡水側の水張り範囲内において漏えいのないことを確認する。

⑪ 緊急時対策要員は、ガスタービン発電機の起動により移動式代替熱交換設備への受電を確認する。

(ii) 原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

a) 運転員操作

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の準備開始を指示する。

②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の準備のため、大型送水ポンプ車の配備及びホースの接続を依頼する。

③^a S A 電源切替盤を使用する場合

現場運転員 B 及び C は、S A 電源切替盤にて、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要な B - R H R 熱交冷却水出口弁の電源切替え操作を実施する。

③^b 非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合

中央制御室運転員 A は、不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。

現場運転員 B 及び C は、C / C の不要な負荷の切り離しを行う。

不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員 A は、非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要な B - R H R 熱交冷却水出口弁の電源切替えを実施する。

④中央制御室運転員 A は、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要な電動弁の電源が確保されたこと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。

- ⑤現場運転員 B 及び C は，原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の非管理区域側系統構成を実施し，当直副長に報告する。(第 1.5-9 図参照)
 - ⑥緊急時対策要員は，原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保のための大型送水ポンプ車の配備及びホースの接続完了について緊急時対策本部に報告する。また，緊急時対策本部は当直長に報告する。
 - ⑦当直長は，当直副長からの依頼に基づき，原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始を緊急時対策本部に依頼する。
 - ⑧緊急時対策要員は，大型送水ポンプ車を起動し，原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始について緊急時対策本部に報告する。また，緊急時対策本部は当直長に報告する。
 - ⑨当直副長は，運転員に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始を指示する。
 - ⑩中央制御室運転員 A は，B-RHR 熱交冷却水出口弁を流量調整のため開度を調整し，当直副長に報告する。(第 1.5-9 図参照)
- b) 緊急時対策要員操作
- ①緊急時対策要員は，緊急時対策本部から第 1 保管エリア又は第 4 保管エリアへ移動する。
 - ②緊急時対策要員は，大型送水ポンプ車等の健全性確認を行う。
 - ③緊急時対策要員は，大型送水ポンプ車等を第 1 保管エリア又は第 4 保管エリアから取水槽近傍屋外に移動させる。
 - ④緊急時対策要員は，ホースの敷設及び接続を行う。

- ⑤緊急時対策要員は、緊急時対策本部及び当直長に大型送水ポンプ車による補機冷却水確保の準備が完了したことを報告する。
- ⑥緊急時対策要員は、中央制御室運転員Aと連絡を密にし、RCW B-AHEF西側供給配管止め弁、AHEFB-西側供給配管止め弁、RCW B-AHEF西側戻り配管止め弁及びAHEFB-西側戻り配管止め弁の全開並びに大型送水ポンプ車を起動し、補機冷却水の供給を行う。
- ⑦緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車の吐出圧力にて必要流量が確保されていることを確認する。
- ⑧緊急時対策要員は、ホース等の海水通水範囲について漏えいの無いことを確認する。
- ⑨緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車の運転状態を継続して監視する。

iii 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してから残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

【原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合（SA電源切替盤を使用した場合）】

- ・中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員15名にて作業を実施した場合、運転員操作の系統構成完了まで1時間40分以内、緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで7時間20分以内で可能である。

【原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合（非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合）】

- ・中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 15 名にて作業を実施した場合，運転員操作の系統構成完了まで 1 時間 50 分以内，緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで 7 時間 20 分以内で可能である。

【原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合（S A 電源切替盤を使用した場合））】

- ・中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合，運転員操作の系統構成完了まで 1 時間 40 分以内，緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで 7 時間以内で可能である。

【原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合（非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合））】

- ・中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合，運転員操作の系統構成完了まで 1 時間 50 分以内，緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで 7 時間以内で可能である。

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に，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。

(2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合）

- a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，格納容器フィルタベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

また、格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa[gage] (1 Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度 171°C未満及び原子炉格納容器内の水素・酸素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合は、NGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウエル出口隔離弁（以下「第1弁」という。）を全閉し、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、NGC非常用ガス処理入口隔離弁（以下「第2弁」という。）又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁（以下「第2弁バイパス弁」という。）は、第1弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。

(a) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

i 手順着手の判断基準

炉心損傷^{*1}前において、残留熱除去系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができず、原子炉格納容器内の圧力が 245kPa[gage]に到達した場合。

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

ii 操作手順

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び

除熱の手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.5-2 図に、概要図を第 1.5-11 図に、タイムチャートを第 1.5-12 図及び第 1.5-13 図に示す。

[W/Wベントの場合(D/Wベントの場合,手順⑫以外は同様)]

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、格納容器フィルタベント系によるウェットウェル（以下「W/W」という。）側からの格納容器ベントの準備を開始するよう運転員に指示する（W/W側からの格納容器ベントができない場合は、ドライウェル（以下「D/W」という。）側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する）。

②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの準備のため、FCVS排気ラインドレン排出弁の閉操作を依頼する。

③^a SA電源切替盤を使用する場合

現場運転員B及びCは、SA電源切替盤にて、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要な第2弁、第2弁バイパス弁及び第1弁の電源切替え操作を実施する。

③^b 非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合

中央制御室運転員Aは、不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。

現場運転員B及びCは、C/Cの不要な負荷の切り離しを行う。

不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要な第2弁、第2弁バイパス弁及び第1弁の電源切替えを実施する。

④中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監

- 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。
- ⑤中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値が通常水位範囲内であることを確認する。
- ⑥中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の確認として、格納容器隔離信号が発生している場合は、格納容器隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑦緊急時対策要員は、FCVS排気ラインドレン排出弁の閉操作を実施し、緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑧中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の系統構成として、SGT NGC連絡ライン隔離弁、SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁、NGC常用空調換気入口隔離弁、NGC常用空調換気入口隔離弁後弁の全閉及びSGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁（以下「第3弁」という。）の全開を確認後、第2弁を全開し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。第2弁の開操作ができない場合は、第2弁バイパス弁を全開し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑩当直副長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位に関する情報収集を適宜行い、当直長に報告する。また、当直長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位に関する情報を緊急時対策本部に報告する。

- ⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの開始を緊急時対策本部に報告する。
- ⑫当直副長は、以下のいずれかの条件に到達したことを確認し、運転員に格納容器ベント開始を指示する。
- ・原子炉格納容器内の圧力が384kPa[gage]に到達した場合において、外部水源を用いた原子炉格納容器スプレーが実施できない場合。
 - ・外部水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレーを実施中に、サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋約1.3mに到達した場合。
- ⑬^a W/Wベントの場合
- 中央制御室運転員Aは、第1弁(W/W)の全開操作により、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを開始する。
- ⑬^b D/Wベントの場合
- 中央制御室運転員Aは、第1弁(D/W)の全開操作により、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを開始する。
- ⑭中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントが開始されたことを、原子炉格納容器内の圧力指示値の低下、並びに第1ベントフィルタスクラバ容器温度指示値の上昇により確認するとともに、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑮中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値を確認し、水位調整が必要な場合は当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの

依頼に基づき、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位調整を実施するよう緊急時対策本部に依頼する。

⑩当直副長は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa[gage] (1 Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度 171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認することにより、第1弁の全閉操作を実施し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを停止するよう運転員に指示する。

⑪中央制御室運転員Aは、第1弁の全閉操作を実施し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを停止する。

⑫当直副長は、第1弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、第2弁又は第2弁バイパス弁を全閉するよう運転員に指示する。

⑬中央制御室運転員Aは、第2弁又は第2弁バイパス弁の全閉操作を実施する。

iii 操作の成立性

格納容器ベント準備開始を判断してから、格納容器ベント準備完了までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

・中央制御室からの第2弁操作の場合

【SA電源切替盤を使用した場合】

中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、45分以内で可能である。

【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合，70分以内で可能である。

格納容器ベント基準到達から格納容器ベント開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

- ・中央制御室からの第 1 弁（W/W）操作の場合

【S A 電源切替盤を使用した場合】

中央制御室運転員 1 名にて作業した場合，10分以内で可能である。

【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

中央制御室運転員 1 名にて作業した場合，10分以内で可能である。

- ・中央制御室からの第 1 弁（D/W）操作の場合

【S A 電源切替盤を使用した場合】

中央制御室運転員 1 名にて作業した場合，10分以内で可能である。

【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

中央制御室運転員 1 名にて作業した場合，10分以内で可能である。

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。

(b) 第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）

第 1 ベントフィルタスクラバ容器の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に，輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車により第 1 ベントフィルタスクラバ容器へ水張りを実施する。

i 手順着手の判断基準

第1ベントフィルタスクラバ容器水位の水位低警報が発報した場合。

ii 操作手順

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.5-14図に、タイムチャートを第1.5-15図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由して、緊急時対策本部へ第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備開始を依頼する。
- ②緊急時対策本部は、緊急時対策要員に第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備開始を指示する。
- ③当直副長は、運転員に第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備開始を指示する。
- ④中央制御室運転員Aは、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）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等により確認し、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備完了を当直副長に報告する。
- ⑤当直長は、当直副長からの依頼に基づき、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑥緊急時対策要員は、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車の配備及び第1ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口へ送水ホースを接続し、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑦緊急時対策本部は、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の準備完了を当直長に報告する。

- ⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車による送水開始を依頼する。
- ⑨緊急時対策本部は、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車の起動を緊急時対策要員に指示する。
- ⑩緊急時対策要員は、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車を起動した後、FCVS補給止め弁の全開操作を実施し、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車により注水を開始したことを、第1ベントフィルタ格納槽付近（屋外）の計器ラックにて、第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値の上昇により確認し、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車による送水を開始したことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑪緊急時対策本部は、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車による送水を開始したことを当直長に報告する。
- ⑫当直副長は、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位を監視するよう運転員に指示する。
- ⑬中央制御室運転員Aは、第1ベントフィルタスクラバ容器水位にて水位を継続監視する。
- ⑭緊急時対策要員は、規定水位に到達したことを確認し、FCVS補給止め弁を全閉とした後、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車を停止し、第1ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口送水ホースの取外し操作を実施する。
- ⑮緊急時対策要員は、緊急時対策本部に第1ベントフィルタス

クラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車による送水を停止したことを報告する。

- ⑩緊急時対策本部は、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車による送水を停止したことを当直長に報告する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）の開始及び完了までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から大量送水車を展開した第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制定～大量送水車の配備～送水準備～第1ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口使用による大量送水車による注水開始まで2時間10分以内、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）完了まで2時間30分以内で可能である。

なお、炉心損傷がない状況下での格納容器ベントであることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業可能である。

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。

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作が可能である。

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

(c) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）

格納容器ベントにより原子炉格納容器内から排気されたガスが格納容器フィルタベント系の配管内及び第1ベントフィルタスクラバ容器内で凝縮し、その凝縮水が第1ベントフィルタスクラバ容器に溜まることで第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が上限水位に到達すると判断した場合は、格納容器フィルタベント系機能維持のため第1ベントフィルタスクラバ容器の排水を実施する。

i 手順着手の判断基準

第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が上限水位に到達すると判断した場合。

ii 操作手順

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.5-16図に、タイムチャートを第1.5-17図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員へ第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、ドレン移送ポンプ、FCVS第1ベントフィルタスクラバ容器1次ドレン弁、FCVSドレン移送ライン連絡弁の電源が確保されていることを状態表示にて確認し、FCVS第1ベントフィルタスクラバ容器1次ドレン弁及びFCVSドレン移送ライン連絡弁の全開操作を実施する。
- ③中央制御室運転員Aは、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）系統構成完了を当直副長に報告する。
- ④当直副長は、運転員へ第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）の開始を指示する。

⑤中央制御室運転員 A は、ドレン移送ポンプの起動操作を実施し、第 1 ベントフィルタスクラバ容器からの排水が開始されたことを第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位指示値の低下により確認する。

その後、通常水位に到達したことを確認し、ドレン移送ポンプを停止し、FCVS 第 1 ベントフィルタスクラバ容器 1 次ドレン弁及び FCVS ドレン移送ライン連絡弁を全閉操作する。

⑥中央制御室運転員 A は、当直副長に第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）の完了を報告する。

iii 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第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）完了まで 2 時間 20 分以内で可能である。

(d) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーージ

格納容器ベント停止後において、スクラビング水に貯留された放射性物質による水の放射線分解にて発生する水素ガス及び酸素ガスを排出する。また、第 1 ベントフィルタスクラバ容器上流側の残留蒸気凝縮により第 1 ベントフィルタスクラバ容器上流側配管内が負圧となることにより、スクラビング水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパーージを実施する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷^{※1}前において、格納容器ベント移行条件^{※2}に達した場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ

(CAMMS) が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300°C以上を確認した場合。

※2：原子炉格納容器内の圧力が 245kPa[gage]に到達した場合に格納容器ベント準備を開始する。

ii 操作手順

格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.5-18 図に、タイムチャートを第 1.5-19 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を經由し、緊急時対策本部に格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの準備開始を依頼する。
- ②緊急時対策本部は、緊急時対策要員に格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの準備開始を指示する。
- ③^a窒素供給ライン接続口を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの場合
緊急時対策要員は、原子炉建物南側（屋外）に可搬式窒素供給装置を配備し、送気ホースを接続口に取り付け、可搬式窒素供給装置の準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ③^b窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物附属棟西側扉）を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの場合
緊急時対策要員は、原子炉建物西側（屋外）に可搬式窒素供給装置を配備し、送気ホースを接続口に取り付け、可搬式窒素供給装置の準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ③^c窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

緊急時対策要員は、タービン建物北側（屋外）に可搬式窒素供給装置を配備し、送気ホースを接続口に取り付け、可搬式窒素供給装置の準備完了を緊急時対策本部に報告する。

④緊急時対策要員は、原子炉建物南側（屋外）に可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度を配備し、ホースを敷設し接続作業を行う。また、電源ケーブルを敷設し接続作業後、電源の受電操作を行い、可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度の準備完了を緊急時対策本部に報告する。

⑤緊急時対策本部は、格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの準備完了を当直長に報告する。

⑥当直副長は、運転員に格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの系統構成開始を指示する。

⑦中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの系統構成として、第1弁の全閉確認、並びに第3弁、第2弁又は第2弁バイパス弁の全開を確認し、格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの系統構成完了を当直副長に報告する。

⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に窒素ガスパージの開始を依頼する。

⑨緊急時対策本部は、緊急時対策要員に窒素ガスパージの開始を指示する。

⑩^a窒素供給ライン接続口を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの場合

緊急時対策要員は、原子炉建物南側（屋外）にて、可搬式窒素供給装置を起動した後、FCVS窒素ガス補給元弁の開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、緊急時対策本部に窒素ガスパージを開始したことを報告する。

⑩^b 窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物附属棟西側扉）を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの場合

緊急時対策要員は、原子炉建物西側（屋外）にて、可搬式窒素供給装置を起動した後、原子炉建物附属棟にて、FCVS建物内窒素ガス補給元弁の開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、緊急時対策本部に窒素ガスパーズを開始したことを報告する。

⑩^c 窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

緊急時対策要員は、タービン建物北側（屋外）にて、可搬式窒素供給装置を起動した後、原子炉建物附属棟にて、FCVS建物内窒素ガス補給元弁の開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、緊急時対策本部に窒素ガスパーズを開始したことを報告する。

⑪ 緊急時対策本部は、窒素ガスパーズを開始したことを当直長に報告するとともに、緊急時対策要員に水素濃度測定のための可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度のサンプリング装置の起動を指示する。

⑫ 緊急時対策要員は、可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度のサンプリング装置の起動を実施するとともに、緊急時対策本部に可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度のサンプリング装置の起動完了を報告する。

⑬ 緊急時対策本部は、可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度のサンプリング装置の起動完了を当直長

に報告するとともに、第1ベントフィルタスクラバ容器内の圧力及び第1ベントフィルタ出口水素濃度の監視を依頼する。

⑭当直副長は、運転員に第1ベントフィルタスクラバ容器内の圧力及び第1ベントフィルタ出口水素濃度を監視するよう指示する。

⑮中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器内圧力指示値により、第1ベントフィルタスクラバ容器内の圧力が正圧であることを確認する。また、第1ベントフィルタ出口水素濃度が許容濃度以下まで低下したことを確認し、当直副長に報告する。

⑯中央制御室運転員Aは、第1ベントフィルタスクラバ容器内の圧力及び第1ベントフィルタ出口水素濃度を継続して監視する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズ開始までの想定時間は以下のとおり。

- ・窒素供給ライン接続口を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの場合、2時間以内で可能である。
- ・窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物附属棟西側扉）を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの場合、2時間以内で可能である。
- ・窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズの場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）、6時間40分以内で可能である。

なお、炉心損傷がない状況下での格納容器ベントであることか

ら、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業可能である。

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。

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

(e) 第1 ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH調整

第1 ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）によりスクラビング水に含まれる薬液が排水されることでスクラビング水の pHが規定値よりも低くなることを防止するため薬液を補給する。

i 手順着手の判断基準

排気ガスの凝縮水により、第1 ベントフィルタスクラバ容器の水位が上限水位に到達すると判断し、排水を行った場合。

ii 操作手順

第1 ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH調整の手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.5-20 図に、タイムチャートを第 1.5-21 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員へスクラビング水の pH測定、第1 ベントフィルタスクラバ容器水位測定及び薬液補給の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 Aは、スクラバ水 pH指示値により確認した pH値及び第1 ベントフィルタスクラバ容器水位指示値により確認した水位を当直副長に報告する。
- ③当直副長は、運転員に第1 ベントフィルタスクラバ容器への薬液補給の開始を指示する。
- ④中央制御室運転員 Aは、薬液補給のため F C V S 薬品注入タンク出口弁及び F C V S 循環ライン止め弁を全開操作し、ドレン移送ポンプを起動、所定量の薬液を補給する。薬液補給

完了後は、薬液が均一になるよう循環運転を実施する。

- ⑤中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤のスクラバ水pH指示値及び第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値によりスクラビング水のpH値及び水位を確認するとともに、スクラビング水のpH値が規定値であることを確認し、薬液補給の完了を当直副長に報告する。

iii 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第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整開始まで15分以内で可能である。

b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷^{※1}前において、格納容器ベント移行条件^{※2}に達した場合。

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

※2：原子炉格納容器内の圧力が245kPa[gage]に到達した場合に格納容器ベント準備を開始する。

(b) 操作手順

可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給の手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.5-22図に、タイムチャートを第1.5-23図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由して、緊急時対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給のための可搬式窒素供給装置の準備を依頼する。
- ②緊急時対策本部は、緊急時対策要員に可搬式窒素供給装置の準備を指示する。
- ③^a 窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合
緊急時対策要員は、原子炉建物南側（屋外）に可搬式窒素供給装置を配備した後、窒素ガス代替注入系配管に可搬式窒素供給装置を接続する。
- ③^b 窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物附属棟西側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合
緊急時対策要員は、原子炉建物西側（屋外）に可搬式窒素供給装置を配備した後、窒素ガス代替注入系配管に可搬式窒素供給装置を接続する。
- ③^c 窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）
緊急時対策要員は、タービン建物北側（屋外）に可搬式窒素供給装置を配備した後、窒素ガス代替注入系配管に可搬式窒素供給装置を接続する。
- ④緊急時対策要員は、原子炉格納容器への窒素ガス供給の準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑤当直長は、当直副長からの依頼に基づき、サプレッション・プール水温度指示値が 104℃になる前に、緊急時対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始するよう依頼する。また、緊急時対策本部は緊急時対策要員に窒素ガス供給を開始するよ

う指示する。

⑥^a 窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合

緊急時対策要員は，原子炉建物南側（屋外）にて，可搬式窒素供給装置を起動した後，A N I 代替窒素供給ライン元弁（D/W側）又はA N I 代替窒素供給ライン元弁（S/C側）の全開操作を実施し，窒素ガスの供給を開始するとともに，緊急時対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始したことを報告する。

⑥^b 窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物附属棟西側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合

緊急時対策要員は，原子炉建物西側（屋外）にて，可搬式窒素供給装置を起動した後，A N I 建物内代替窒素供給ライン元弁（D/W側）又はA N I 建物内代替窒素供給ライン元弁（S/C側）の全開操作を実施し，窒素ガスの供給を開始するとともに，緊急時対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始したことを報告する。

⑥^c 窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

緊急時対策要員は，タービン建物北側（屋外）にて，可搬式窒素供給装置を起動した後，A N I 建物内代替窒素供給ライン元弁（D/W側）又はA N I 建物内代替窒素供給ライン元弁（S/C側）の全開操作を実施し，窒素ガスの供給を開始するとともに，緊急時対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始したことを報告する。

⑦ 緊急時対策本部は，原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始したことを当直長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始までの想定時間は以下のとおり。

- ・ 窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合、2 時間以内で可能である。
- ・ 窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物附属棟西側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合、2 時間以内で可能である。
- ・ 窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）、6 時間 40 分以内で可能である。

なお、炉心損傷がない状況下での格納容器ベントであるため、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。

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

c. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、耐圧強化ベントラインにより最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

また、格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa[gage]（1 Pd）未

満，原子炉格納容器内の温度 171°C未満及び原子炉格納容器内の水素・酸素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合は，第1弁を全閉し，格納容器ベントを停止することを基本として，その他の要因を考慮した上で総合的に判断し，適切に対応する。なお，第2弁又は第2弁バイパス弁は，第1弁を全閉後，原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等，より安定的な状態になった場合に全閉する。

(a) 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱

i 手順着手の判断基準

炉心損傷^{※1}前において，原子炉格納容器内の冷却を実施しても，原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（245kPa[gage]）以下に維持できない場合で，格納容器フィルタベント系が機能喪失^{※2}した場合。

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

※2：「格納容器フィルタベント系が機能喪失」とは，設備に故障が発生した場合。

ii 操作手順

耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.5-2図に，概要図を第1.5-24図に，タイムチャートを第1.5-25図及び第1.5-26図に示す。

[W/Wベントの場合(D/Wベントの場合，手順⑬以外は同様)]

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，耐圧強化ベントラインによるW/W側からの格納容器ベントの準備を開始するよう中央制御室運転員に指示する（W/W側からの格納容

器ベントができない場合は、D/W側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する)。

- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に耐圧強化ベントラインによる除熱準備開始を報告する。
- ③中央制御室運転員Aは、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の確認として、格納容器隔離信号が発生している場合は、格納容器隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の系統構成として、非常用ガス処理系が運転中であれば非常用ガス処理系を停止し、A-SGT出口弁、B-SGT出口弁、SGT-NGC連絡ライン隔離弁、SGT-NGC連絡ライン隔離弁後弁、NGC常用空調換気入口隔離弁及びNGC常用空調換気入口隔離弁後弁の全閉を確認する。
- ⑥中央制御室運転員Aは、SGT耐圧強化ベントライン止め弁操作空気供給弁の全開操作を実施し、SGT耐圧強化ベントライン止め弁の駆動源を確保する。
- ⑦中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の系統構成として、第3弁の全閉、SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁及び第2弁の全開操作を実施する。第2弁の開操作ができない場合は、第2弁バイパス弁を全開する。
- ⑧中央制御室運転員Aは、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部に報告

する。

⑩当直副長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位に関する情報収集を適宜行い、当直長に報告する。また、当直長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位に関する情報を緊急時対策本部に報告する。

⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントの開始を緊急時対策本部に報告する。

⑫当直副長は、以下のいずれかの条件に到達したことを確認し、中央制御室運転員に格納容器ベント開始を指示する。

- ・原子炉格納容器内の圧力が384kPa[gage]に到達した場合において、外部水源を用いた原子炉格納容器スプレイが実施できない場合。
- ・外部水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施中に、サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋約1.3mに到達した場合。

⑬^a W/Wベントの場合

中央制御室運転員Aは、第1弁(W/W)の全開操作により、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントを開始する。

⑬^b D/Wベントの場合

中央制御室運転員Aは、第1弁(D/W)の全開操作により、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントを開始する。

⑭中央制御室運転員Aは、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントが開始されたことを、原子炉格納容器内の圧力指示値の低下、並びに非常用ガス処理系モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントが開始されたことを緊急時対

策本部に報告する。

- ⑮当直副長は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内に水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa[gage] (1 Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度 171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認することにより、第1弁の全閉操作を実施し、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントを停止するよう中央制御室運転員に指示する。
- ⑯中央制御室運転員Aは、第1弁の全閉操作を実施し、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントを停止する。
- ⑰当直副長は、第1弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、第2弁又は第2弁バイパス弁の全閉操作を実施するよう中央制御室運転員に指示する。
- ⑱中央制御室運転員Aは、第2弁又は第2弁バイパス弁の全閉操作を実施する。

iii 操作の成立性

格納容器ベント準備開始を判断してから、格納容器ベント準備完了までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

- ・中央制御室からの第3弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁及び第2弁操作の場合

中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、20分以内で可能である。

格納容器ベント基準到達から格納容器ベント開始までの必要な要員及び想定時間は以下のとおり。

- ・中央制御室からの第1弁（W/W）操作の場合
中央制御室運転員1名にて作業した場合、10分以内で可能である。
- ・中央制御室からの第1弁（D/W）操作の場合
中央制御室運転員1名にて作業した場合、10分以内で可能である。

【W/Wベントの場合】

格納容器ベント移行条件到達後、第3弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁及び第2弁操作を中央制御室にて実施した場合、20分以内で可能である。また、格納容器ベント基準到達後、第1弁（W/W）操作を中央制御室にて実施した場合、10分以内で可能である。

【D/Wベントの場合】

格納容器ベント移行条件到達後、第3弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁及び第2弁操作を中央制御室にて実施した場合、20分以内で可能である。また、格納容器ベント基準到達後、第1弁（D/W）操作を中央制御室にて実施した場合、10分以内で可能である。

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。

(b) 耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージ

格納容器ベント停止後において、耐圧強化ベントラインに水素ガスが滞留しないよう、耐圧強化ベントラインの窒素ガスによるパージを実施する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷^{*1}前において、格納容器ベント移行条件^{*2}に達した場

合。

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

※2：原子炉格納容器内の圧力が245kPa[gage]に到達した場合に格納容器ベント準備を開始する。

ii 操作手順

耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパーズ手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.5-27図に、タイムチャートを第1.5-28図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を經由し、緊急時対策本部に耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパーズの準備開始を依頼する。

②緊急時対策本部は、緊急時対策要員に耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパーズの準備開始を指示する。

③^a窒素供給ライン接続口を使用した耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパーズの場合

緊急時対策要員は、原子炉建物南側（屋外）に可搬式窒素供給装置を配備し、送気ホースを接続口に取り付け、可搬式窒素供給装置の準備完了を緊急時対策本部に報告する。

③^b窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物附属棟西側扉）を使用した耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパーズの場合

緊急時対策要員は、原子炉建物西側（屋外）に可搬式窒素供給装置を配備し、送気ホースを接続口に取り付け、可搬式窒素供給装置の準備完了を緊急時対策本部に報告する。

③^c窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージの場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

緊急時対策要員は、タービン建物北側（屋外）に可搬式窒素供給装置を配備し、送気ホースを接続口に取り付け、可搬式窒素供給装置の準備完了を緊急時対策本部に報告する。

④緊急時対策本部は、耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージの準備完了を当直長に報告する。

⑤当直副長は、中央制御室運転員に耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージの系統構成開始を指示する。

⑥中央制御室運転員 A は、耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージの系統構成として、第 1 弁、第 3 弁の全閉確認、S G T 耐圧強化ベントライン止め弁後弁、S G T 耐圧強化ベントライン止め弁の全開確認及び第 2 弁又は第 2 弁バイパス弁の全開を確認し、耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージの系統構成完了を当直副長に報告する。

⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に窒素ガスパージの開始を依頼する。

⑧緊急時対策本部は、緊急時対策要員に窒素ガスパージの開始を指示する。

⑨^a窒素供給ライン接続口を使用した耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージの場合

緊急時対策要員は、原子炉建物南側（屋外）にて、可搬式窒素供給装置を起動した後、F C V S 窒素ガス補給元弁の開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、緊急時対策本部に窒素ガスパージを開始したことを報告する。

⑨^b窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物附属棟西側扉）

を使用した耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージの場合

緊急時対策要員は、原子炉建物西側（屋外）にて、可搬式窒素供給装置を起動した後、原子炉建物附属棟にて、FCVS建物内窒素ガス補給元弁の開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、緊急時対策本部に窒素ガスパージを開始したことを報告する。

⑨°窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージの場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

緊急時対策要員は、タービン建物北側（屋外）にて、可搬式窒素供給装置を起動した後、原子炉建物附属棟にて、FCVS建物内窒素ガス補給元弁の開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、緊急時対策本部に窒素ガスパージを開始したことを報告する。

⑩緊急時対策本部は、窒素ガスパージを開始したことを当直長に報告する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージ開始までの想定時間は以下のとおり。

- ・窒素供給ライン接続口を使用した耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージの場合、2時間以内で可能である。
- ・窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物附属棟西側扉）を使用した耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージの場合、2時間以内で可能である。

- ・窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージの場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）、6時間40分以内で可能である。

なお、炉心損傷がない状況下での格納容器ベントであることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業可能である。

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。

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

(3) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合）

a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器フィルタベント系により最終ヒートシンク（大気）へ輸送する。

また、格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa[gage]（1 Pd）未満、原子炉格納容器内の温度 171℃未満及び原子炉格納容器内の水素・酸素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合は、第1弁を全閉し、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、第2弁又は第2弁バイパス弁は、第1弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能

が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。

全交流動力電源喪失時は、現場手動にて系統構成を行う。

(a) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

i 手順着手の判断基準

炉心損傷^{※1}前において、残留熱除去系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができず、原子炉格納容器内の圧力が245kPa[gage]に到達した場合。

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

ii 操作手順

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.5-2図に、概要図を第1.5-29図に、タイムチャートを第1.5-30図及び第1.5-31図に示す。

[W/Wベントの場合(D/Wベントの場合, 手順⑫以外は同様)]

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、格納容器フィルタベント系によるW/W側からの格納容器ベント準備を開始するよう運転員に指示する（W/W側からの格納容器ベントができない場合は、D/W側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する）。

②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの準備のため、FCVS排気ラインドレン排出弁の閉操作を依頼する。

③中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による格

格納容器ベントに必要な監視計器の電源が確保されていることを確認する。

- ④中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値が通常水位範囲内であることを確認する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の系統構成として、SGT NGC連絡ライン隔離弁，SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁，SGT耐圧強化ベントライン止め弁，SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁，NGC常用空調換気入口隔離弁，NGC常用空調換気入口隔離弁後弁の全閉及び第3弁の全開を確認する。
- ⑥緊急時対策要員は、FCVS排気ラインドレン排出弁の閉操作を実施し、緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑦現場運転員B及びCは、第2弁を遠隔手動弁操作機構による操作で全開とする。第2弁の開操作ができない場合は、第2弁バイパス弁を遠隔手動弁操作機構にて全開とする。
- ⑧中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑩当直副長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位に関する情報収集を適宜行い、当直長に報告する。また、当直長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位に関する情報を緊急時対策本部に報告する。
- ⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの開始を緊急時対策本部に報

告する。

⑫当直副長は、以下のいずれかの条件に到達したことを確認し、運転員に格納容器ベント開始を指示する。

- ・原子炉格納容器内の圧力が384kPa[gage]に到達した場合において、外部水源を用いた原子炉格納容器スプレイが実施できない場合。
- ・外部水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施中に、サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋約1.3mに到達した場合。

⑬^a W/Wベントの場合

現場運転員B及びCは、第1弁(W/W)を遠隔手動弁操作機構による操作で全開とし、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント操作を開始する。

⑬^b D/Wベントの場合

現場運転員B及びCは、第1弁(D/W)を遠隔手動弁操作機構による操作で全開とし、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント操作を開始する。

⑭中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントが開始されたことを、原子炉格納容器内の圧力指示値の低下、並びに第1ベントフィルタスクラバ容器圧力及びスクラバ容器温度指示値の上昇により確認するとともに、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

⑮中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値を確認し、水位調整が必要な場

合は当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位調整を実施するよう緊急時対策本部に依頼する。

⑯当直副長は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa [gage] (1 Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度 171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認することにより、第1弁を全閉し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを停止するよう運転員に指示する。

⑰中央制御室運転員Aは、第1弁の全閉操作を実施し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを停止する。

⑱当直副長は、第1弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、第2弁又は第2弁バイパス弁を全閉するよう運転員に指示する。

⑲中央制御室運転員Aは、第2弁又は第2弁バイパス弁の全閉操作を実施する。

iii 操作の成立性

格納容器ベント準備開始を判断してから格納容器ベント準備完了までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

・現場からの第2弁操作の場合

中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、1時間20分以内で可能であ

る。

格納容器ベント判断基準到達から格納容器ベント開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

・現場からの第1弁（W/W）操作の場合

現場運転員2名にて作業を実施した場合、1時間30分以内で可能である。

・現場からの第1弁（D/W）操作の場合

現場運転員2名にて作業を実施した場合、1時間30分以内で可能である。

【W/Wベントの場合】

格納容器ベント移行条件到達後、第2弁操作を現場にて実施した場合、1時間20分以内で可能である。また、格納容器ベント基準到達後、第1弁（W/W）操作を現場にて実施した場合、1時間30分以内で可能である。（総要員数：中央制御室運転員1名、現場運転員2名、緊急時対策要員2名、総想定時間：2時間50分以内）

【D/Wベントの場合】

格納容器ベント移行条件到達後、第2弁操作を現場にて実施した場合、1時間20分以内で可能である。また、格納容器ベント基準到達後、第1弁（D/W）操作を現場にて実施した場合、1時間30分以内で可能である。（総要員数：中央制御室運転員1名、現場運転員2名、緊急時対策要員2名、総想定時間：2時間50分以内）

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。

遠隔手動弁操作機構の操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

また、作業エリアには電源内蔵型照明を配備しており、建物内

常用照明消灯時における作業性を確保しているが、ヘッドライト及び懐中電灯を携行する。

室温は通常運転時と同程度である。

(b) 第1 ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)

第1 ベントフィルタスクラバ容器の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車により第1 ベントフィルタスクラバ容器補給水ラインから第1 ベントフィルタスクラバ容器へ水張りを実施する。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(2)a.(b) 第1 ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）」の操作手順と同様である。

(c) 第1 ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水抜き)

格納容器ベントにより原子炉格納容器内から排気されたガスが格納容器フィルタベント系の配管内及び第1 ベントフィルタスクラバ容器内で凝縮し、その凝縮水が第1 ベントフィルタスクラバ容器に溜まることで、第1 ベントフィルタスクラバ容器の水位が上限水位に到達すると判断した場合は、格納容器フィルタベント系機能維持のため第1 ベントフィルタスクラバ容器の排水を実施する。

ドレン移送ポンプ及び電動弁の電源は、代替交流電源設備から受電可能である。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(2)a.(c) 第1 ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）」の操作手順と同様である。

(d) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ

格納容器ベント停止後において、スクラビング水に貯留された放射性物質による水の放射線分解にて発生する水素ガス及び酸素ガスを排出する。また、第1 ベントフィルタスクラバ容器上流側の残留蒸気凝縮により第1 ベントフィルタスクラバ容器上流側配管内が負圧となることにより、スクラビング水が上流側配管に吸い上げられ

ることを防止するため、格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパージを実施する。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(2)a.(d) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ」の操作手順と同様である。

(e) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）によりスクラビング水に含まれる薬液が排水されることでスクラビング水のpH値が規定値よりも低くなることを防止するため薬液を補給する。

ドレン移送ポンプ及び電動弁の電源は、代替交流電源設備から受電可能である。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(2)a.(e) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整」の操作手順と同様である。

b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。

なお、操作手順については、「1.5.2.1(2)b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給」の操作手順と同様である。

c. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、耐圧強化ベントラインにより最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

また、格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及

び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa[gage] (1 Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度 171°C未満及び原子炉格納容器内の水素・酸素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合は、第1弁を全閉し、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、第2弁又は第2弁バイパス弁は、第1弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。

全交流動力電源喪失時は、現場手動にて系統構成を行う。

(a) 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱
(現場操作)

i 手順着手の判断基準

炉心損傷^{*1}前において、全交流動力電源喪失時に、早期の電源復旧が見込めず、原子炉格納容器内の冷却を実施しても、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力 (245kPa[gage]) 以下に維持できない場合で、格納容器フィルタベント系が機能喪失^{*2}した場合。

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

※2：「格納容器フィルタベント系が機能喪失」とは、設備に故障が発生した場合。

ii 操作手順

耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.5-2図に、概要図を第1.5-32図に、タイムチャートを第1.5-33図及び第1.5-34図に示す。

[W/Wベントの場合(D/Wベントの場合,手順⑮以外は同様)]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、耐圧強化ベントラインによるW/W側からの格納容器ベント準備を開始するよう運転員に指示する（W/W側からの格納容器ベントができない場合は、D/W側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する）。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に耐圧強化ベントラインによる除熱準備開始を報告する。
- ③中央制御室運転員Aは、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントに必要な監視計器の電源が確保されていることを確認する。
- ④中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の系統構成として、SGT NGC連絡ライン隔離弁、SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁、NGC常用空調換気入口隔離弁、NGC常用空調換気入口隔離弁後弁の全閉を確認する。
- ⑤現場運転員B及びCは、格納容器ベント前の系統構成として、第3弁を遠隔手動弁操作機構による操作で全閉とする。
- ⑥現場運転員D及びEは、格納容器ベント前の系統構成として、A-SGT出口弁及びB-SGT出口弁の全閉確認並びにSGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁の全開操作を実施する。なお、全交流動力電源喪失前に非常用ガス処理系が運転していた場合は、A-SGT出口弁及びB-SGT出口弁を現場にて手動で全閉操作を実施する。
- ⑦現場運転員B及びCは、格納容器ベント前の系統構成として、SGT耐圧強化ベントライン止め弁操作作用電磁弁排気止め弁の全閉操作及びSGT耐圧強化ベントライン止め弁操作作用バイパスライン空気供給弁の全開操作を実施し、SGT耐圧強化ベントライン止め弁を全開する。また、直流電源が健全で

ある場合は、S G T 耐圧強化ベントライン止め弁操作空気供給弁を現場で手動開し、S G T 耐圧強化ベントライン止め弁を中央制御室の操作にて全開する手段がある。

- ⑧中央制御室運転員 A は、S G T 耐圧強化ベントライン止め弁の全開確認を実施する。
- ⑨現場運転員 B 及び C は、格納容器ベント前の系統構成として、第 2 弁を遠隔手動弁操作機構による操作で全開とする。第 2 弁の開操作ができない場合は、第 2 弁バイパス弁を遠隔手動弁操作機構にて全開とする。
- ⑩中央制御室運転員 A は、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。
- ⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑫当直副長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位に関する情報収集を適宜行い、当直長に報告する。また、当直長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位に関する情報を緊急時対策本部に報告する。
- ⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントの開始を緊急時対策本部に報告する。
- ⑭当直副長は、以下のいずれかの条件に到達したことを確認し、運転員に耐圧強化ベントラインによる格納容器ベント開始を指示する。
 - ・原子炉格納容器内の圧力が384kPa[gage]に到達した場合において、外部水源を用いた原子炉格納容器スプレイが実施できない場合。
 - ・外部水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施中

に、サブプレッション・プール水位指示値が通常水位＋約1.3mに到達した場合。

⑮^a W/Wベントの場合

現場運転員B及びCは、第1弁(W/W)を遠隔手動弁操作機構による操作で全開とし、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベント操作を開始する。

⑮^b D/Wベントの場合

現場運転員B及びCは、第1弁(D/W)を遠隔手動弁操作機構による操作で全開とし、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベント操作を開始する。

⑯中央制御室運転員Aは、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントが開始されたことを、原子炉格納容器内の圧力指示値の低下、並びに非常用ガス処理系モニタ(高レンジ・低レンジ)指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

⑰当直副長は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力427kPa [gage] (1Pd)未満、原子炉格納容器内の温度171℃未満及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満であることを確認することにより、第1弁を全閉するよう運転員に指示する。

⑱中央制御室運転員Aは、第1弁の全閉操作を実施する。

⑱当直副長は、第1弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、第2弁又は第2弁バイパス弁を全閉するよう運転員に指示する。

⑳中央制御室運転員Aは、第2弁又は第2弁バイパス弁の全閉操作を実施する。

iii 操作の成立性

格納容器ベント準備開始を判断してから格納容器ベント準備完了までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

- ・現場からの第3弁、S G T耐圧強化ベントライン止め弁後弁、S G T耐圧強化ベントライン止め弁及び第2弁操作の場合中央制御室運転員1名及び現場運転員4名にて作業を実施した場合、2時間30分以内で可能である。

格納容器ベント基準到達から格納容器ベント開始までの必要な要員及び想定時間は以下のとおり。

- ・現場からの第1弁（W/W）操作の場合

現場運転員2名にて作業を実施した場合、1時間30分以内で可能である。

- ・現場からの第1弁（D/W）操作の場合

現場運転員2名にて作業した場合、1時間30分以内で可能である。

【W/Wベントの場合】

格納容器ベント移行条件到達後、第3弁、S G T耐圧強化ベントライン止め弁後弁、S G T耐圧強化ベントライン止め弁及び第2弁操作を現場にて実施した場合、2時間30分以内で可能である。また、格納容器ベント基準到達後、第1弁（W/W）操作を現場にて実施した場合、1時間30分以内で可能である。（総要員数：中央制御室運転員1名、現場運転員4名、総想定時間：4時間以

内)

【D/Wベントの場合】

格納容器ベント移行条件到達後，第3弁，SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁，SGT耐圧強化ベントライン止め弁及び第2弁操作を現場にて実施した場合，2時間30分以内で可能である。また，格納容器ベント基準到達後，第1弁（D/W）操作を現場にて実施した場合，1時間30分以内で可能である。（総要員数：中央制御室運転員1名，現場運転員4名，総想定時間：4時間以内）

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。

遠隔手動弁操作機構の操作については，操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため，容易に実施可能である。

また，作業エリアには電源内蔵型照明を配備しており，建物内常用照明消灯時における作業性を確保しているが，ヘッドライト及び懐中電灯を携行する。

室温は通常運転時と同程度である。

(b) 耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージ

格納容器ベント停止後において，耐圧強化ベントラインに水素ガスが滞留しないよう，耐圧強化ベントラインの窒素ガスによるパージを実施する。

なお，操作手順については，「1.5.2.1(2)c.(b) 耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージ」の操作手順と同様である。

(4) 重大事故等発生時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.5-41図に示す。

残留熱除去系の機能喪失時において，原子炉補機代替冷却系の設置が完了し，残留熱代替除去系が起動できる場合は，残留熱代替除去系によ

る原子炉格納容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保を実施する際の接続口の選択は、緊急時対策要員による操作対象弁が少ないものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。

優先①：原子炉建物南側接続口を使用した補機冷却水確保
(操作対象弁 2 弁)

優先②：原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保
(操作対象弁 4 弁)

残留熱代替除去系による原子炉格納容器の除熱ができない場合は、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の除熱を実施する。格納容器フィルタベント系が機能喪失した場合は耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の除熱を実施する。

格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントは、弁の駆動電源及び空気源がない場合、現場での手動操作を行う。

なお、格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベントラインを用いて、格納容器ベントを実施する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるW/Wを経由する経路を第一優先とする。W/Wベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D/Wを経由して第1ベントフィルタスクラバ容器を通る経路を第二優先とする。

1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

a. 原子炉補機代替冷却系による除熱

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の機能が喪失した場合、残留熱除去系を使用した発電用原子炉からの除熱、原子炉格納容器内の除熱及び燃料プールの除熱ができなくなるため、原子炉補機代替冷却系を用いた除熱のため、原子炉補機冷却系の系統構成を行い、

原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を供給する。

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により残留熱除去系の電源が確保されている場合に、冷却水通水確認後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）を起動し、最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障又は全交流動力電源の喪失により原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）を使用できない場合。ただし、原子炉注水手段がない場合は、原子炉注水準備を優先する*。

※：常設設備による注水手段がない場合、又は低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を実施している場合は大量送水車による注水又は補給準備を実施。

(b) 操作手順

原子炉補機代替冷却系による除熱手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.5-6 図に、概要図を第 1.5-35 図に、タイムチャートを第 1.5-36 図に示す。

i 原子炉建物西側接続口又は原子炉建物南側接続口を使用した補機冷却水確保の場合

(i) 運転員操作

（本手順はB系使用の場合であり、A系使用時についても同様である。）

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉補機代替冷却系による除熱の準備開始を指示する。

②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に原子炉補機代替冷却系による除熱の準備のため、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の配備及びホースの

接続を依頼する。

③^a S A電源切替盤を使用する場合

現場運転員 B 及び C は， S A 電源切替盤にて，原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要な B-RHR 熱交冷却水出口弁の電源切替え操作を実施する。

③^b 非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合

中央制御室運転員 A は，不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。

現場運転員 B 及び C は， C / C の不要な負荷の切り離しを行う。

不要な負荷の切り離し後，中央制御室運転員 A は，非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い，原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要な B-RHR 熱交冷却水出口弁の電源切替えを実施する。

④ 中央制御室運転員 A は，原子炉補機代替冷却系による除熱に必要な電動弁の電源が確保されたこと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。

⑤ 現場運転員 B 及び C は，原子炉補機代替冷却系による除熱の非管理区域側系統構成を実施し，当直副長に報告する。
(第 1.5-35 図参照)

⑥ 現場運転員 D 及び E は，原子炉補機代替冷却系による除熱の管理区域側系統構成を実施し，当直副長に報告する。(第 1.5-35 図参照)

⑦ 緊急時対策要員は，原子炉補機代替冷却系による除熱のための移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の配備及びホースの接続完了について緊急時対策本部に報告する。
また，緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑧ 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，原子炉補機代替

冷却系による補機冷却水供給開始を緊急時対策本部に依頼する。

⑨緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備内の淡水ポンプを起動し、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑩当直副長は、運転員に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始を指示する。

⑪中央制御室運転員 A は、B-RHR 熱交冷却水出口弁を流量調整のため開度を調整し、当直副長に報告する。(第 1.5-35 図参照)

(ii) 緊急時対策要員操作

①緊急時対策要員は、緊急時対策本部から第 1 保管エリア又は第 4 保管エリアへ移動する。

②緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車等の健全性確認を行う。

③緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車等を第 1 保管エリア又は第 4 保管エリアから取水槽及び原子炉建物近傍屋外に移動させる。

④緊急時対策要員は、可搬型のホースの敷設及び接続を行う。

⑤緊急時対策要員は、電源ケーブルの敷設及び接続を行う。

⑥緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張りに向け系統構成のための弁の開閉操作を行う。

⑦緊急時対策要員は、中央制御室運転員 A と連絡を密にし、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張りのため A H E F B-供給配管止め弁の開操作を行う。

⑧緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備の淡水側の水張り範囲内におけるベント弁の開操作及び A H E F B-戻

り配管止め弁の開操作を行い、配管内の空気抜きを実施する。

- ⑨緊急時対策要員は、淡水側の水張り範囲内において漏えいのないことを確認する。
- ⑩緊急時対策要員は、ガスタービン発電機の起動により移動式代替熱交換設備への受電を確認する。
- ⑪緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備の海水側の水張りに向け系統構成のための弁の開閉操作を行う。
- ⑫緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備の海水側の水張りのため大型送水ポンプ車を起動させる。
- ⑬緊急時対策要員は、海水側の水張り範囲内におけるベント弁の開操作を行い、配管内の空気抜きを実施する。
- ⑭緊急時対策要員は、海水側の水張り範囲内において漏えいのないことを確認する。
- ⑮緊急時対策要員は、緊急時対策本部及び当直長に移動式代替熱交換設備による除熱の準備が完了したことを報告する。
- ⑯緊急時対策要員は、中央制御室運転員Aと連絡を密にし、移動式代替熱交換設備内の淡水ポンプを起動し、補機冷却水の供給を行う。
- ⑰緊急時対策要員は、熱交換器ユニット流量調整弁の開操作を行い、淡水ポンプ出口圧力指示計が規定圧力となるよう開度を調整する。
- ⑱緊急時対策要員は、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の運転状態を継続して監視する。

ii 原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

(i) 運転員操作

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子

炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の準備開始を指示する。

②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の準備のため、大型送水ポンプ車の配備及びホースの接続を依頼する。

③^a S A電源切替盤を使用する場合

現場運転員 B 及び C は、S A 電源切替盤にて、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要な B-RHR 熱交冷却水出口弁の電源切替え操作を実施する。

③^b 非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合

中央制御室運転員 A は、不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。

現場運転員 B 及び C は、C/C の不要な負荷の切り離しを行う。

不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員 A は、非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要な B-RHR 熱交冷却水出口弁の電源切替えを実施する。

④中央制御室運転員 A は、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保に必要な電動弁の電源が確保されたこと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。

⑤現場運転員 B 及び C は、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の非管理区域側系統構成を実施し、当直副長に報告する。(第 1.5-35 図参照)

⑥現場運転員 D 及び E は、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保の管理区域側系統構成を実施し、当直副長に報告する。(第 1.5-35 図参照)

- ⑦緊急時対策要員は、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保のための大型送水ポンプ車の配備及びホースの接続完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始を緊急時対策本部に依頼する。
- ⑨緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車を起動し、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑩当直副長は、運転員に原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給開始を指示する。
- ⑪中央制御室運転員 A は、B-RHR 熱交冷却水出口弁を流量調整のため開度を調整し、当直副長に報告する。(第 1.5-35 図参照)

(ii) 緊急時対策要員操作

- ①緊急時対策要員は、緊急時対策本部から第 1 保管エリア又は第 4 保管エリアへ移動する。
- ②緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車等の健全性確認を行う。
- ③緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車を第 1 保管エリア又は第 4 保管エリアから取水槽近傍屋外に移動させる。
- ④緊急時対策要員は、ホースの敷設及び接続を行う。
- ⑤緊急時対策要員は、緊急時対策本部及び当直長に大型送水ポンプ車による補機冷却水確保の準備が完了したことを報告する。
- ⑥緊急時対策要員は、中央制御室運転員 A と連絡を密にし、

R C W B - A H E F 西側供給配管止め弁, R C W B - A H E F 西側戻り配管止め弁, A H E F B - 西側供給配管止め弁及びA H E F B - 西側戻り配管止め弁の全開並びに大型送水ポンプ車を起動し, 補機冷却水の供給を行う。

⑦緊急時対策要員は, 大型送水ポンプ車の吐出圧力にて必要流量が確保されていることを確認する。

⑧緊急時対策要員は, ホース等の海水通水範囲について漏えいの無いことを確認する。

⑨緊急時対策要員は, 大型送水ポンプ車の運転状態を継続して監視する。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち, 作業開始を判断してから残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

【原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (S A電源切替盤を使用した場合)】

- ・中央制御室運転員 1 名, 現場運転員 4 名及び緊急時対策要員 15 名にて作業を実施した場合, 作業開始を判断してから運転員操作の系統構成完了まで 1 時間 40 分以内, 緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで 7 時間 20 分以内で可能である。

【原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合)】

- ・中央制御室運転員 1 名, 現場運転員 4 名及び緊急時対策要員 15 名にて作業を実施した場合, 作業開始を判断してから運転員操作の系統構成完了まで 1 時間 50 分以内, 緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで 7 時間 20 分以内で可能である。

【原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (故意に

よる大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合（S A電源切替盤を使用した場合）】

- ・中央制御室運転員 1 名，現場運転員 4 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合，運転員操作の系統構成完了まで 1 時間 40 分以内，緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで 7 時間以内で可能である。

【原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合（非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合））】

- ・中央制御室運転員 1 名，現場運転員 4 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合，運転員操作の系統構成完了まで 1 時間 50 分以内，緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで 7 時間以内で可能である。

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。

大型送水ポンプ車からのホース接続は，速やかに作業ができるように大型送水ポンプ車の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

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

室温は通常運転時と同程度である。

b. 大型送水ポンプ車による除熱

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の機能が喪失した場合，残留熱除去系を使用した除熱戦略ができなくなるため，原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を確保するが，移動式代替熱交換設備が機能喪失した場合は，原子炉補機冷却系の系統構成を行い，大型送水ポンプ車により，原子炉補機冷却系に海水を注入することで補機冷却水を供給する。

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により残

留熱除去系の電源が確保されている場合に、冷却水通水確認後、目的に応じた運転モードで残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）を起動し、最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）機能喪失又は全交流動力電源喪失により原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）が機能喪失した場合で、移動式代替熱交換設備が故障等により使用できない場合。

(b) 操作手順

原子炉補機代替冷却系として使用する大型送水ポンプ車による除熱手順の概要は以下のとおり（原子炉建物南側接続口を使用した原子炉補機代替冷却系 B 系への冷却水送水手順を示す。原子炉建物西側接続口を使用した原子炉補機代替冷却系 A 系への冷却水送水手順も同様）。手順の対応フローを第 1.5-6 図に、概要図を第 1.5-37 図に、タイムチャートを第 1.5-38 図に示す。

i 運転員操作

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に大型送水ポンプ車による除熱の準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に大型送水ポンプ車による除熱の準備として、大型送水ポンプ車の配備、ホースの接続を依頼する。
- ③中央制御室運転員 A は、大型送水ポンプ車による除熱に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④現場運転員 B 及び C は、大型送水ポンプ車による除熱の非管理区域側系統構成を実施し、当直副長に報告する。（第 1.5-

37 図参照)

- ⑤現場運転員D及びEは、大型送水ポンプ車による除熱の管理区域側系統構成を実施し、当直副長に報告する。(第 1.5-37 図参照)
- ⑥緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車による除熱のための海水ポンプの配備及びホースの接続完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、大型送水ポンプ車による除熱開始を緊急時対策本部に依頼する。
- ⑧緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車による除熱開始について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑨当直副長は、運転員に大型送水ポンプ車による除熱開始を指示する。
- ⑩中央制御室運転員Aは、B-RHR熱交冷却水出口弁を流量調整のため開度を調整し、当直副長に報告する。(第 1.5-37 図参照)

ii 緊急時対策要員操作

- ①緊急時対策要員は、緊急時対策本部から第1保管エリア又は第4保管エリアへ移動する。
- ②緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車等の健全性確認を行う。
- ③緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車を第1保管エリア又は第4保管エリアから取水槽近傍屋外に移動させる。
- ④緊急時対策要員は、ホースの敷設及び接続を行う。
- ⑤緊急時対策要員は、緊急時対策本部及び当直長に大型送水ポンプ車による除熱の準備が完了したことを報告する。
- ⑥緊急時対策要員は、中央制御室運転員Aと連絡を密にし、A H E F B - 供給配管止め弁及びA H E F B - 戻り配管止

め弁の全開並びに大型送水ポンプ車を起動し、補機冷却水の供給を行う。

⑦緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車の吐出圧力にて必要流量が確保されていることを確認する。

⑧緊急時対策要員は、ホース等の海水通水範囲について漏えいの無いことを確認する。

⑨緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車の運転状態を継続して監視する。

(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 4 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから運転員による系統構成完了まで 1 時間 20 分以内、緊急時対策要員による大型送水ポンプ車を使用した補機冷却水供給開始まで 7 時間以内で可能である。

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。

大型送水ポンプ車からのホース接続は、速やかに作業ができるように大型送水ポンプ車の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

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

室温は通常運転時と同程度である。

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手順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 1.5-41 図に示す。

原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)が機能喪失した場合は、原子炉補機代替冷却系により海へ熱を輸送する手段を確保し、残留熱除去系を使用して原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の除熱を行う。

原子炉補機代替冷却系が故障等により熱を輸送できない場合は、大型

送水ポンプ車により原子炉補機冷却系へ直接海水を送水し、残留熱除去系を使用して原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の除熱を行う。

1.5.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による除熱

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）が健全な場合は、自動起動信号による作動，又は中央制御室からの手動操作により原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）を起動し，原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による除熱を行う。

a. 手順着手の判断基準

残留熱除去系を使用した原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の除熱が必要な場合。

b. 操作手順

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）B系による除熱手順の概要は以下のとおり（原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）A系による除熱手順も同様。）。概要図を第 1.5-39 図に，タイムチャートを第 1.5-40 図に示す。

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による除熱開始を指示する。

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 1）又はドライウェル圧力高）により待機中の原子炉補機海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの起動及び残留熱除去系熱交換器冷却水出口弁が開したことを確認する。

③中央制御室運転員 A は，原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による除熱が開始されたことを残留熱除去系熱交換器冷却水流量指示値の上昇により確認し当直副長に報告する。

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、原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)による除熱開始まで 3 分以内で可能である。

1.5.2.4 その他の手順項目にて考慮する手順

残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)及び残留熱除去系(格納容器冷却モード)手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

格納容器フィルタベント系及び残留熱代替除去系を用いた原子炉格納容器除熱手順は、「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」にて整備する。

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度抑制手順については、「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」にて整備する。

輪谷貯水槽(西 1)及び輪谷貯水槽(西 2)への水の補給手順、水源から接続口までの大量送水車による送水手順及び外部水源(低圧原子炉代替注水槽又は輪谷貯水槽(西 1)及び輪谷貯水槽(西 2))から内部水源(サプレッション・チェンバ)への水源切替え手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車による残留熱除去ポンプ、電動弁、中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機、可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車、非常用交流電源設備、可搬式窒素供給装置、大量送水車及び大型送水ポンプ車への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

操作の判断及び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1.5-1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（1／6）

（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事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	—	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） ^{※3}		重大事故等対処設備（設計基準拡張） 事故時操作要領書（徴候ベース） 「減圧冷却」等
		残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却モード） による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却モード） ^{※2} 残留熱除去系（格納容器冷却モード） ^{※2}		重大事故等対処設備（設計基準拡張） 事故時操作要領書（徴候ベース） 「S/C温度制御」

※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「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2 / 6）

（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 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備		手順書
重大事故等 対処設備 （設計基準拡張）	—	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による除熱	原子炉補機海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）配管・弁・海水ストレーナ 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却系熱交換器 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）	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「S / C 温度制御」
			取水口 取水管 取水槽	重大事故等 対処設備	

※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「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3／6）

（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	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サプレッション・プール水冷却モード及び格納容器冷却モード）	原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱代替除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却系 サプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド ホース・接続口 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ^{※1} 代替所内電気設備 ^{※1}	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「PCV圧力制御」等 AM設備別操作要領書 「RHARによる格納容器除熱」

※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「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4／6）

（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	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サブプレッション・プール水冷却モード及び格納容器冷却モード）	原子炉格納容器内の減圧及び除熱	格納容器フィルタベント系	重大事故等対処設備 事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」 「FCVS停止後のN2パージ」 原子力災害対策手順書 「格納容器フィルタベント系系統構成」 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」
			スクラバ容器補給設備	自主対策設備 事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FCVSスクラバ容器水位調整」 原子力災害対策手順書 「第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給」
		原子炉格納容器への窒素ガス供給	可搬式窒素供給装置	自主対策設備 事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」
		原子炉格納容器内の減圧及び除熱	遠隔手動弁操作機構 SGT耐圧強化ベントライン止め弁用空気ポンプ SGT耐圧強化ベントライン止め弁操作設備配管・弁 原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ，真空破壊装置を含む。） 窒素ガス制御系 配管・弁 非常用ガス処理系 配管・弁 排気筒 常設代替交流電源設備 ^{*1} 可搬型代替交流電源設備 ^{*1} 代替所内電気設備 ^{*1} 可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	自主対策設備 事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベントによる格納容器ベント」 「耐圧強化ベント停止後のN2パージ」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」

※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「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（5／6）

（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	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サブプレッション・プール水冷却モード及び格納容器冷却モード） 全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作機構	<p>事故時操作要領書 （徴候ベース） 「PCV圧力制御」</p> <p>AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」 「FCVS停止後のN2パージ」</p> <p>原子力災害対策手順書 「格納容器フィルタベント系系統構成」 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」</p>
		原子炉格納容器への窒素ガス供給 可搬式窒素供給装置による	可搬式窒素供給装置	<p>事故時操作要領書 （徴候ベース） 「PCV圧力制御」</p> <p>原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」</p>
		原子炉格納容器内の減圧及び除熱 耐圧強化ベントラインによる	<p>遠隔手動弁操作機構</p> <p>SGT耐圧強化ベントライン止め弁用空気ポンプ</p> <p>SGT耐圧強化ベントライン止め弁操作設備配管・弁</p> <p>原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ，真空破壊装置を含む。）</p> <p>窒素ガス制御系 配管・弁</p> <p>非常用ガス処理系 配管・弁</p> <p>排気筒</p> <p>常設代替交流電源設備^{※1}</p> <p>可搬型代替交流電源設備^{※1}</p> <p>代替所内電気設備^{※1}</p> <p>可搬式窒素供給装置</p> <p>ホース・接続口</p>	<p>事故時操作要領書 （徴候ベース） 「PCV圧力制御」</p> <p>AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベントによる格納容器ベント」 「耐圧強化ベント停止後のN2パージ」</p> <p>原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」</p>

※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「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（6／6）

（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	対処設備	手順書
サポート系故障時	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） 全交流動力電源	原子炉補機代替冷却系による除熱	移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車 ホース・接続口 原子炉補機冷却系 配管・弁・サージタンク 原子炉補機代替冷却系 配管・弁 残留熱除去系熱交換器 取水口 取水管 取水槽 常設代替交流電源設備 ^{*1} 代替所内電気設備 ^{*1} 燃料補給設備 ^{*1}	重大事故等対処設備 AM設備別操作要領書 「移動式代替熱交換設備による冷却水確保」 原子力災害対策手順書 「移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保(UHS編)」 「大型送水ポンプ車を使用した海水供給（ハイドロサブ編）」 「移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保（電源編）」
			残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） ^{*3} 残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード） ^{*2} 残留熱除去系（格納容器冷却モード） ^{*2}	
		大型送水ポンプ車による除熱	大型送水ポンプ車 ホース・接続口 原子炉補機代替冷却系 配管・弁 原子炉補機代替冷却系 配管・弁 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） ^{*2} 残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード） ^{*2} 残留熱除去系（格納容器冷却モード） ^{*2} 取水口 取水管 取水槽 常設代替交流電源設備 ^{*1} 代替所内電気設備 ^{*1} 燃料補給設備 ^{*1}	自主対策設備 事故時操作要領書 （微候ベース） 「S/C温度制御」等 AM設備別操作要領書 「大型送水ポンプ車による冷却水確保」 原子力災害対策手順書 「大型送水ポンプ車を使用した海水供給（ハイドロサブ編）」

※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「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第1.5-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1 / 11)

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)	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (海) への代替熱輸送 a. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」等 AM設備別操作要領書 「RHARによる格納容器除熱」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA)
		最終ヒートシンクの確保	B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱代替除去系原子炉注水流量
		最終ヒートシンクの確保	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器出口温度
		補機監視機能	残留熱代替除去ポンプ出口圧力 残留熱代替除去ポンプ出口流量
水源の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)		

監視計器一覧（2 / 11）

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）	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合） a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (a) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」 原子力災害対策手順書 「格納容器フィルタベント系系統構成」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） B－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） A－格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ） B－格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（SA）
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力（SA） サブプレッション・チェンバ圧力（SA）
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位（SA）
		電源	C－メタクラ母線電圧 D－メタクラ母線電圧 C－ロードセンタ母線電圧 D－ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	A－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） B－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） A－格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ） B－格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）
		原子炉格納容器内の水素濃度	A－格納容器水素濃度 B－格納容器水素濃度 格納容器水素濃度（SA）
		原子炉格納容器内の酸素濃度	A－格納容器酸素濃度 B－格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度（SA）
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位（SA）
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力（SA） サブプレッション・チェンバ圧力（SA）
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ温度（SA） サプレッション・プール水温度（SA） ドライウエル温度（SA）
		最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 スクラバ容器温度 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

監視計器一覧（3 / 11）

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）
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合） a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）		
事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FCVSスクラバ容器水位調整」	判断基準	補機監視機能 スクラバ容器水位
原子力災害対策手順 「第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給」	操作	補機監視機能 スクラバ容器水位
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合） a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (c) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）		
事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FCVSスクラバ容器水位調整」	判断基準	補機監視機能 スクラバ容器水位
	操作	補機監視機能 スクラバ容器水位
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合） a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (d) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズ		
事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FCVS停止後のN2パーズ」 原子力災害対策手順 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 原子炉圧力容器内の温度 原子炉格納容器内の圧力 A-格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） B-格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） A-格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ） B-格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ） 原子炉圧力容器温度（SA） ドライウエル圧力（SA） サプレッション・チェンバ圧力（SA）
	操作	補機監視機能 第1ベントフィルタ出口水素濃度 スクラバ容器圧力
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合） a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (e) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整		
事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FCVSスクラバ容器pH調整」	判断基準	—
原子力災害対策手順 「第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給」	操作	補機監視機能 スクラバ水pH スクラバ容器水位

監視計器一覧（４／１１）

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合） b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器 の窒素ガス置換」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） B－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） A－格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ） B－格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（SA）
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力（SA） サプレッション・チェンバ圧力（SA）
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力（SA） サプレッション・チェンバ圧力（SA）
		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（SA）
		原子炉格納容器内の水素濃度	A－格納容器水素濃度 B－格納容器水素濃度 格納容器水素濃度（SA）
		原子炉格納容器内の酸素濃度	A－格納容器酸素濃度 B－格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度（SA）

監視計器一覧（5 / 11）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合） c. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (a) 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベントによる格納容器ベント」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） B－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） A－格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ） B－格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（SA）
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力（SA） サプレッション・チェンバ圧力（SA）
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位（SA）
		電源	C－メタクラ母線電圧 D－メタクラ母線電圧 C－ロードセンタ母線電圧 D－ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	A－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） B－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） A－格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ） B－格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）
		原子炉格納容器内の水素濃度	A－格納容器水素濃度 B－格納容器水素濃度 格納容器水素濃度（SA）
		原子炉格納容器内の酸素濃度	A－格納容器酸素濃度 B－格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度（SA）
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位（SA）
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力（SA） サプレッション・チェンバ圧力（SA）
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ温度（SA） サプレッション・プール水温度（SA） ドライウエル温度（SA）
		最終ヒートシンクの確保	非常用ガス処理系排ガス・モニタ
	1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合） c. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (b) 耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスバージ		
	事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベント後のN2バージ」 原子力災害対策手順 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率
原子炉圧力容器内の温度			原子炉圧力容器温度（SA）
原子炉格納容器内の圧力			ドライウエル圧力（SA） サプレッション・チェンバ圧力（SA）

監視計器一覧（6 / 11）

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）	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合） a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (a) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」 原子力災害対策手順書 「格納容器フィルタベント系系統構成」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） B-格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） A-格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ） B-格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（SA）
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力（SA） サプレッション・チェンバ圧力（SA）
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位（SA）
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） B-格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） A-格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ） B-格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）
		原子炉格納容器内の水素濃度	A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度（SA）
		原子炉格納容器内の酸素濃度	A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度（SA）
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位（SA）
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力（SA） サプレッション・チェンバ圧力（SA）
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ温度（SA） サプレッション・プール水温度（SA） ドライウエル温度（SA）
		最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 スクラバ容器温度 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

監視計器一覧（7 / 11）

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）	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合） a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」	判断基準	補機監視機能	スクラバ容器水位
AM設備別操作要領書 「FCVSスクラバ容器水位調整」			
原子力災害対策手順 「第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給」	操作	補機監視機能	スクラバ容器水位
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合） a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (c) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」	判断基準	補機監視機能	スクラバ容器水位
AM設備別操作要領書 「FCVSスクラバ容器水位調整」	操作	補機監視機能	スクラバ容器水位
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合） a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (d) 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズ			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FCVS停止後のN2パーズ」 原子力災害対策手順 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） B-格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） A-格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ） B-格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（SA）
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力（SA） サブプレッション・チェンバ圧力（SA）
	操作	補機監視機能	第1ベントフィルタ出口水素濃度 スクラバ容器圧力
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合） a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (e) 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」	判断基準	—	—
AM設備別操作要領書 「FCVSスクラバ容器pH調整」 原子力災害対策手順 「第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給」	操作	補機監視機能	スクラバ水pH スクラバ容器水位

監視計器一覧（8 / 11）

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）	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合） b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） B－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） A－格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ） B－格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（SA）
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力（SA） サプレッション・チェンバ圧力（SA）
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力（SA） サプレッション・チェンバ圧力（SA）
		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（SA）
		原子炉格納容器内の水素濃度	A－格納容器水素濃度 B－格納容器水素濃度 格納容器水素濃度（SA）
		原子炉格納容器内の酸素濃度	A－格納容器酸素濃度 B－格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度（SA）

監視計器一覧（9 / 11）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合） c. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (a) 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベントによる格納容器ベント」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） B-格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） A-格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ） B-格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（SA）
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力（SA） サプレッション・チェンバ圧力（SA）
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位（SA）
	電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧	
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） B-格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） A-格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ） B-格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）
		原子炉格納容器内の水素濃度	A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度（SA）
		原子炉格納容器内の酸素濃度	A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度（SA）
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位（SA）
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力（SA） サプレッション・チェンバ圧力（SA）
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ温度（SA） サプレッション・プール水温度（SA） ドライウエル温度（SA）
		最終ヒートシンクの確保	非常用ガス処理系排ガス・モニタ
	1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (3) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合） c. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (b) 耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスバージ		
	事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベント停止後のN2バージ」 原子力災害対策手順 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率
原子炉圧力容器内の温度			原子炉圧力容器温度（SA）
原子炉格納容器内の圧力			ドライウエル圧力（SA） サプレッション・チェンバ圧力（SA）

監視計器一覧（10／11）

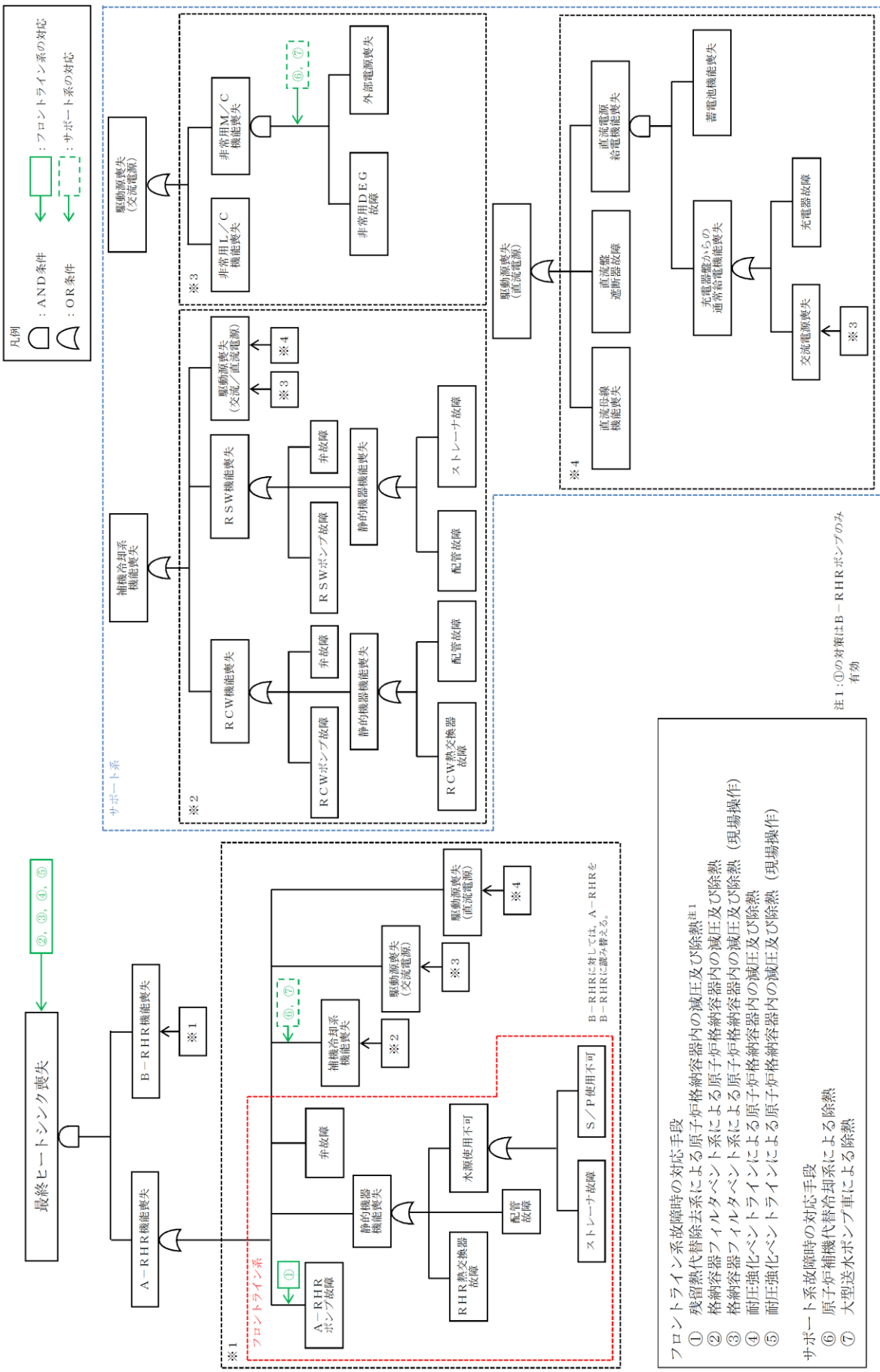
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ（計器）	
1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送 a. 原子炉補機代替冷却系による除熱			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「S/C温度制御」等 AM設備別操作要領書 「移動式代替熱交換設備による冷却水確保」 原子力災害対策手順書 「移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保（UHS編）」 「大型送水ポンプ車を使用した海水供給（ハイドロサブ編）」 「移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保（電源編）」	判断基準	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ温度（SA） サブプレッション・プール水温度（SA） ドライウエル温度（SA）
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力（SA） サブプレッション・チェンバ圧力（SA）
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	A-RCWサージタンク水位 B-RCWサージタンク水位
	操作	最終ヒートシンクの確保	A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量
		補機監視機能	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ出口圧力 大型送水ポンプ車出口圧力
1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送 b. 大型送水ポンプ車による除熱			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「S/C温度制御」等 AM設備別操作要領書 「大型送水ポンプ車による冷却水確保」 原子力災害対策手順書 「大型送水ポンプ車を使用した海水供給（ハイドロサブ編）」	判断基準	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ温度（SA） サブプレッション・プール水温度（SA） ドライウエル温度（SA）
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力（SA） サブプレッション・チェンバ圧力（SA）
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		最終ヒートシンクの確保	A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量
	操作	補機監視機能	大型送水ポンプ車出口圧力

監視計器一覧（11 / 11）

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）	
1.5.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順 (1) 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による除熱			
事故時操作要領書（微候ベース） 「S/C温度制御」	判断基準	原子炉格納容器内の温度	サプレッション・チェンバ温度（SA） サプレッション・プール水温度（SA） ドライウエル温度（SA）
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力（SA） サプレッション・チェンバ圧力（SA）
		水源の確保	A-R CWサージタンク水位 B-R CWサージタンク水位
	操作	原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度（SA）
		最終ヒートシンクの確保	A-残留熱除去系熱交換器入口温度 B-残留熱除去系熱交換器入口温度 A-残留熱除去系熱交換器出口温度 B-残留熱除去系熱交換器出口温度 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 I-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-R CW熱交換器出口温度 II-R CW熱交換器出口温度

第1.5-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.5】 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p>	<p>格納容器フィルタベント系</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 SA-C/C</p>
	<p>窒素ガス制御系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系 SA-C/C</p>
	<p>非常用ガス処理系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系 SA-C/C</p>
	<p>移動式代替熱交換設備</p>	<p>常設代替交流電源設備 緊急用メタクラ</p>
	<p>原子炉補機冷却系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系 SA-C/C</p>
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計装C/C C系 計装C/C D系</p>



第1.5-1 図 機能喪失原因対策分析

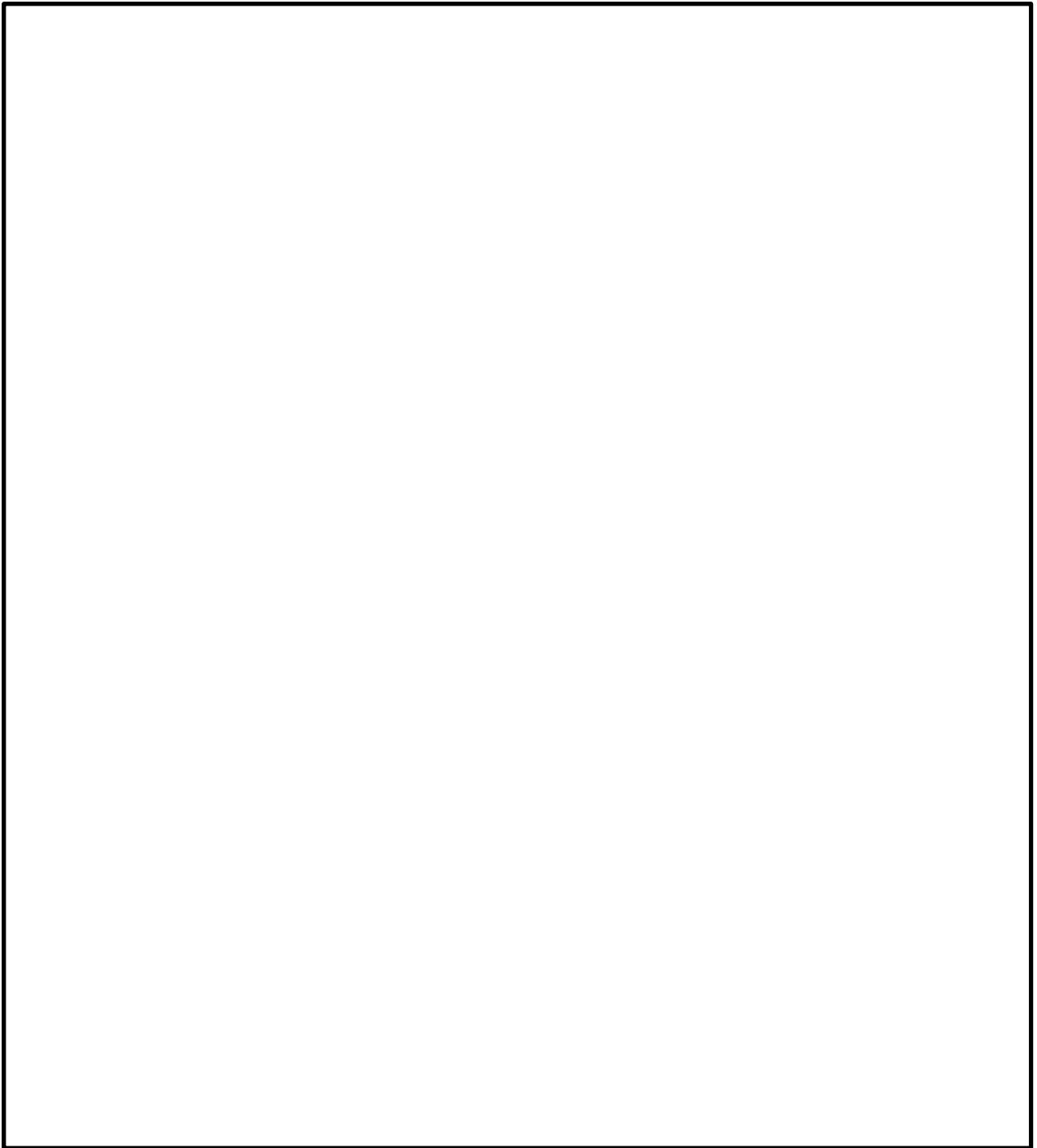
凡例: フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり

フロントライン系, サポート系の整理, 故障の想定・対応手段

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6		
最終ヒートシンク 喪失	A-RHR 機能喪失	RHRポンプ 故障						
		弁故障						
		静的機器 機能喪失 ※1	RHR熱交換器故障					
			配管故障					
			水源使用不可	S/P使用不可 ストレーナ故障				
		補機冷却系 機能喪失 ※2	RCW機能喪失	RCWポンプ故障				
				弁故障				
			静的機器 機能喪失	RCW熱交換器 故障				
				配管故障				
			RSW機能喪失	RSWポンプ故障				
				弁故障				
		駆動源喪失 (交流/直流電源) ※3	非常用L/C 機能喪失	非常用M/C 機能喪失	非常用DEG 故障			
	外部電源喪失							
	駆動源喪失 (直流電源) ※4	直流母線 機能喪失	直流母線遮断器故障					
			蓄電池機能喪失					
		直流母線への 直流電源 給電機能喪失	充電器盤からの 通常給電機能喪失	充電器故障				
			交流電源喪失	※3同様				
	B-RHR 機能喪失	RHRポンプ 故障						
		弁故障						
		静的機器 機能喪失	※1同様					
		補機冷却系 機能喪失	※2同様					
		駆動源喪失 (交流電源)	※3同様					
		駆動源喪失 (直流電源)	※4同様					

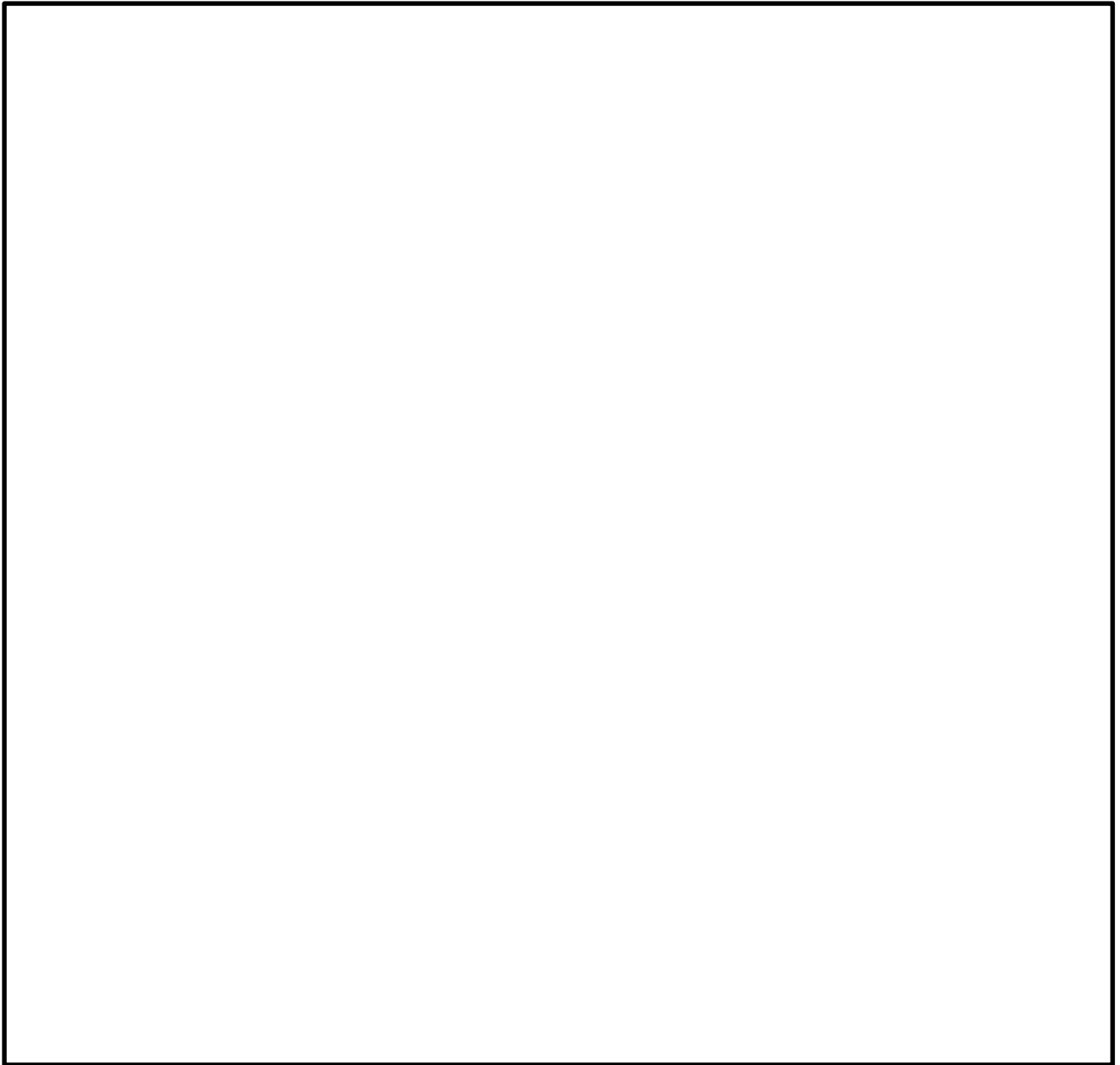
※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

第1.5-1図 機能喪失原因対策分析（補足）



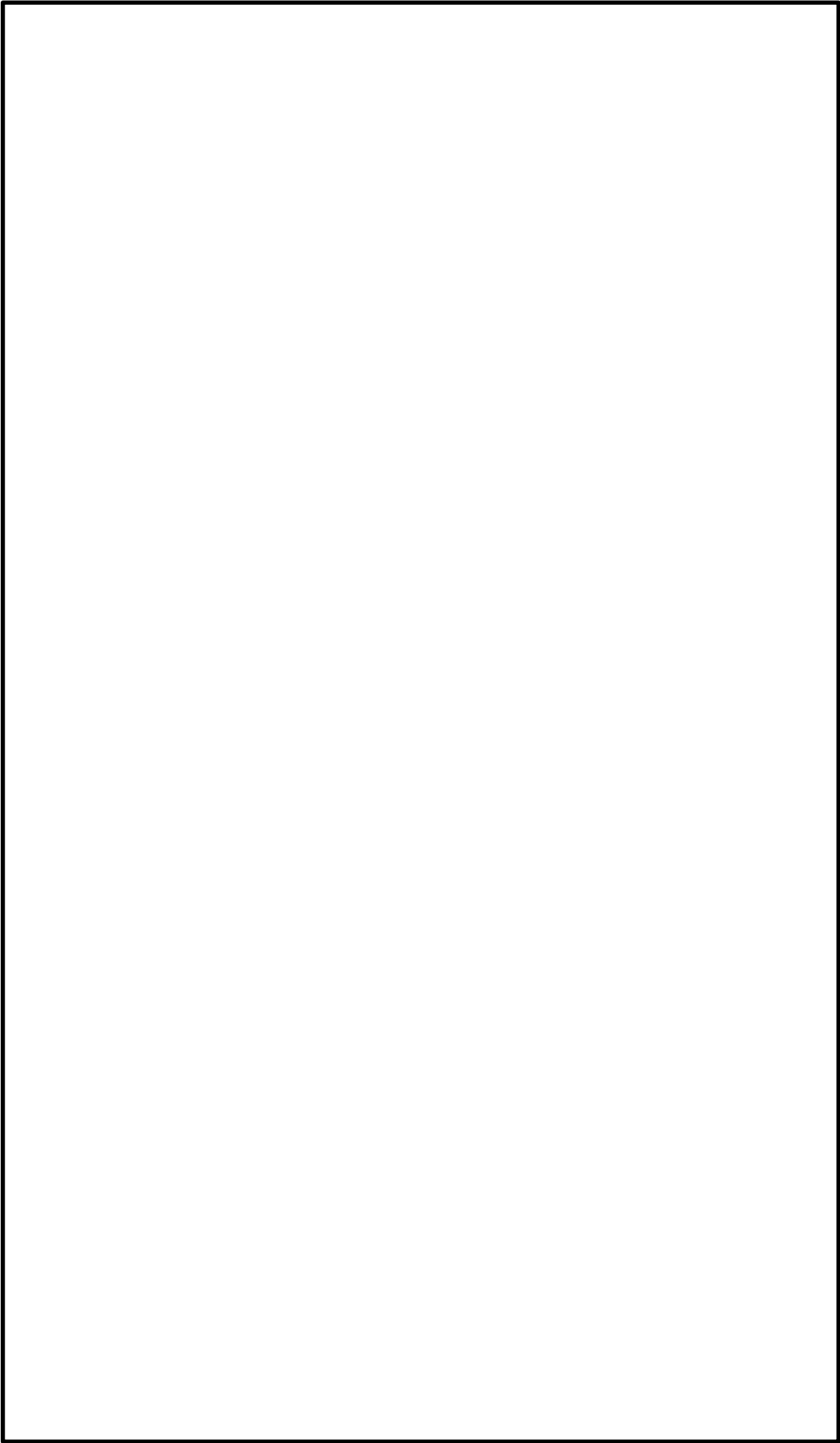
第1.5-2図 EOP 格納容器制御「PCV圧力制御」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第1.5-3図 EOP 格納容器制御「D/W温度制御」における対応フロー

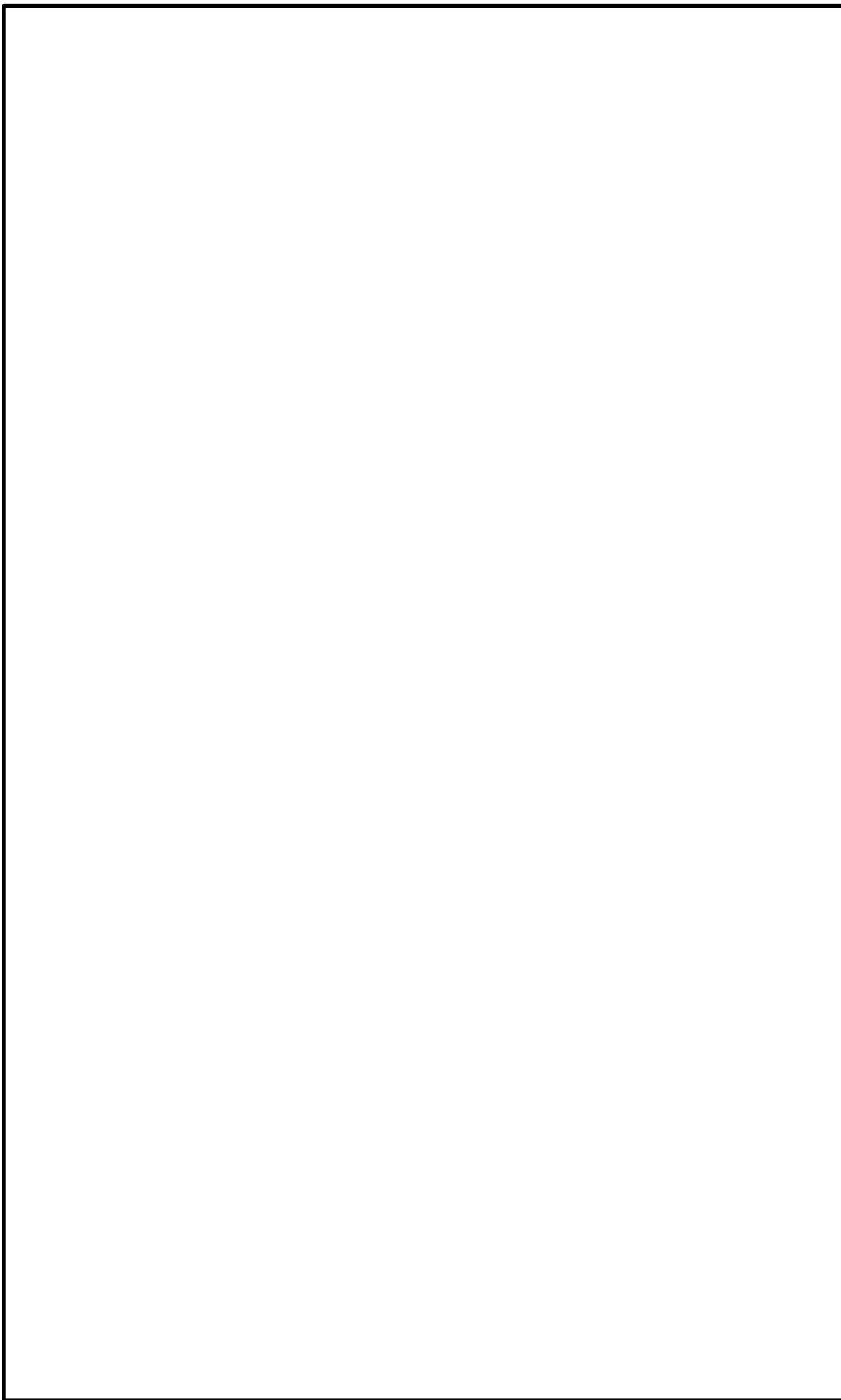
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



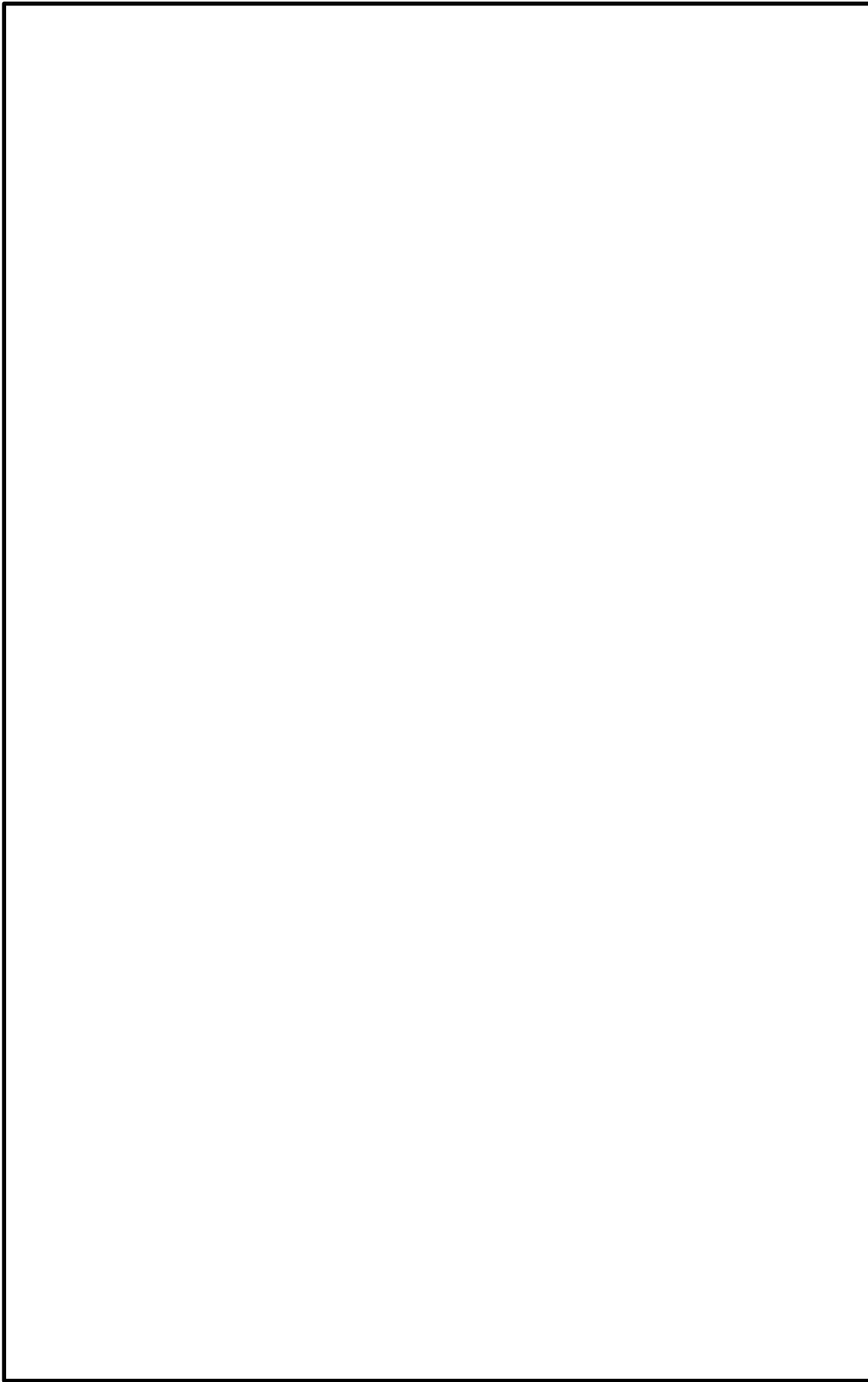
第1.5-4図 EOP 格納容器制御「S/C水位制御」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第1.5-5図 EOP 格納容器制御「PCV水素濃度制御」における対応フロー

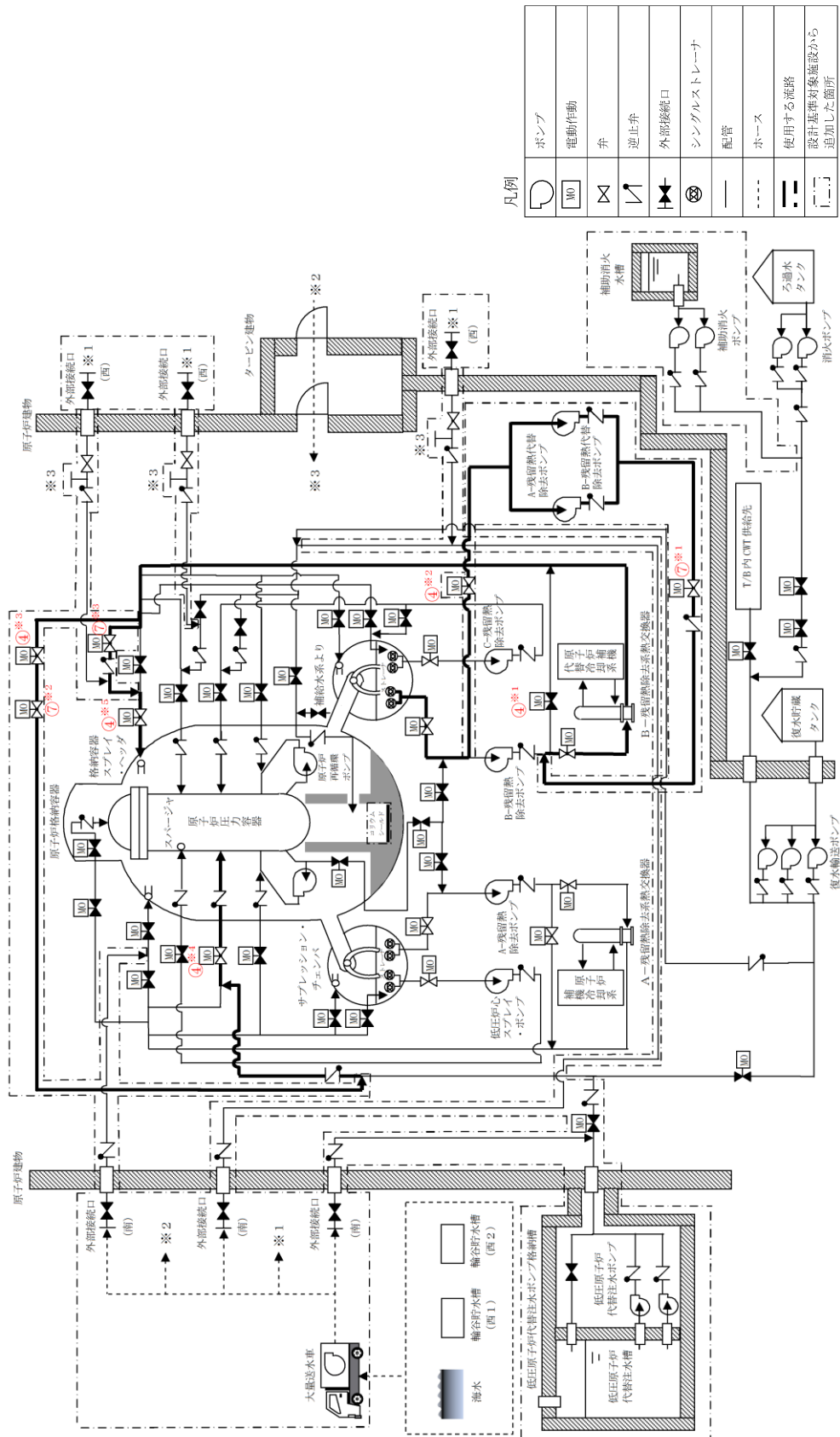


本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第1.5-6図 EOP 格納容器制御「S/C温度制御」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

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

第1.5-7図 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(1/2)

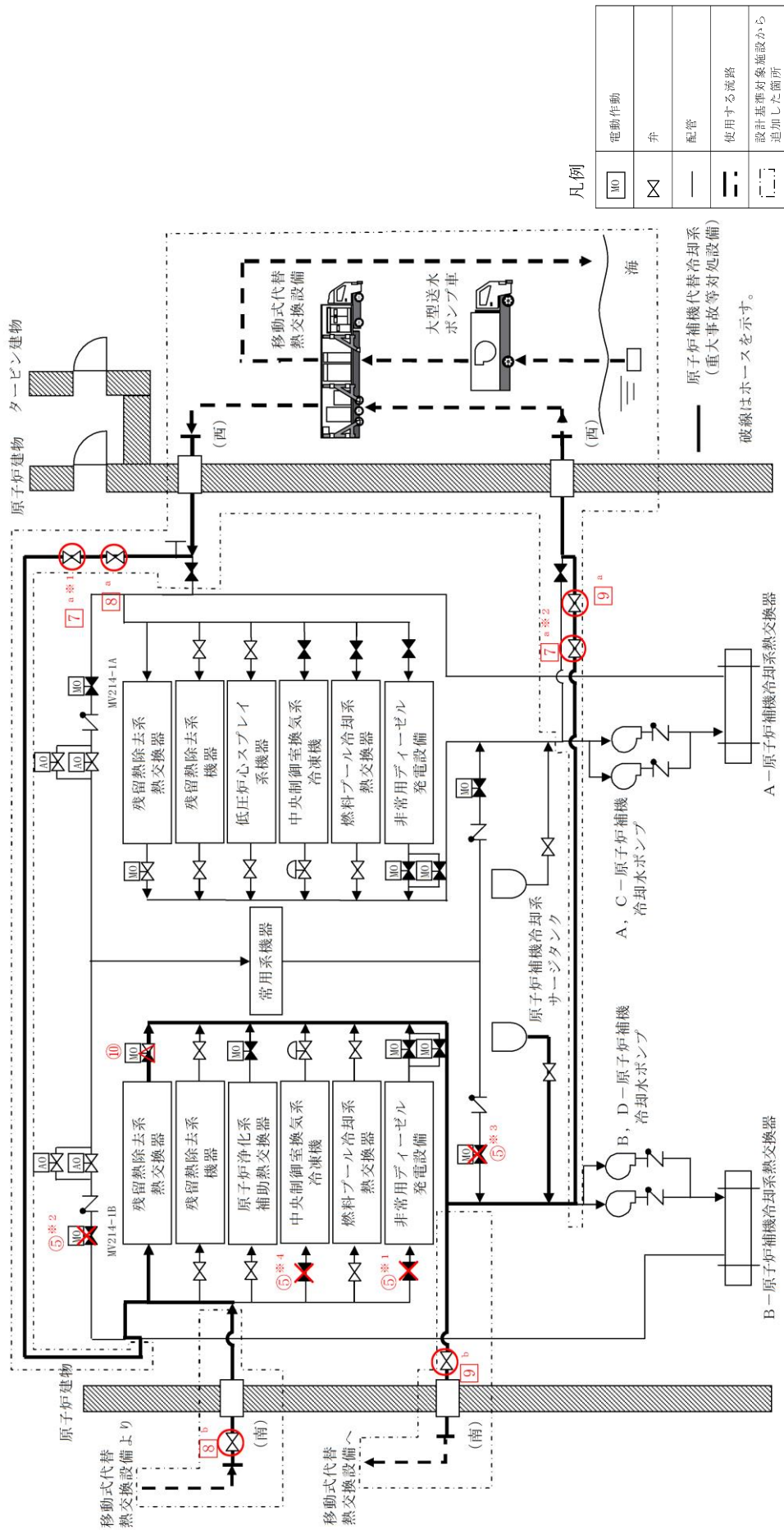
操作手順	弁名称
④※1	B-熱交バイパス弁
④※2	RHR RHRライン入口止め弁
④※3	RHR A-FLSR連絡ライン止め弁
④※4	A-RHR注水弁
④※5	B-RHRドライウエル第2スプレー弁
⑦※1	RHRライン流量調節弁
⑦※2	RHR A-FLSR連絡ライン流量調節弁
⑦※3	RHR PCVスプレー連絡ライン流量調節弁

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

第1.5-7図 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(2/2)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考			
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120				
残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合)	中央制御室運転員A 1	残留熱代替除去系運転開始															

第1.5-8図 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合）タイムチャート



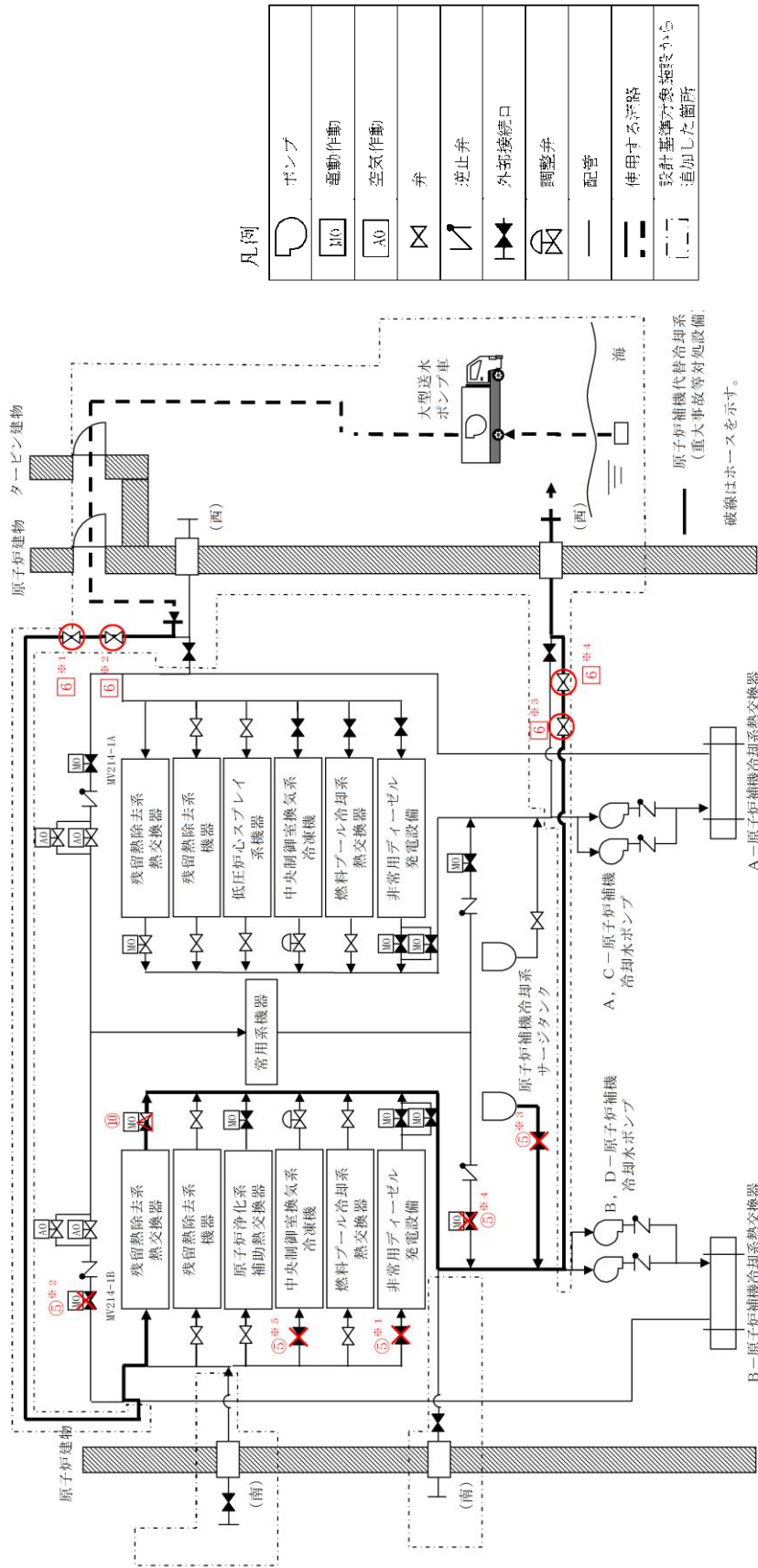
記載例 ○ : 運転員操作の操作手順番号を示す。
□ : 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。
○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。
○a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

第1.5-9図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 概要図(1/4)
(原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合)

操作手順	弁名称
⑤※1	RCW B-D E G 冷却水入口弁
⑤※2	B-R C W 常用補機冷却水入口切替弁
⑤※3	B-R C W 常用補機冷却水出口切替弁
⑤※4	RCW B-中央制御室冷凍機入口弁
⑩	B-R H R 熱交冷却水出口弁
⑦ ^a ※1	RCW B-A H E F 西側供給配管止め弁
⑦ ^a ※2	RCW B-A H E F 西側戻り配管止め弁
⑧ ^a	A H E F B-西側供給配管止め弁
⑧ ^b	A H E F B-供給配管止め弁
⑨ ^a	A H E F B-西側戻り配管止め弁
⑨ ^b	A H E F B-戻り配管止め弁

記載例 ○ : 運転員操作の操作手順番号を示す。
□ : 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。
○※1~, □※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合, その実施順を示す。
○^a~, □^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

第1.5-9図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 概要図(2/4)
(原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合)



凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	調整弁
	配管
	使用する管路
	設計基準が急遽変更から追加した箇所

記載例 ○ : 運転員操作の操作手順番号を示す。
□ : 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。
○*1~, □*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合, その実施順を示す。

第1.5-9図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 概要図(3/4)
(原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))

操作手順	弁名称
⑤※1	RCW B-D E G 冷却水入口弁
⑤※2	B-R C W 常用補機冷却水入口切替弁
⑤※3	B-R C W サージタンク 出口弁
⑤※4	B-R C W 常用補機冷却水出口切替弁
⑤※5	RCW B-中央制御室冷凍機入口弁
⑩	B-R H R 熱交冷却水出口弁
⑥※1	RCW B-A H E F 西側供給配管止め弁
⑥※2	A H E F B-西側供給配管止め弁
⑥※3	RCW B-A H E F 西側戻り配管止め弁
⑥※4	A H E F B-西側戻り配管止め弁

記載例 ○ : 運転員操作の操作手順番号を示す。

□ : 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。

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

第1.5-9図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 概要図(4/4)
 (原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (時間)								備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8		
残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 (原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (S A電源切替盤を使用した場合))	要員(数)	残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 7時間の0分									
		中央制御室運転員 A	電源確認								冷却水確保 (流量調整, 監視)
	現場運転員 B, C	移動, S A 電源切替盤操作 (B系)									
	緊急時対策要員	緊急時対策所へ第 4 保管エリア移動※ 1									
		非同機安全性確認 (移動式代替熱交換設備, ホース運搬車)									
		移動式代替熱交換設備の備置, 準備									
		補機冷却水 (淡水) の供給 (監視)									
	12	緊急時対策所へ第 4 保管エリア移動※ 1									
	非同機安全性確認 (大型送水ポンプ車, ホース搬運車)										
	大型送水ポンプ車配置, 取水準備										
	送水準備 (ホース敷設)										
	補機冷却水 (海水) の供給 (流量調整, 監視)										
3	移動										
移動式代替熱交換設備への電源ケーブル接続											

※ 1 : 第 1 保管エリアの可搬設備を使用した場合は速やかに対応できる。

第 1.5-10 図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 タイムチャート (1 / 4)

(原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合)
 (S A 電源切替盤を使用した場合))

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (時間)								備考													
		1	2	3	4	5	6	7	8														
残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却水確保 (原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (非常用コントローラセンター切替盤を使用した場合))	要員(数)	中央制御室運転員 A	C/C D 系不凝負荷切り直し																				
			非常用コントローラセンター切替盤操作 (B 系)																				
			電源確認																				
	要員(数)	現場運転員 B, C	移動, C/C D 系不凝負荷切り直し																				
			移動, 系統構成 (非管理区域)																				
			緊急時対策所～第4保管エリア移動※2																				
	要員(数)	緊急時対策要員	緊急時対策所～第4保管エリア移動※2																				
			車両健全性確認 (移動式代替熱交換設備, ホース運搬車)																				
			移動式代替熱交換設備配置, 準備																				
			補機冷却水 (淡水) の供給 (監視)																				
			逆水準備 (ホース敷設)																				
			補機冷却水 (海水) の供給 (流量調整, 監視)																				
要員(数)	緊急時対策要員	移動																					
		移動式代替熱交換設備への電源ケーブル接続																					
		【排水面所周辺作業】 大型送水ポンプ車配置, ホース運搬・敷設等																					

※1：第1保管エリアの可搬設備を使用した場合は速やかに対応できる。

第1.5-10図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却水確保 タイムチャート(2/4)

(原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (非常用コントローラセンター切替盤を使用した場合))

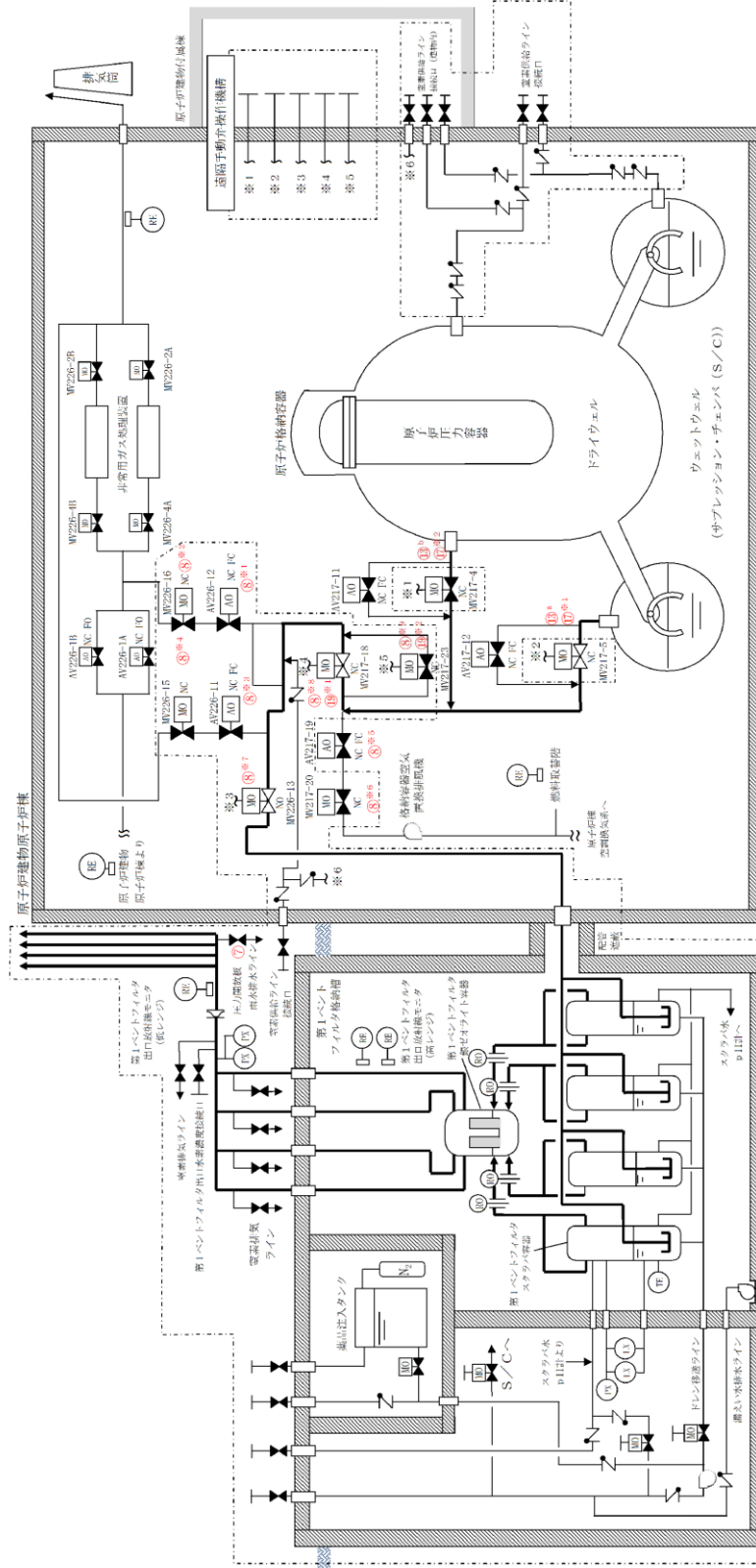
手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (時間)								備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8		
残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 (原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合) 7時間)	要員(数)	中央制御室運転員 A	C/C D系不要負荷切り直し								
			非常用コントロールセンター切替盤操作 (D系)								
			確認確認						冷却水確保 (流量調整、監視)		
	現場運転員 B, C	移動, C/C D系不要負荷切り直し									
		移動, 系統構成 (作管理区域)									
	緊急時対策要員	緊急時対策所～第4号管エリア移動※1									
		車両健全性確認 (大型送水ポンプ車, ホース取込車)									
		大型送水ポンプ車配置, 取込準備									
		送水準備 (屋外ホース敷設)								送水準備 (屋内ホース敷設)	
										補機冷却水 (海水) の供給 (流量調整、監視)	

※1：第1号管エリアの可搬設備を使用した場合は速やかに対応できる。

第1.5-10図 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 タイムチャート(4/4)
 (原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合)
 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)
 (非常用コントロールセンター切替盤を使用した場合)

凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○u~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.5-11図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
⑦	F C V S 排気ラインドレン排出弁
⑧ ^{*1}	SGT NGC 連絡ライン隔離弁
⑧ ^{*2}	SGT NGC 連絡ライン隔離弁後弁
⑧ ^{*3}	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁
⑧ ^{*4}	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁後弁
⑧ ^{*5}	NGC 常用空調換気入口隔離弁
⑧ ^{*6}	NGC 常用空調換気入口隔離弁後弁
⑧ ^{*7}	SGT F C V S 第1 ベントフィルタ入口弁 (第3 弁)
⑧ ^{*8} ⑬ ^{*1}	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁 (第2 弁)
⑧ ^{*9} ⑬ ^{*2}	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁 (第2 弁バイパス弁)
⑬ ^a ⑬ ^{*1}	NGC N2 トーラス出口隔離弁 (第1 弁 (W/W側))
⑬ ^b ⑬ ^{*2}	NGC N2 ドライウエル出口隔離弁 (第1 弁 (D/W側))

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

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

第1.5-11図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(2/2)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(W/W) (交流動力電源が健全な場合(SA電源切替盤を使用した場合))	要員(敬) 1 中央制御室運転員A 2 現場運転員B, C 2 緊急時対策要員	原子炉格納容器ベント開始 55分												※1	
		電源確認													
		系統構成(第2弁全開操作)													
		ベント実施操作(第1弁(W/W)全開操作)													
		移動, SA電源切替盤操作(A系:第1弁) 移動, SA電源切替盤操作(B系:第2弁)													
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(W/W) (交流動力電源が健全な場合(非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合))	要員(敬) 1 中央制御室運転員A 2 現場運転員B, C 2 緊急時対策要員	原子炉格納容器ベント開始 80分												※1	
		C/C C系不要負荷切り離し													
		非常用コントロールセンタ切替盤操作(A系)													
		C/C D系不要負荷切り離し													
		非常用コントロールセンタ切替盤操作(B系)													
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(W/W) (交流動力電源が健全な場合(非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合))	要員(敬) 2 現場運転員B, C 2 緊急時対策要員	電源確認													
		系統構成(第2弁全開操作)													
		ベント実施操作(第1弁(W/W)全開操作)													
		移動, C/C C系不要負荷切り離し													
		移動, C/C D系不要負荷切り離し													

※1: 第2弁の開操作ができない場合は, 第2弁バイパス弁を全開とする。

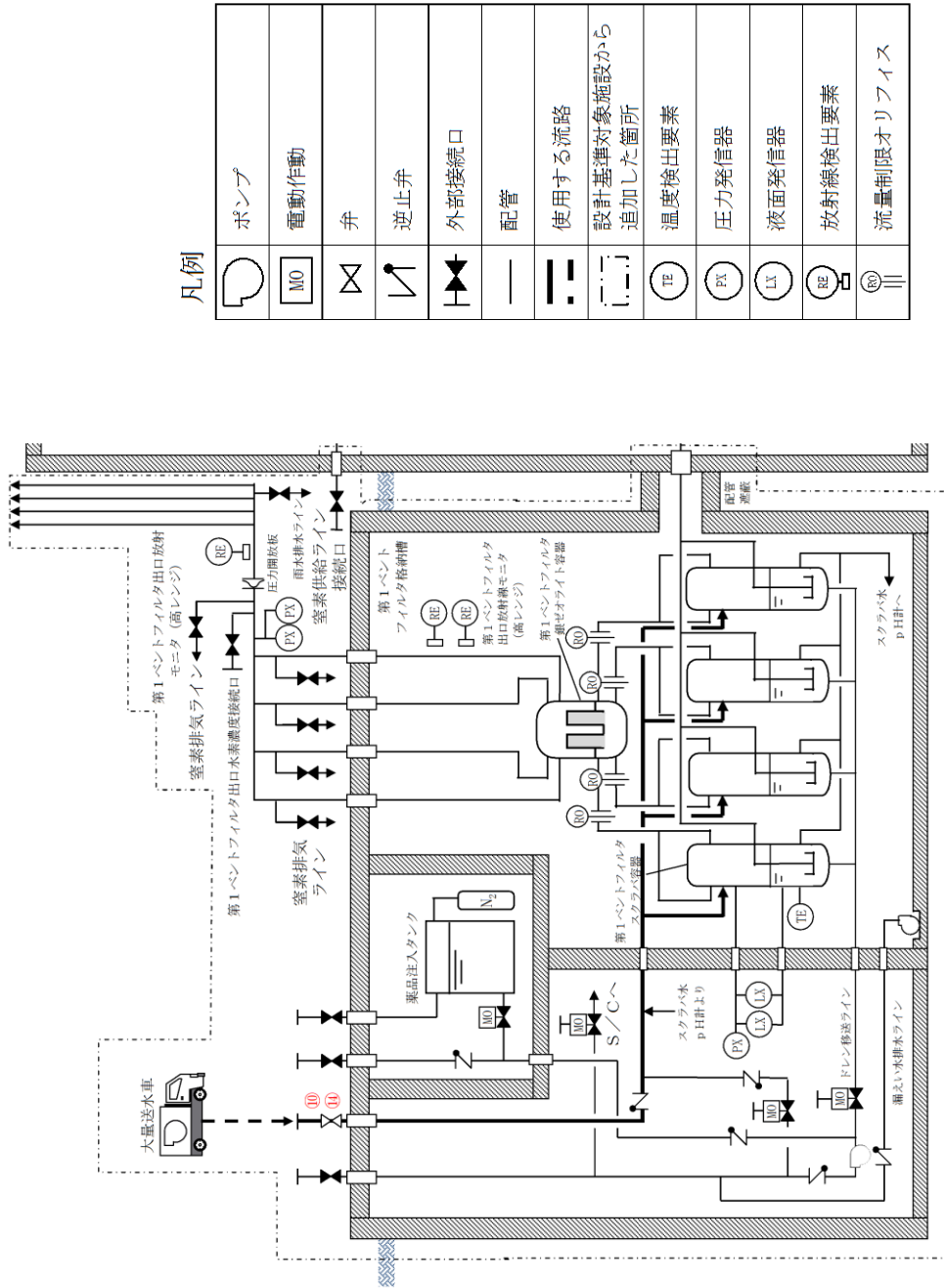
第1.5-12図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(W/W) タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (交流動力電源が健全な場合(SA電源切替盤を使用した場合))	要員(敬)	原子炉格納容器ベント開始 55分												※1
		1				電源確認								
					系統構成(第2弁全開操作)									
					ベント実施操作(第1弁(D/W)全開操作)									
	2				移動, SA電源切替盤操作(A系:第1弁)									
	2			移動, SA電源切替盤操作(B系:第2弁)										
	2			緊急時対策所~原子炉建物格納移動										
	2			F C V S排気ラインドレン排出弁の開操作										

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (交流動力電源が健全な場合(非常用コントロールセンター切替盤を使用した場合))	要員(敬)	原子炉格納容器ベント開始 80分												※1
		1				C/C C系不要負荷切り離し								
					非常用コントロールセンター切替盤操作(A系)									
					C/C D系不要負荷切り離し									
					非常用コントロールセンター切替盤操作(B系)									
	2			電源確認										
	2			系統構成(第2弁全開操作)										
	2			ベント実施操作(第1弁(D/W)全開操作)										
	2			移動, C/C C系不要負荷切り離し										
	2			移動, C/C D系不要負荷切り離し										
	2			緊急時対策所~原子炉建物格納移動										
	2			F C V S排気ラインドレン排出弁の開操作										

※1: 第2弁の開操作ができない場合は, 第2弁バイパス弁を全開とする。

第1.5-13図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(D/W) タイムチャート



凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス

操作手順	弁名称
⑩⑭	F C V S 補給止め弁

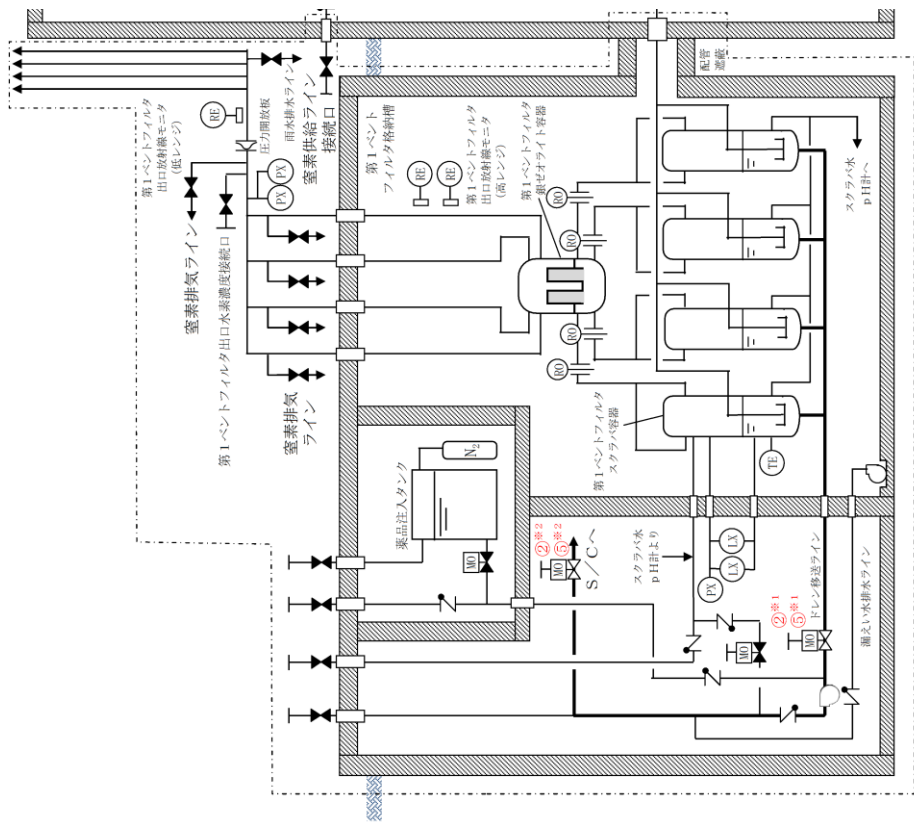
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第1.5-14図 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考				
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150	
第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水張り)	要員(敬) 中央制御室運転員A 緊急時対策要員 緊急時対策要員	第1ベントフィルタスクラバ容器注水開始 2時間10分																
		水位監視																
		緊急時対策所へ第4保管エリア移動※1																
		車両健全性確認 (ホース展張車)																
		送水準備 (ホース敷設及び送水ヘッド接続)																
		送水準備 (送水準備用接続口)																
		送水準備 (ホース取水)																
		緊急時対策所へ第3保管エリア移動※2																
		車両健全性確認 (大量送水車、ホース展張車)																
		大量送水車配置																
		送水準備 (ホース敷設)																
		大量送水車起動、第1ベントフィルタスクラバ容器注水開始																
		停止操作																

※1：第1保管エリアの可搬設備を使用した場合は、速やかに対処できる。
 ※2：第2保管エリアの可搬設備を使用した場合は、25分以内で可能である。

第1.5-15図 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整 (水張り) タイムチャート



凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス

操作手順	弁名称
②※1⑤※1	F C V S 第1ベントフィルタスクラバ容器1次ドレン弁
②※2⑤※2	F C V S ドレン移送ライン連絡弁

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

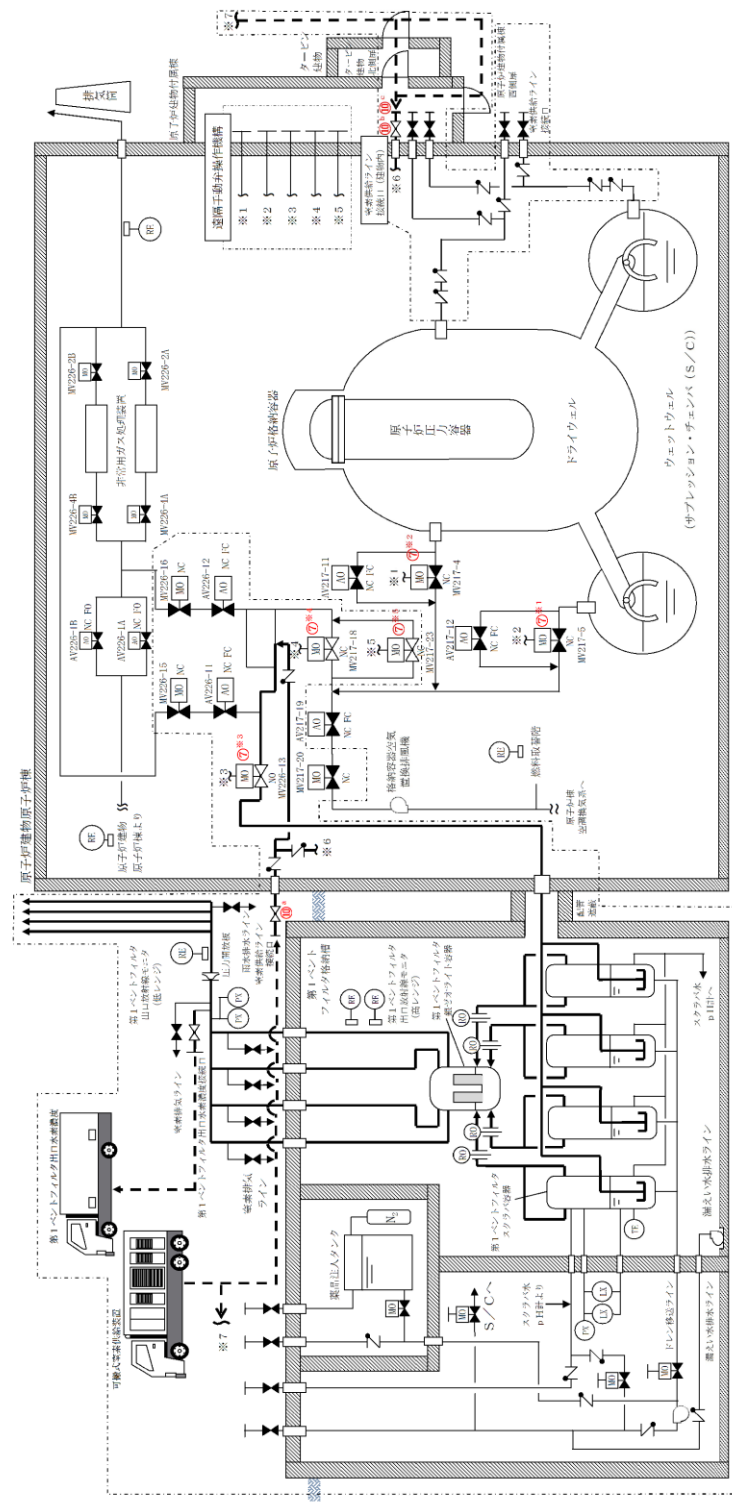
第1.5-16図 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考
手順の項目	要員(数)	20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240	
第1ペントフィルタスクラバ容器 水位調整(水抜き)	中央制御室運転転員A 1	第1ペントフィルタスクラバ容器 水抜き開始 10分												
		第1ペントフィルタスクラバ容器 水抜き完了 2時間20分												
		系統構成、水抜き開始操作												
				停止操作										
				水位調整(水抜き)										

第1.5-17図 第1ペントフィルタスクラバ容器水位調整(水抜き) タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフイス



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○^{*}1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.5-18図 格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスパージ 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
⑦ ^{*1}	NGC N2 トーラス出口隔離弁 (第1弁 (W/W側))
⑦ ^{*2}	NGC N2 ドライウエル出口隔離弁 (第1弁 (D/W側))
⑦ ^{*3}	SGT FCVS第1 ベントフイルタ入口弁 (第3弁)
⑦ ^{*4}	NGC非常用ガス処理入口隔離弁 (第2弁)
⑦ ^{*5}	NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁 (第2弁バイパス弁)
⑩ ^a	FCVS 窒素ガス補給元弁
⑩ ^b ⑩ ^c	FCVS 建物内窒素ガス補給元弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

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

第1.5-18図 格納容器フイルタベント系停止後の窒素ガスパージ 概要図(2/2)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考			
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240				
格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスパージ(窒素供給ライン接続口を使用した格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスパージの場合) 格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスパージ(窒素供給ライン接続口を使用した格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスパージの場合)	要員(数)	可搬式窒素供給装置による窒素ガスパージ開始 2時間												可搬式窒素供給装置のホース敷設・接続、暖気運転等 第1バントフィルタバント出口水素濃度のホース、電源ケーブル敷設・接続、起動操作等			
		緊急時対策要員	緊急時対策所～第4保管エリア移動														
			車両健全性確認(可搬式窒素供給装置)														
			可搬式窒素供給装置の移動														
			可搬式窒素供給装置のホース敷設・接続、暖気運転														
			弁開操作														
	緊急時対策所～第4保管エリア移動																
	中央制御室運転員A	1	緊急時対策所～第4保管エリア移動														
			車両健全性確認(第1バントフィルタバント出口水素濃度)														
			第1バントフィルタバント出口水素濃度の移動														
			第1バントフィルタバント出口水素濃度のホース、電源ケーブル敷設・接続														
			起動操作														
系統構成																	

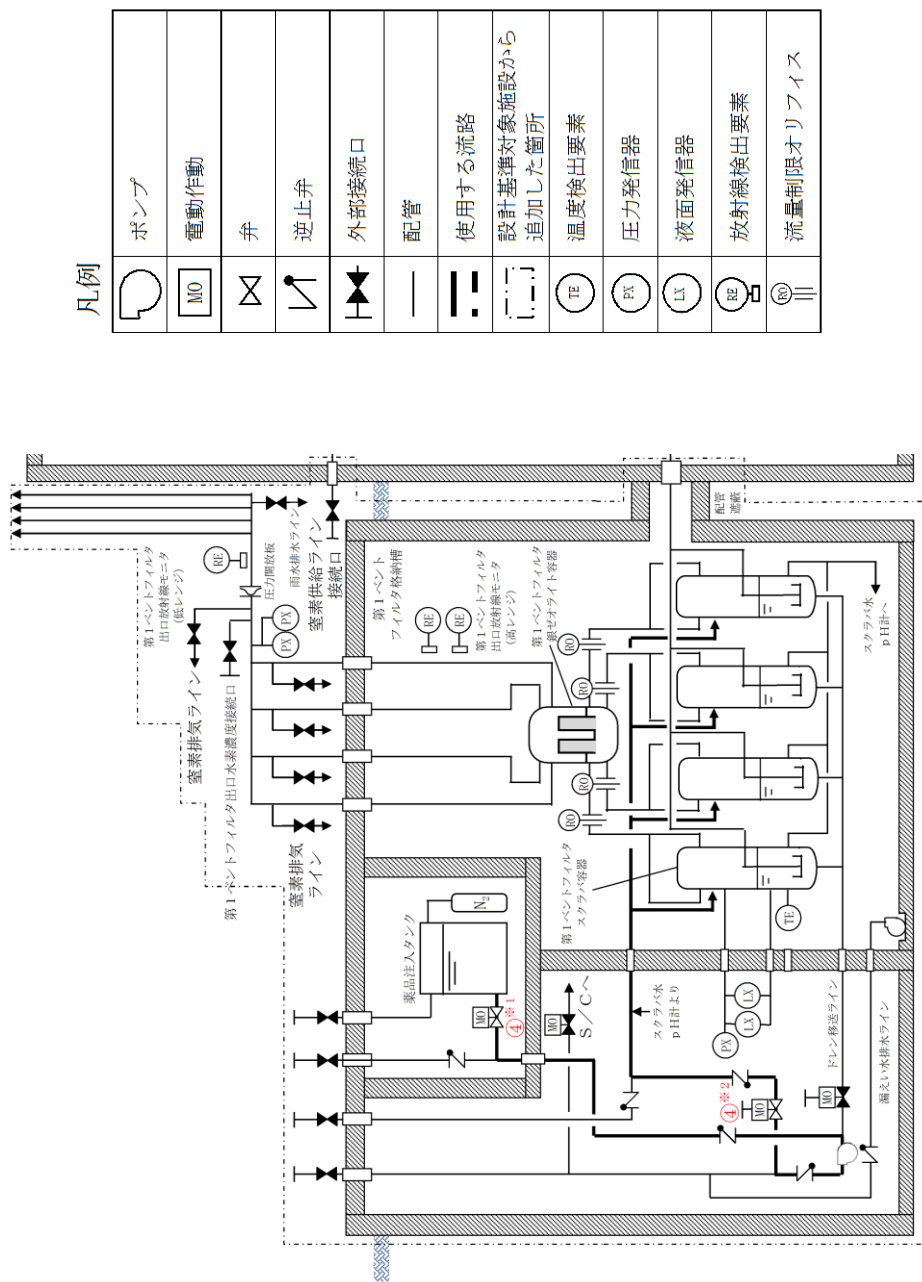
第1.5-19図 格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスパージ タイムチャート(1/3)
 (窒素供給ライン接続口を使用した格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスパージの場合)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240	
格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスバースページ（建物内）（原子炉建物付属棟西側扉）を使用した格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスバースページの場合）	要員(教)	可搬式窒素供給装置による窒素ガスバースページ開始 2時間												可搬式窒素供給装置のホース敷設・接続、暖気運転等 第1ベントフィルタバント出口水蒸気濃度のホース敷設・接続、起動操作等
		2	緊急時対策所～第4保管エリア移動											
		車両健全性確認（可搬式窒素供給装置）												
		可搬式窒素供給装置の移動												
		可搬式窒素供給装置のホース敷設・接続、暖気運転												
		弁開操作												
	緊急時対策要員	緊急時対策所～第4保管エリア移動												
		車両健全性確認（第1ベントフィルタバント出口水蒸気濃度）												
	2	第1ベントフィルタバント出口水蒸気濃度の移動												
		第1ベントフィルタバント出口水蒸気濃度のホース敷設・接続												
	起動操作													
中央制御室運転員A	1	系統構成												

第1.5-19図 格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスバースページ タイムチャート (2/3)
 (窒素供給ライン接続口 (建物内) (原子炉建物付属棟西側扉) を使用した格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスバースページの場合)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)								備考		
		60	120	180	240	300	360	420	480			
格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスバページ (建物内) (タービン建物北側扉) を使用した格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスバページの場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)	要員(数) 緊急時対策要員	2	緊急時対策所～第4保管エリア移動							可搬式窒素供給装置による窒素ガスバページ開始 6時間40分	可搬式窒素供給装置のホース敷設・接続、暖気運転等	
			車両確念性確認 (可搬式窒素供給装置)									
			可搬式窒素供給装置の移動									
			可搬式窒素供給装置の移動									
			可搬式窒素供給装置のホース敷設・接続、暖気運転									
		2	緊急時対策所～第4保管エリア移動								第1ベントフィルタバント系停止後の窒素ガスバページのホース敷設・接続、暖気運転等	
			車両確念性確認 (第1ベントフィルタバント系停止後の窒素ガスバページ)									
			第1ベントフィルタバント系停止後の窒素ガスバページの移動									
			第1ベントフィルタバント系停止後の窒素ガスバページの移動									
			第1ベントフィルタバント系停止後の窒素ガスバページの移動									
1	中央制御室運転員A	第1ベントフィルタバント系停止後の窒素ガスバページの移動								起動操作 系統構成 (監視)		
		第1ベントフィルタバント系停止後の窒素ガスバページの移動										
		第1ベントフィルタバント系停止後の窒素ガスバページの移動										
		第1ベントフィルタバント系停止後の窒素ガスバページの移動										

第1.5-19図 格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスバページ タイムチャート (3/3)
 (窒素供給ライン接続口 (建物内) (タービン建物北側扉) を使用した格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスバページの場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))



凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス

操作手順	弁名称
④※1	F C V S 薬品注入タンク 出口弁
④※2	F C V S 循環ライン 止め弁

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

第1.5-20図 第1ベントフィルタスタクラハバ容器スタクラハバ水pH調整 概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
第1ベントフィルタスクラバ容器 スクラビング水pH調整	中央制御室運転員A 1	スクラビング水pH調整開始												

第1.5-21図 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整 タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240	
	要員(数)	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始 2時間												
可搬式窒素供給装置による 原子炉格納容器への窒素ガス供給 (窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納 容器への窒素ガス供給の場合)	2 緊急時対策要員	緊急時対策所～第4保管エリア移動	[Blue bar from 35 to 45]											
		車両健全性確認 (可搬式窒素供給装置)	[Blue bar from 45 to 55]											
		可搬式窒素供給装置の移動	[Blue bar from 55 to 65]											
		可搬式窒素供給装置のホース敷設・接続、暖気運転	[Blue bar from 65 to 115]											
		弁開操作	[Blue bar from 115 to 125]											

第1.5-23図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート (1/3)
(窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考			
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240				
可搬式窒素供給装置による 原子炉格納容器への窒素ガス供給 (窒素供給ライン接続口 (建物内) (原子炉建 物付属棟西側扉) を使用した原子炉格納容器へ の窒素ガス供給の場合)	要員(数) 緊急時対策要員 2	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始 2時間															
		緊急時対策所～第4保管エリア移動															
		車間鍵全性確認 (可搬式窒素供給装置)															
		可搬式窒素供給装置の移動															
		可搬式窒素供給装置のホース敷設・接続、暖気運転															
		弁開操作															

第1.5-23図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート (2/3)
 (窒素供給ライン接続口 (建物内) (原子炉建物付属棟西側扉) を使用した原子炉格納容器
 への窒素ガス供給の場合)

操作手順	弁名称
⑤ ^{*1}	A-SGT 出口弁
⑤ ^{*2}	B-SGT 出口弁
⑤ ^{*3}	SGT NGC 連絡ライン 隔離弁
⑤ ^{*4}	SGT NGC 連絡ライン 隔離弁後弁
⑤ ^{*5}	NGC 常用空調換気入口 隔離弁
⑤ ^{*6}	NGC 常用空調換気入口 隔離弁後弁
⑥	SGT 耐圧強化ベントライン 止め弁 操作作用空気供給弁
⑦ ^{*1}	SGT FCVS 第1 ベントフィルタ入口弁 (第3 弁)
⑦ ^{*2}	SGT 耐圧強化ベントライン 止め弁後弁
⑦ ^{*3}	SGT 耐圧強化ベントライン 止め弁
⑦ ^{*4} ⑬ ^{*1}	NGC 非常用ガス処理入口 隔離弁 (第2 弁)
⑦ ^{*5} ⑬ ^{*2}	NGC 非常用ガス処理入口 隔離弁 バイパス弁 (第2 弁 バイパス弁)
⑬ ^a ⑬ ^{*1}	NGC N2 トーラス出口 隔離弁 (第1 弁 (W/W側))
⑬ ^b ⑬ ^{*2}	NGC N2 ドライウェル出口 隔離弁 (第1 弁 (D/W側))

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

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

第1.5-24図 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(2/2)

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
手順の項目	原子炉格納容器ベント開始 30分 ▽													
要員(数)														
耐圧強化ベントラインによる 原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/W) (交流動力電源が健全な場合)	1													※1

※1：第2弁の開操作ができないう場合は、第2弁バイパス弁を全開とする。中央制御室運転員1名にて実施した場合、30分以内で可能である。

第1.5-25図 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (W/W) タイムチャート

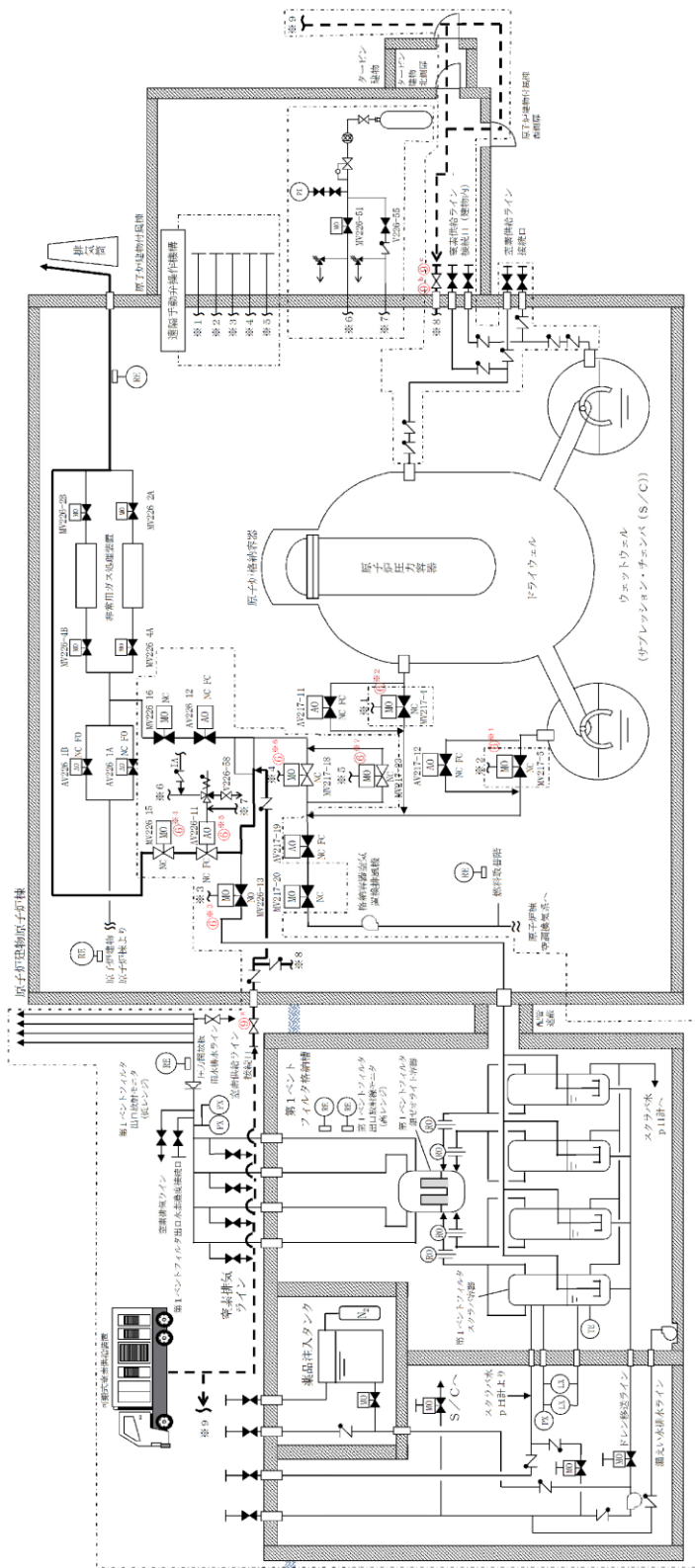
必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
手順の項目	原子炉格納容器ベント開始 30分 ▽													
要員(数)														
耐圧強化ベントラインによる 原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/W) (交流動力電源が健全な場合)	1													※1

※1：第2弁の開操作ができないう場合は、第2弁バイパス弁を全開とする。中央制御室運転員1名にて実施した場合、30分以内で可能である。

第1.5-26図 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (D/W) タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○# : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.5-27図 耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージ 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
⑥※1	NGC N2 トーラス出口隔離弁 (第1弁 (W/W側))
⑥※2	NGC N2 ドライウエル出口隔離弁 (第1弁 (D/W側))
⑥※3	SGT FCVS 第1ベントフイルタ入口弁 (第3弁)
⑥※4	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁後弁
⑥※5	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁
⑥※6	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁 (第2弁)
⑥※7	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁 (第2弁バイパス弁)
⑨ ^a	FCVS 窒素ガス補給元弁
⑨ ^b ⑨ ^c	FCVS 建物内窒素ガス補給元弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

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

第1.5-27図 耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガススペース 概要図(2/2)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考		
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240			
耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスバナー（窒素供給ライン接続口を使用した耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスバナーの場合）	要員(数)	可搬式窒素供給装置による窒素ガスバナー開始 2時間														
		緊急時対策要員	2													
	中央制御室運転員A	1														

第1.5-28図 耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスバナー タイムチャート(1/3)
(窒素供給ライン接続口を使用した耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスバナーの場合)















手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考			
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240				
耐圧強化ベントライン停止後 の窒素ガススパージ (窒素供給ライン接続口 (建 物内) (原子炉建物付属棟西側扉) を使用した 耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガススパージ の場合)	要員(数)	可搬式窒素供給装置による窒素ガススパージ開始 2時間															
		緊急時対策要員	2	緊急時対策所～第4保管エリア移動													
	中央制御室運転員A	1	車回機全性確認 (可搬式窒素供給装置)														
			可搬式窒素供給装置の移動														
			可搬式窒素供給装置のホース敷設・接続、暖気運転														
			弁開操作														
			系統構成														

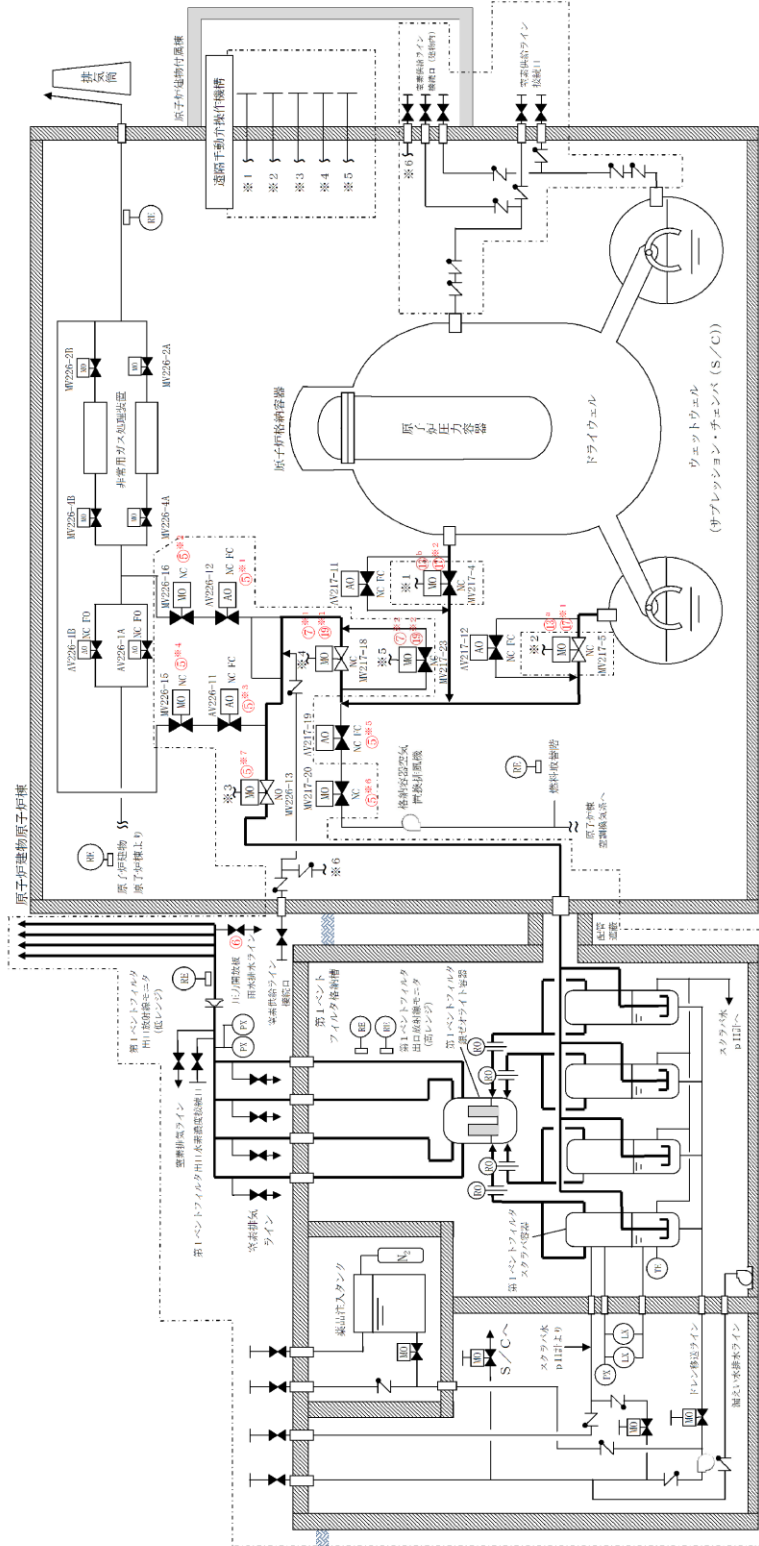
第1.5-28図 耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガススパージ タイムチャート (2/3)
 (窒素供給ライン接続口 (建物内) (原子炉建物付属棟西側扉) を使用した
 耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガススパージの場合)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)											備考		
		60	120	180	240	300	360	420	480						
耐圧強化ベンントライン停止後 の窒素ガスハバージ（窒素供給ライン接続口（建 物内）（タービン建物北側扉）を使用した耐圧 強化ベンントライン停止後の窒素ガスハバージの場 合（故意による大型航空機の衝突その他のテロ リズムによる影響がある場合）	要員(数)	可搬式窒素供給装置による窒素ガスハバージ開始 6時間40分													
		緊急時対策要員 2	緊急時対策所～第4尿管エリア移動												
			車両健全性確認（可搬式窒素供給装置）												
			可搬式窒素供給装置の移動												
中央制御室運転員A 1	可搬式窒素供給装置のホース敷設・接続、暖気運転 弁開操作														
	系統構成														

第1.5-28図 耐圧強化ベンントライン停止後の窒素ガスハバージ タイムチャート（3／3）
 （窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した耐圧強化ベンントライン停止後
 の窒素ガスハバージの場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合））

凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフイス



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.5-29図 格納容器フィルタバント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)

概要図(1/2)

操作手順	弁名称
⑤ ^{※1}	SGT NGC連絡ライン隔離弁
⑤ ^{※2}	SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁
⑤ ^{※3}	SGT耐圧強化ベントライン止め弁
⑤ ^{※4}	SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁
⑤ ^{※5}	NGC常用空調換気入口隔離弁
⑤ ^{※6}	NGC常用空調換気入口隔離弁後弁
⑤ ^{※7}	SGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁 (第3弁)
⑥	FCVS排気ラインドレン排出弁
⑦ ^{※1} ⑬ ^{※1}	NGC非常用ガス処理入口隔離弁 (第2弁)
⑦ ^{※2} ⑬ ^{※2}	NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁 (第2弁バイパス弁)
⑬ ^a ⑬ ^{※1}	NGC N2トーラス出口隔離弁 (第1弁 (W/W側))
⑬ ^b ⑬ ^{※2}	NGC N2ドライウェル出口隔離弁 (第1弁 (D/W側))

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

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

第1.5-29図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) 概要図(2/2)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240		
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (W/W) (全交流動力電源喪失の場合)	要員(数)	原子炉格納容器ベント開始 2時間50分												※1	
		中央制御室運転員A	1												
	現場運転員B, C	2													
	緊急時対策要員	2													

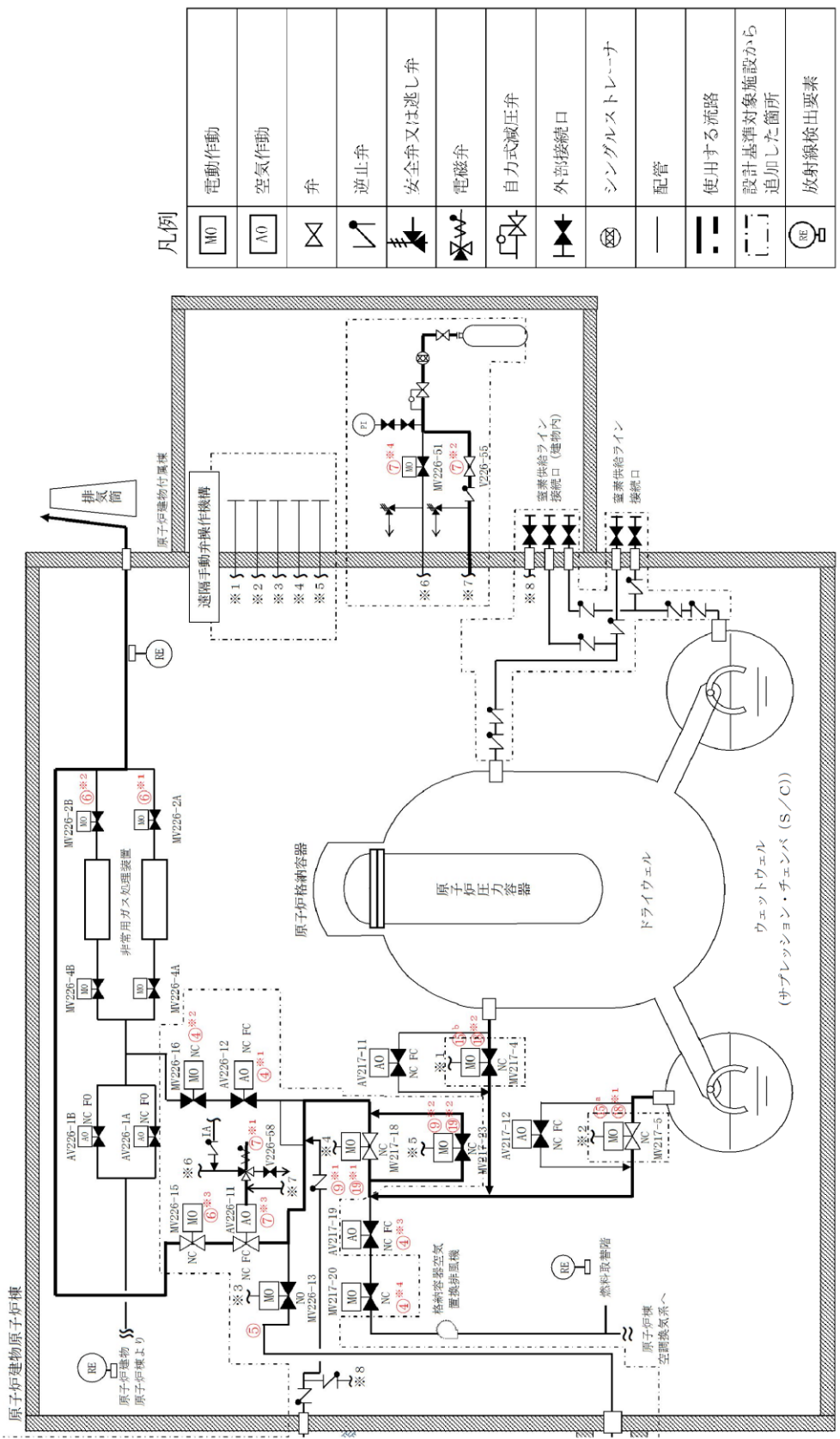
※1：第2弁の開操作ができない場合は、第2弁バイパス弁を全開とする。現場運転員B、Cにて実施した場合、2時間50分以内で可能である。

第1.5-30図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (W/W) タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240		
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (D/W) (全交流動力電源喪失の場合)	要員(数)	原子炉格納容器ベント開始 2時間50分												※1	
		中央制御室運転員A	1												
	現場運転員B, C	2													
	緊急時対策要員	2													

※1：第2弁の開操作ができない場合は、第2弁バイパス弁を全開とする。現場運転員B、Cにて実施した場合、2時間50分以内で可能である。

第1.5-31図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (D/W) タイムチャート



- 記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.5-32図 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) 概要図(1/2)

凡例

	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	安全弁又は逃し弁
	電磁弁
	自力式減圧弁
	外部接続口
	シンダーストレーナ
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	放射線検出要素

操作手順	弁名称
④ ^{*1}	SGT NGC 連絡ライン隔離弁
④ ^{*2}	SGT NGC 連絡ライン隔離弁後弁
④ ^{*3}	NGC 常用空調換気入口隔離弁
④ ^{*4}	NGC 常用空調換気入口隔離弁後弁
⑤	SGT FCVS 第1 ベントフィルタ入口弁 (第3弁)
⑥ ^{*1}	A-SGT 出口弁
⑥ ^{*2}	B-SGT 出口弁
⑥ ^{*3}	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁後弁
⑦ ^{*1}	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁操作用電磁弁排気止め弁
⑦ ^{*2}	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁操作用バイパスライン空気供給弁
⑦ ^{*3}	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁
⑦ ^{*4}	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁操作用空気供給弁
⑨ ^{*1} ⑩ ^{*1}	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁 (第2弁)
⑨ ^{*2} ⑩ ^{*2}	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁 (第2弁バイパス弁)
⑮ ^a ⑮ ^{*1}	NGC N2 トーラス出口隔離弁 (第1弁 (W/W側))
⑮ ^b ⑮ ^{*2}	NGC N2 ドライウェル出口隔離弁 (第1弁 (D/W側))

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

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

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)											備考				
		30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330					
耐圧強化ベントラインによる 原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (W/W) (全交流動力電源喪失の場合)	要員(数)	原子炉格納容器ベント開始 4時間															
	中央制御室運転員A	1	電源確認, 系統構成														
	現場運転員B, C	2				移動, 系統構成 (第2弁全開操作)											※1
	現場運転員D, E	2		移動, 系統構成													

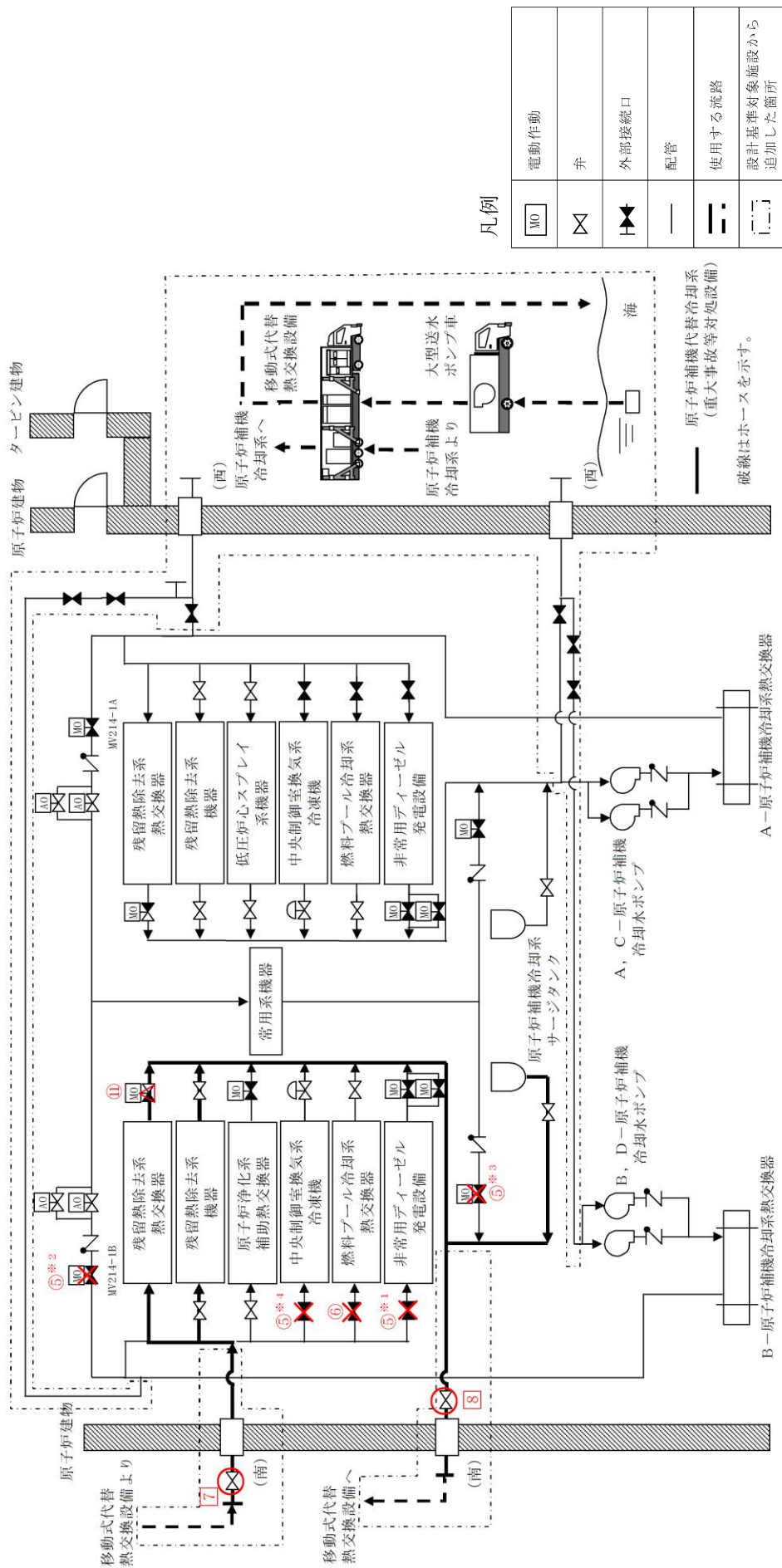
※1：第2弁の開操作ができない場合は、第2弁バイパス弁を全開とする。現場運転員2名にて実施した場合、4時間以内で可能である。

第1.5-33図 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (W/W) タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)											備考				
		30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330					
耐圧強化ベントラインによる 原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (D/W) (全交流動力電源喪失の場合)	要員(数)	原子炉格納容器ベント開始 4時間															
	中央制御室運転員A	1	電源確認, 系統構成														
	現場運転員B, C	2				移動, 系統構成 (第2弁全開操作)											※1
	現場運転員D, E	2		移動, 系統構成													

※1：第2弁の開操作ができない場合は、第2弁バイパス弁を全開とする。現場運転員2名にて実施した場合、4時間以内で可能である。

第1.5-34図 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (D/W) タイムチャート



凡例

MO	電動作動
∞	弁
▶▶	外部接続口
—	配管
---	使用する流路
⋯	設計基準対象施設から追加した箇所

記載例 ○ : 運転員操作の操作手順番号を示す。

□ : 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。

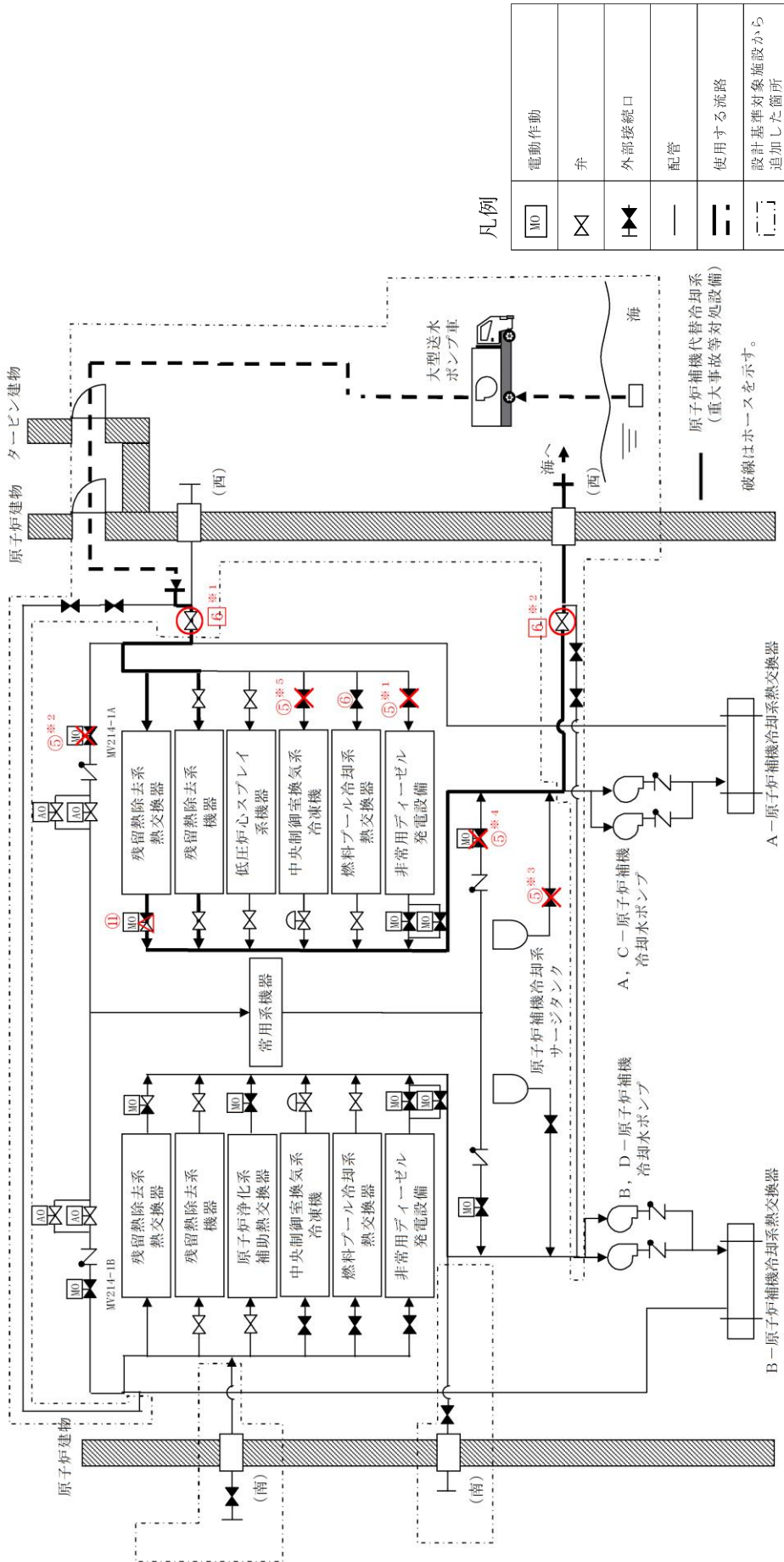
○※1~、□※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.5-35図 原子炉補機代替冷却系による除熱 概要図(1/4)
(原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合)

操作手順	弁名称
⑤※1	RCW B-D E G 冷却水入口弁
⑤※2	B-R CW 常用補機冷却水入口切替弁
⑤※3	B-R CW 常用補機冷却水出口切替弁
⑤※4	RCW B-中央制御室冷凍機入口弁
⑥	RCW B-F P C 熱交冷却水入口弁
⑪	B-R H R 熱交冷却水出口弁
7	A H E F B-供給配管止め弁
8	A H E F B-戻り配管止め弁

記載例 ○ : 運転員操作の操作手順番号を示す。
□ : 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。
○※1~, □※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合, その実施順を示す。

第1.5-35図 原子炉補機代替冷却系による除熱 概要図(2/4)
(原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合)



- 記載例 ○ : 運転員操作の操作手順番号を示す。
□ : 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。
○*1~, □*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合, その実施順を示す。

第1.5-35図 原子炉補機代替冷却系による除熱 概要図 (3 / 4)
(原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))

操作手順	弁名称
⑤※1	RCW A-DEG冷却水入口弁
⑤※2	A-RCW常用補機冷却水入口切替弁
⑤※3	A-RCWサージタンク出口弁
⑤※4	A-RCW常用補機冷却水出口切替弁
⑤※5	RCW A-中央制御室冷凍機入口弁
⑥	RCW A-FPC熱交冷却水入口弁
⑪	A-RHR熱交冷却水出口弁
⑥※1	RCW A-AHEF供給配管止め弁
⑥※2	RCW A-AHEF戻り配管止め弁

記載例 ○ : 運転員操作の操作手順番号を示す。
 □ : 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。
 ○※1~, □※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合, その実施順を示す。

第1.5-35図 原子炉補機代替冷却系による除熱 概要図(4/4)
 (原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (時間)								備考		
		1	2	3	4	5	6	7	8			
原子炉補機代替冷却系による除熱 (原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (S A電源切替盤を使用した場合))	要員(数)	原子炉補機代替冷却系による除熱 7時間20分										
		中央制御室運転員 A	電源確認								冷却水確保 (流量調整, 監視)	
	現場運転員 B, C	移動, S A 電源切替盤操作 (B系)										
	現場運転員 D, E	移動, 系統構成 (非管理区域)										
		移動, 系統構成 (管理区域)										
	緊急時対策要員	緊急時対策所～第4保管エリア移動※1										
		車両健全性確認 (移動式代替熱交換器設備, ホース運搬車)										
		移動式代替熱交換器設備配置, 準備										
		補機冷却水 (淡水) の供給 (監視)										
	緊急時対策要員	緊急時対策所～第4保管エリア移動※1										
		車両健全性確認 (大型送水ポンプ車, ホース取組車)										
		大型送水ポンプ車配置, 取水準備										
送水準備 (ホース敷設)												
緊急時対策要員	補機冷却水 (海水) の供給 (流量調整, 監視)											
	【取水面所周辺作業】 大型送水ポンプ車配置, ホース運搬・敷設等											
緊急時対策要員	移動											
	移動式代替熱交換器設備への電源ケーブル接続											

※1：第1保管エリアの可搬設備を使用した場合は速やかに対応できる。

第1.5-36図 原子炉補機代替冷却系による除熱 タイムチャート(1/4) (原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (S A電源切替盤を使用した場合))

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (時間)								備考				
		1	2	3	4	5	6	7	8					
原子炉補機代替冷却系による除熱 (原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側側接続口を使用した補機冷却水確保の場合(非常用コントローラセンタ切替盤を使用した場合))	必要事項	原子炉補機代替冷却系による除熱 7時間20分												
		要員(数)												
		中央制御室運転員A	C/C, D系不要負荷印リ離し											
			非常用コントローラセンタ切替盤操作 (D系)											
			電源確認											
			冷却水確保 (流量調整, 監視)											
		現場運転員B, C	移動, C/C, D系不要負荷印リ離し											
			移動, 系統構成 (非管理区域)											
		現場運転員D, E	移動, 系統構成 (管理区域)											
		緊急時対策要員	緊急時対策要員	緊急時対策所～第4保管エリア移動※1										
				車両健全性確認 (移動式代替熱交換設備, ホース運搬車)										
				移動式代替熱交換設備配置, 準備										
3	移動	移動式代替熱交換設備への電源ケーブル接続												

※1: 第1保管エリアの可搬設備を使用した場合は速やかに対応できる。

第1.5-36図 原子炉補機代替冷却系による除熱 タイムチャート(2/4)
(原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側側接続口を使用した補機冷却水確保の場合
(非常用コントローラセンタ切替盤を使用した場合))

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (時間)								備考													
		1	2	3	4	5	6	7	8														
原子炉補機代替冷却系による除熱 (原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のアロリズムによる影響がある場合) (S A 電源切替盤を使用した場合))	要員(数)	中央制御室運転員 A	1	電源確認																			
			2	移動, S A 電源切替盤操作 (A系)																			
	現場運転員 B, C	2	移動, 系統構成 (非管理区域)																				
		2	移動, 系統構成 (管理区域)																				
	現場運転員 D, E	2	緊急時対策員																				
			緊急時対策員																				
	緊急時対策要員	6	緊急時対策員																				
			車回健全性確認 (大型送水ポンプ車, ホース車)																				
			大型送水ポンプ車配置, 取水準備																				
			送水準備 (屋外ホース敷設)																				
送水準備 (屋内ホース敷設)																							
補機冷却水 (海水) の供給 (流量調整, 監視)																							

※1: 第1保管エリアの可搬設備を使用した場合は速やかに対応できる。

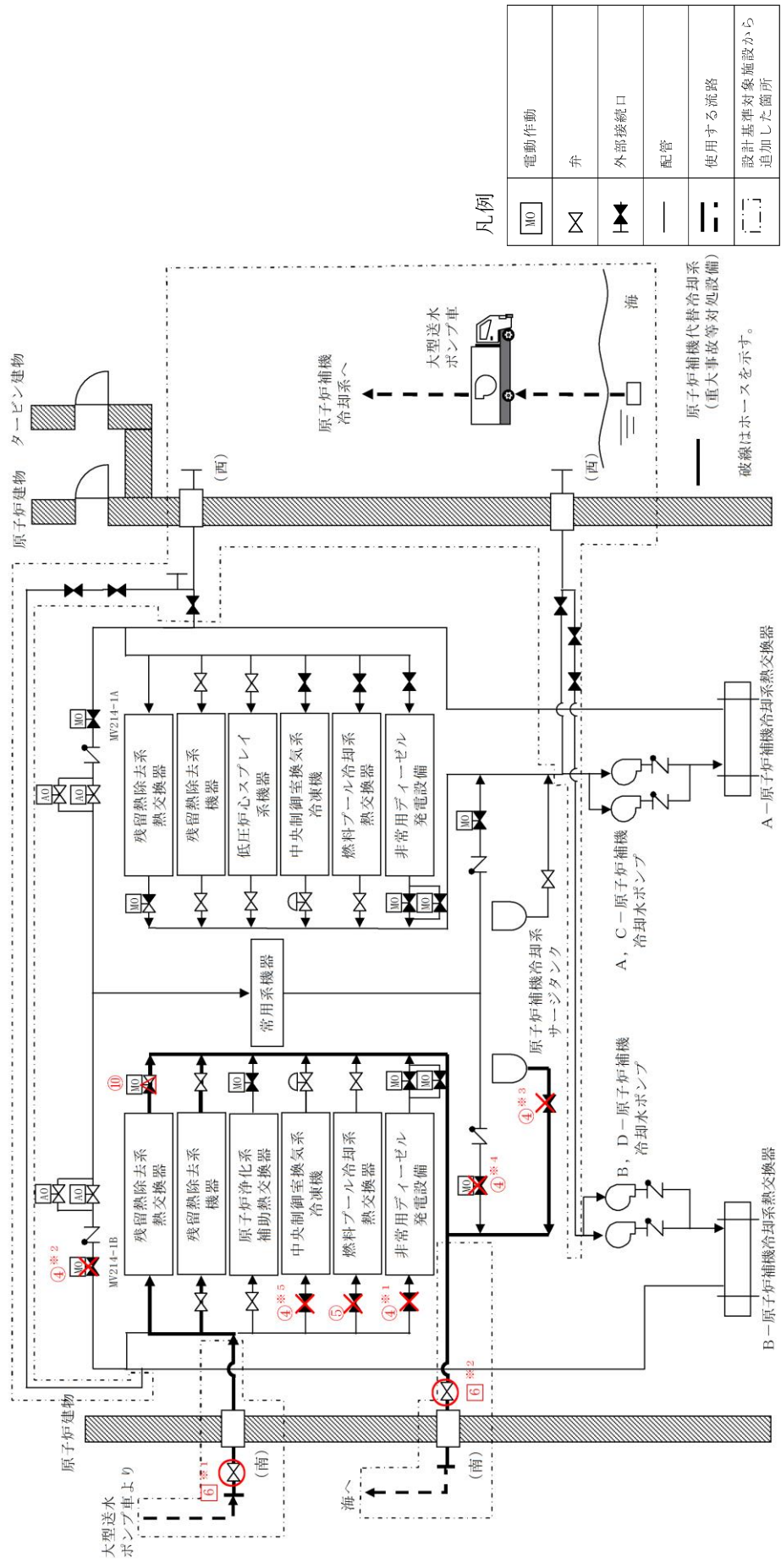
第1.5-36図 原子炉補機代替冷却系による除熱 タイムチャート(3/4)
 (原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のアロリズムによる影響がある場合) (S A 電源切替盤を使用した場合))

必要な要員と作業項目	要員(数)	経過時間(時間)								備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8		
手順の項目	原子炉補機代替冷却系による除熱 (原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))										
	中央制御室運転員A	C/C、C系不要負荷切り直し 非常用コントローラセンター切替盤操作(A系) 電源確認									
	現場運転員B、C	移動、C/C、C系不要負荷切り直し 移動、系統構成(非管理区域)									冷却水確保(流量調整、監視)
	現場運転員D、E	移動、系統構成(管理区域)									
	緊急時対策要員	緊急時対策所～第4保管エリア移動※1 車両健全性確認(大型送水ポンプ車、ホース車)									
					大型送水ポンプ車配置、取水準備						
					送水準備(屋外ホース敷設)						
											送水準備(屋内ホース敷設)
											補機冷却水(排水)の供給(流量調整、監視)

※1：第1保管エリアの可搬設備を使用した場合は運ぶかに対応できる。

第1.5-36図 原子炉補機代替冷却系による除熱 タイムチャート(4/4)

(原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)(非常用コントローラセンター切替盤を使用した場合))



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

第1.5-37図 大型送水ポンプ車による除熱 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
④※ ¹	RCW B-DEG 冷却水入口弁
④※ ²	B-RCW 常用補機冷却水入口切替弁
④※ ³	B-RCW サージタンク 出口弁
④※ ⁴	B-RCW 常用補機冷却水出口切替弁
④※ ⁵	RCW B - 中央制御室冷凍機入口弁
⑤	RCW B - F P C 熱交冷却水入口弁
⑩	B - RHR 熱交冷却水出口弁
⑥※ ¹	AHEF B - 供給配管止め弁
⑥※ ²	AHEF B - 戻り配管止め弁

記載例 ○

: 運転員操作の操作手順番号を示す。

□

: 緊急時対策要員操作の操作手順番号を示す。

○※¹、□※¹、

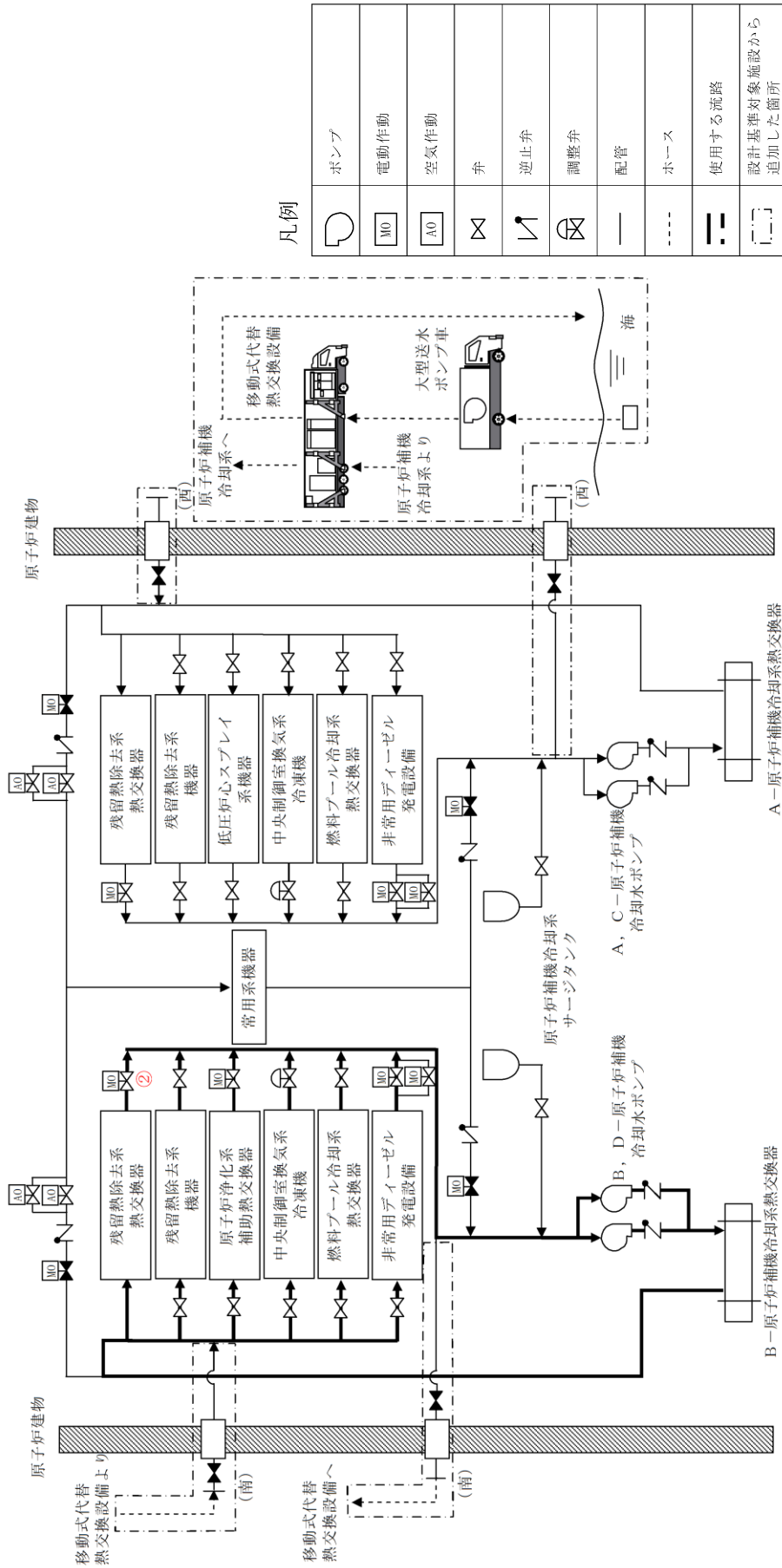
□※¹~: 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.5-37図 大型送水ポンプ車による除熱 概要図(2/2)

必要な要員と作業項目		経過時間 (時間)								備考		
手順の項目	要員(数)	1	2	3	4	5	6	7	8			
		大型送水ポンプ車による除熱 了時間										
大型送水ポンプ車による除熱	1 中央制御室運転員A	確認確認								冷却水確保 (流量調整、監視)		
	2 現場運転員B, C		移動, 系統構成 (非管理区域)									
	2 現場運転員D, E		移動, 系統構成 (管理区域)									
	6 緊急時対応要員			緊急時対応所へ第1保管エリア移動※1								
				車両健全性確認 (大型送水ポンプ車, ホース巻取車)								
				大型送水ポンプ車配置, 取水準備								
				送水準備 (ホース巻取)								
										補機冷却水 (海水) の供給 (流量調整、監視)		

※1：第1保管エリアの可搬設備を使用した場合は速やかに対応できる。

第1.5-38図 大型送水ポンプ車による除熱 タイムチャート



凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	調整弁
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
②	B-RHR熱交冷却水出口弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第1.5-39図 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による除熱 概要図

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
手順の項目	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) による除熱												
要員(数)													
原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) による除熱 (自動起動信号が発信した場合)	1												※1

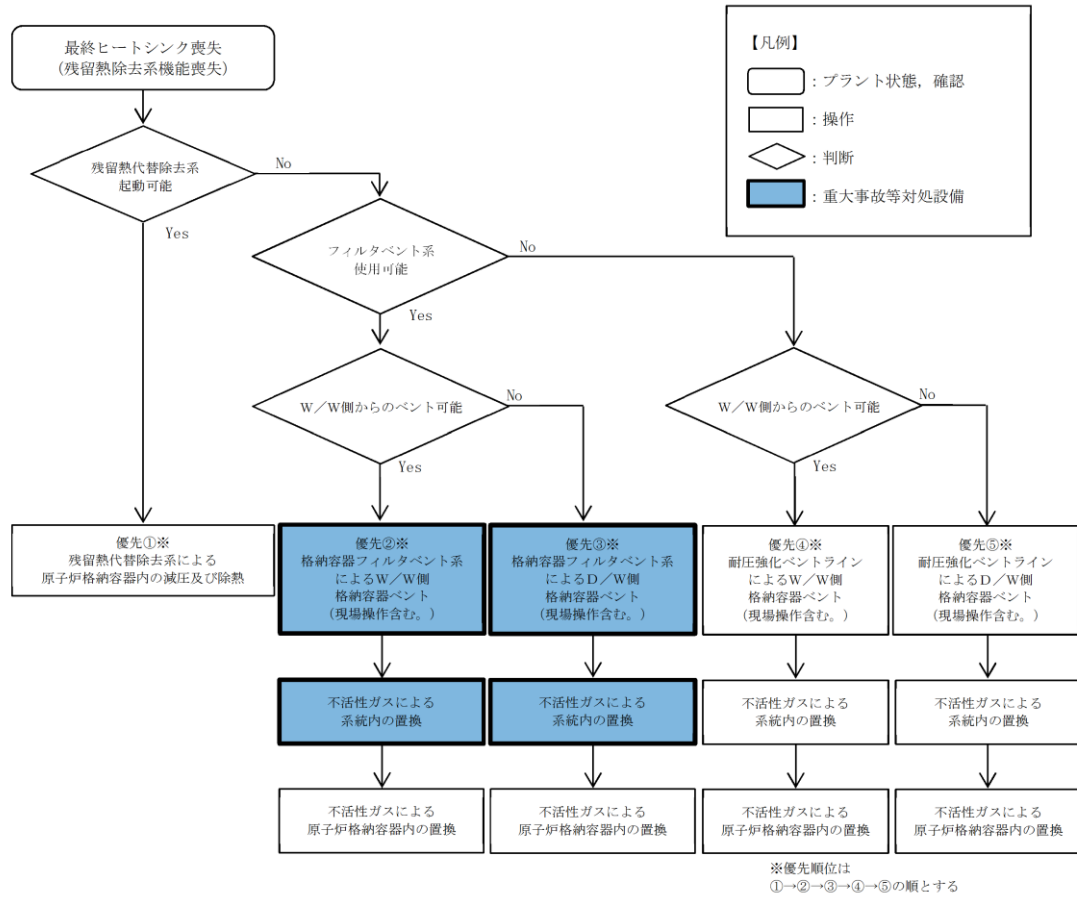
※1：原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) B系による除熱を示す。また、原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) A系による冷却水確保については、冷却水の供給開始まで2分以内で可能である。

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
手順の項目	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) による除熱												
要員(数)													
原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) による除熱 (自動起動の場合)	1												※2

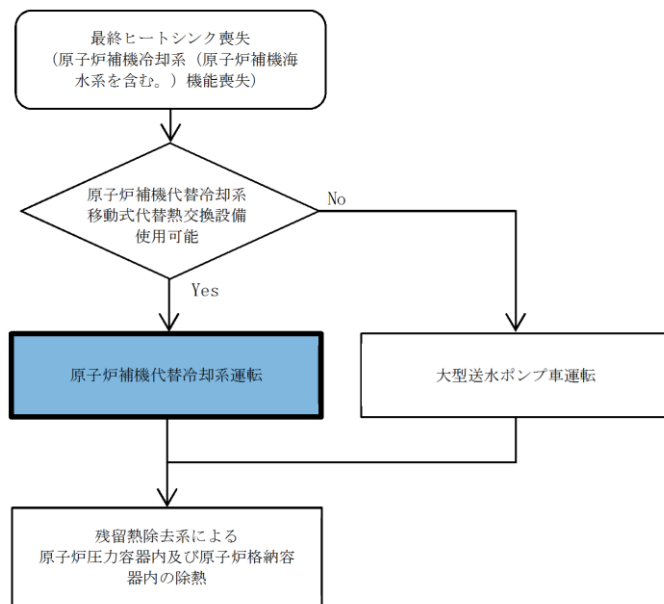
※2：原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) B系による除熱を示す。また、原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) A系による冷却水確保については、冷却水の供給開始まで3分以内で可能である。

第1.5-40図 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) による除熱 タイムチャート

(1) フロントライン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1.5-41図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート