

| | |
|--------------|-------------------|
| 東海第二発電所 審査資料 | |
| 資料番号 | SA 技-C-1 改 96 |
| 提出年月日 | 平成 29 年 10 月 13 日 |

東海第二発電所

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

平成 29 年 10 月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

1. 重大事故等対策

下線部：今回提出資料

1.0 重大事故等対策における共通事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

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

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

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

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

1.14 電源の確保に関する手順等

1.15 事故時の計装に関する手順等

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

1.17 監視測定等に関する手順等

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

1.19 通信連絡に関する手順等

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

2.1 可搬型設備等による対応

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

< 目 次 >

1.1.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 原子炉緊急停止

(b) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制

(c) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

(d) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止

(e) ほう酸水注入

(f) 原子炉水位低下による原子炉出力抑制

(g) 制御棒挿入

(h) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 手順等

1.1.2 重大事故等時の手順

1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

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

(2) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.1.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.1.2 自主対策設備仕様

添付資料1.1.3 対応手段として選定した設備の電源構成図

- 添付資料1.1.4 原子炉スクラム信号一覧表
- 添付資料1.1.5 A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能） 説明図
- 添付資料1.1.6 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）
説明図
- 添付資料1.1.7 重大事故対策の成立性
1. 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」
 - (1) スクラム・パイロット弁計器用空気系排気
 - (2) スクラム個別スイッチによる制御棒挿入
 - (3) 制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁による排水
- 添付資料1.1.8 中性子束振動が発生した場合の対応について
- 添付資料1.1.9 サプレッション・プール水温度における設定根拠の考え方について
- 添付資料1.1.10 原子炉手動スクラムにおける設備の位置付けについて
- 添付資料1.1.11 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」における優先順位の考え方について
- 添付資料1.1.12 手順のリンク先について
- 添付資料1.1.13 技術的能力における設備名称の括弧書きの記載方針について

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

【要求事項】

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

【解釈】

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

る判断基準を明確に定めること。

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

(3) PWR

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

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

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

1.1.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

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

この設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するため

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

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

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

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

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

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

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 原子炉緊急停止

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

i) 原子炉手動スクラム

中央制御室から手動により原子炉を緊急停止する。

原子炉手動スクラムに使用する設備は以下のとおり。

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

ii) 代替制御棒挿入機能による制御棒挿入

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

代替制御棒挿入機能による制御棒挿入で使用する設備は以下のとおり。

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

※2：冷温停止を達成するために全制御棒を挿入しなければならない制御棒位置。

（添付資料1.1.10）

(b) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制

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

i) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制

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

選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 選択制御棒挿入機構
- ・ 制御棒
- ・ 制御棒駆動機構

- ・制御棒駆動系水圧制御ユニット

(c) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

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

i) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

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

原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）
- ・ 原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチ
- ・ 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ

(d) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止

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

i) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止

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

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

- ・自動減圧系の起動阻止スイッチ

(e) ほう酸水注入

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

i) ほう酸水注入

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

また、A T W S 発生時に不安定な出力振動（以下「中性子束振動」という。）を確認^{※3}した場合は、ほう酸水注入系によりほう酸水を注入することとしている。

ほう酸水注入で使用する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水注入ポンプ
- ・ほう酸水貯蔵タンク

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

(添付資料1.1.8)

(f) 原子炉水位低下による原子炉出力抑制

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

i) 原子炉水位低下による原子炉出力抑制

上記「1.1.1(2) a. (c) i) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」を実施しても、原子炉出力が55%以上の場合又は原子炉が隔離状態において、原子炉出力が3%以上の場合に、中央制御室からの手動操作により原子炉圧力容器内の水位を低下させることで、原子炉内の冷却材の自然循環に必要な水頭圧が低下し自然循環流量が減少する。この結果、原子炉内のボイド率が上昇することにより原子炉の出力を抑制する。なお、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプが自動起動した場合は、これらの系統による原子炉水位制御を優先し実施する。

原子炉水位低下による原子炉出力抑制で使用する設備は以下のとおり。

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

(g) 制御棒挿入

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

i) 制御棒挿入

中央制御室でのスクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引き抜き操作，現場でのスクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作，現場でのスクラム個別スイッチの操作，中央制御室からの手動操作による制御棒挿入又は現場での制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁からの排水により制御棒を挿入する。

制御棒挿入で使用する設備は以下のとおり。

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

(h) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

「1.1.1(2) a. (c) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」で使用する設備のうち，A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポ

ンプトリップ機能) , 原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチ及び低速度用電源装置遮断器手動スイッチは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.1.1(2) a . (d) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止」で使用する設備のうち、自動減圧系の起動阻止スイッチは重大事故等対処設備として位置づける。

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

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

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

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

(添付資料1.1.1)

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

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

- ・手動スクラム・スイッチ及び原子炉モード・スイッチ「停止」

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

- ・選択制御棒挿入機構

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

- ・タービン駆動給水ポンプ，電動駆動給水ポンプ及び給水制御系

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

- ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ

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

- ・スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁

全制御棒全挿入完了までに時間を要し、想定する事故シーケ

ンスグループに対して有効性を確認できないが、現場に設置してある計器用空気系配管内の計器用空気を排出し、スクラム弁ダイヤフラムの空気圧を喪失させることでスクラム弁を開とすることが可能であることから、制御棒を挿入する手段として有効である。

- ・スクラム個別スイッチ

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

- ・制御棒手動操作系

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

- ・制御棒駆動系配管・弁

制御棒駆動系配管にホースを接続し、制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁から排水するため、全制御棒全挿入完了までに時間を要し、想定する事故シーケンスグループに対して有効性を確認できないが、制御棒を挿入する手段として有効である。

(添付資料1.1.2)

b. 手順等

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

この手順は、ATWS時における運転員等^{*4}による一連の対応操作

として、「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」に定める（第1.1-1表）。

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

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

（添付資料1.1.3）

1.1.2 重大事故等時の手順

1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

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

運転時の異常な過渡変化時において、原子炉自動スクラム信号が発信した場合又は原子炉を手動スクラムした場合は、スクラムの成否を確認するとともに、原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えることにより原子炉スクラムを確実にする。

a. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

①原子炉自動スクラム信号が発信した場合。

②原子炉を手動スクラムした場合。

b. 操作手順

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

タイムチャートを第1.1-2図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉スクラム状況の確認を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、スクラム警報の発生の有無、制御棒の挿入状態及び原子炉出力の低下の状況を状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に原子炉スクラムが成功していない場合は、手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラムを指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、原子炉スクラムが成功していない場合は、手動スクラム・スイッチにより原子炉手動スクラムを実施し、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えるように指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えを実施し、発電長に報告する。
- ⑦発電長は、運転員等に上記④及び⑥の操作を実施しても全制御棒が全挿入位置とならず、最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）まで挿入されない場合は、A T W S と判断し、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」への移行を指示する。

c. 操作の成立性

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

(2) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

A T W S発生時に，原子炉を安全に停止させる。

a. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ①非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）の操作を実施しても，全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）まで挿入されない場合。
- ②非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）において，制御棒位置指示が確認できない場合。

b. 操作手順

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

概要図を第1.1-3図及び第1.1-4図に，原子炉出力—サプレッション・プール水温度相関曲線を第1.1-5図に，タイムチャートを第1.1-6図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に平均出力領域計装の確認を指示し，平均出力領域計装指示値が3%以上の場合に，代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による原子炉再循環ポンプの自動トリップ状況の確認を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて，代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による原子炉再循環ポンプの自動トリップ状況を状態表示等により確認し，発電長に報告する。
- ③発電長は，運転員等に代替原子炉再循環ポンプトリップ機能が作動していない場合は，原子炉再循環ポンプを手動で停止するように指示する。

- ④運転員等は中央制御室にて、手動操作により原子炉再循環ポンプの停止を実施し、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止操作を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、自動減圧系の起動阻止スイッチにより、自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動阻止操作を実施し、発電長に報告する。
- ⑦発電長は、運転員等に自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止操作後、ほう酸水注入系の起動操作、原子炉水位低下操作、制御棒の挿入操作を同時に行うことを指示する。なお、同時に実施することが不可能な場合は、ほう酸水注入系の起動操作、原子炉水位低下操作、制御棒の挿入操作の順で優先させる。

【ほう酸水注入系の起動操作】

- ⑧発電長は、運転員等にサプレッション・プール水の温度が原子炉出力ーサプレッション・プール水温度相関曲線の「ほう酸水注入系起動領域」に近接した場合又は中性子束振動が確認された場合に、ほう酸水注入系の起動操作を指示する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、ほう酸水注入ポンプ（A）又はほう酸水注入ポンプ（B）の起動操作（ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「SYS A」位置（B系を起動する場合は、「SYS B」位置）にする。）を実施することにより、ほう酸水貯蔵タンク出口弁及びほう酸水注入系爆破弁が開となり、ほう酸水注入ポンプ（A）又はほう酸水注入ポンプ（B）が起動し、原子炉へのほう酸水注入が開始されたことをほう酸水貯蔵タンク液位の低下、平均出力領域計装指示値及び起動領域計装指示値の低下により確認した

後、発電長に報告する。

- ⑩発電長は、運転員等に逃がし安全弁からの蒸気流入によるサブプレッション・プール水の温度上昇を抑制するため、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプの起動を指示する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプを起動し、発電長に報告する。
- ⑫発電長は、サブプレッション・プール水温度指示値が106℃に近接した場合は、運転員等にサブプレッション・プールを水源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。
- ⑬運転員等は中央制御室にて、手動操作により原子炉隔離時冷却系の停止操作を実施し、発電長に報告する。

【原子炉水位低下操作】

- ⑭発電長は、平均出力領域計装指示値が55%以上の場合又は原子炉が隔離状態において平均出力領域計装指示値が3%以上の場合に、運転員等に原子炉水位低下操作を指示する。
- ⑮運転員等は中央制御室にて、平均出力領域計装指示値が55%以上の場合又は原子炉が隔離状態において平均出力領域計装指示値が3%以上の場合は、給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の注水量を減少させ、原子炉水位異常低下（レベル2）設定点を下限とし、原子炉圧力容器内の水位を低下させることで原子炉出力を平均出力領域計装指示値で3%未満に維持した後、発電長に報告する。
なお、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動起動した場合は、これらの系統による原子炉水位制御を優先し実施する。
- ⑯運転員等は中央制御室にて、原子炉出力を平均出力領域計装指示値

で3%未満に維持できない場合は、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位異常低下（レベル1）設定点より+500mm～+1,500mmに維持するように原子炉水位低下操作を実施し、発電長に報告する。

【制御棒の挿入操作】

- ⑰発電長は、運転員等に制御棒の挿入操作を指示する。
- ⑱運転員等は中央制御室又は原子炉建屋原子炉棟にて、以下の操作により制御棒の挿入を実施し、発電長に報告する。なお、以下の操作は全制御棒全挿入位置又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）まで挿入された時点で、操作を完了する。
- ・スクラム弁が閉の場合には、以下の操作を実施する。
 - i) 中央制御室にて、代替制御棒挿入機能を手動で作動させる。
 - ii) 中央制御室にて、選択制御棒挿入機構を手動で作動させる。
 - iii) 中央制御室にて、スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引き抜き操作を実施する。
 - iv) 原子炉建屋原子炉棟にて、スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作を実施する。
 - ・スクラム弁が開の場合には、以下の操作を実施する。
 - i) 中央制御室にて、原子炉スクラムをリセットした後、手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラムを実施する。
 - ii) 中央制御室にて、原子炉スクラムをリセットした後、原子炉建屋原子炉棟にて、スクラム個別スイッチによるスクラム操作を実施する。

iii) 中央制御室にて，原子炉压力容器内の圧力と制御棒駆動水圧系駆動水圧力の差圧を確保し，手動操作による制御棒挿入を実施する。原子炉压力容器内の圧力と制御棒駆動水圧系駆動水圧力の差圧が確保できない場合は，制御棒駆動水ポンプの予備機起動又は原子炉建屋原子炉棟にて，アキュムレータ充填水ヘッド元弁を閉にする。

iv) 原子炉建屋原子炉棟にて，制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁からの排水を実施し，制御棒を手動挿入する。

⑱発電長は，運転員等に上記⑱の操作により全制御棒全挿入位置又は全制御棒が最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）までの挿入に成功した場合は，ほう酸水注入ポンプの停止を指示する。
制御棒が挿入できない場合は，ほう酸水の全量注入完了を確認し，ほう酸水注入ポンプの停止を指示する。

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

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

㉑発電長は，運転員等に原子炉未臨界の確認を指示する。

㉒運転員等は中央制御室にて，平均出力領域計装及び起動領域計装により原子炉未臨界を確認し，発電長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場

合、作業開始を判断してから制御棒の挿入操作が完了するまでの所要時間は以下のとおり。

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

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

- ・スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作完了：73分以内
- ・スクラム個別スイッチによる制御棒挿入操作完了：128分以内
- ・制御棒駆動水圧系の引抜配管ベント弁からの排水操作完了：982分以内

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

(添付資料1.1.5, 添付資料1.1.6, 添付資料1.1.7,
添付資料1.1.8, 添付資料1.1.9, 添付資料1.1.11)

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.1-7図に示す。

運転時の異常な過渡変化の発生時に、A T W Sが発生した場合、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）対応に従い、中央制御室から速やかに操作が可能である手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラム及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えを実施し、原子炉を緊急停止する。

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

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

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

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

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

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

手動スクラム・スイッチにより原子炉手動スクラムを実施しても原子炉を緊急停止できない場合は、原子炉スクラムをリセットした後、スクラム個別スイッチにより制御棒を挿入する。

スクラム個別スイッチによる制御棒が挿入できない場合は、原子炉圧力

容器内の圧力と制御棒駆動水圧系駆動水圧力の差圧を確保し、手動操作による制御棒挿入を実施する。

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

1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

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

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

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

第1.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/8)

(フロントライン系故障時)

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|------------|---------------------|-----------|------|---|-----------------------|
| フロントライン系故障 | 原子炉緊急停止系 | 原子炉手動スクラム | 主要設備 | 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系水圧制御ユニット | 重大事故等対応設備 |
| | | | | 手動スクラム・スイッチ 原子炉モード・スイッチ「停止」 | 自主対策設備 |
| | | | 関連設備 | 制御棒駆動系配管・弁 非常用交流電源設備 ^{※4} <ul style="list-style-type: none"> ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ 燃料給油設備 ^{※4} <ul style="list-style-type: none"> ・ 軽油貯蔵タンク ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ | 重大事故等対応設備 |

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

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

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

※4: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／8）

（フロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|---------------------|-------------------|------|---|-----------|
| フロントライン系故障 | 原子炉緊急停止系 | 代替制御棒挿入機能による制御棒挿入 | 主要設備 | A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）※2，※3 A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ※3 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系水圧制御ユニット | 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | 制御棒駆動系配管・弁 非常用交流電源設備※4 <ul style="list-style-type: none"> ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 燃料給油設備※4 <ul style="list-style-type: none"> ・ 軽油貯蔵タンク ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ | |

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

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3/8）

（フロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|---------------------|---------------------|------|---|-----------------------------------|
| フロントライン系故障 | 原子炉緊急停止系 | 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制 | 主要設備 | 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系水圧制御ユニット | 重大事故等対処設備 |
| | | | | 選択制御棒挿入機構 | 自主対策設備 |
| | | | 関連設備 | 制御棒駆動系配管・弁 非常用交流電源設備※4 ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ | 重大事故等対処設備 |
| | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」等 |

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

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4／8）

（フロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|---------------------|-----------------------|------|--|-----------|
| フロントライン系故障 | 原子炉緊急停止系 | 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制 | 主要設備 | ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）※3 原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチ※3 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ※3 | 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | 原子炉再循環ポンプ遮断器 低速度用電源装置遮断器 非常用交流電源設備※4 ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ | 重大事故等対処設備 |

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

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5／8）

（フロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|---------------------|-----------------------------|------|--|-----------|
| フロントライン系故障 | 原子炉緊急停止系 | 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止 | 主要設備 | 自動減圧系の起動阻止スイッチ | 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | 非常用交流電源設備※4 ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ 燃料給油設備※4 ・ 軽油貯蔵タンク ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ | 重大事故等対処設備 |

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

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6／8）

（フロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|---------------------|--------|------|--|----------------------------|
| フロントライン系故障 | 原子炉緊急停止系 | ほう酸水注入 | 主要設備 | ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク | 重大事故等対処設備 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※4 <ul style="list-style-type: none"> ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ <ul style="list-style-type: none"> ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ 燃料給油設備※4 <ul style="list-style-type: none"> ・ 軽油貯蔵タンク ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ <ul style="list-style-type: none"> ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ | |

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

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（7／8）

（フロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|---------------------|-------------------|------|-----------------------------------|-------------------------|
| フロントライン系故障 | 原子炉緊急停止系 | 原子炉水位低下による原子炉出力抑制 | 主要設備 | 原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ | 重大事故等対処設備 自主対策設備 |
| | | | | タービン駆動給水ポンプ 電動駆動給水ポンプ 給水制御系 | |

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

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8／8）

（フロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|---------------------|-------|------|---|-------------------------------|
| フロントライン系故障 | 原子炉緊急停止系 | 制御棒挿入 | 主要設備 | 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系水圧制御ユニット | 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁 スクラム個別スイッチ 制御棒手動操作系 制御棒駆動系配管・弁 | 自主対策設備 |
| | | | 関連設備 | 非常用交流電源設備※4 ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ | 重大事故等対処設備 |
| | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」等 |

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

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

第 1.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/3)

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

- ※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2：重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。
 ※4：原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1. 4 参照。

監視計器一覧 (2/3)

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

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

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

※3：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

※4：原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1. 4 参照。

監視計器一覧 (3/3)

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

- ※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2：重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。
 ※4：原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1.4 参照。

第1.1-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

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

(凡例)

∩ : OR条件

— : フロントライン系の代替設備・手段による対応

□ : フロントライン系

- ① 原子炉手動スクラム
- ・手動スクラム・スイッチ
 - ・原子炉モード・スイッチ「停止」
 - ・制御棒
 - ・制御棒駆動機構
 - ・制御棒駆動系水圧制御ユニット

- ② 代替制御棒挿入機能による制御棒挿入
- ・A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)
 - ・A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) 手動スイッチ
 - ・制御棒
 - ・制御棒駆動機構
 - ・制御棒駆動系水圧制御ユニット

- ③ 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制
- ・選択制御棒挿入機構
 - ・制御棒
 - ・制御棒駆動機構
 - ・制御棒駆動系水圧制御ユニット

- ④ 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制
- ・A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)
 - ・原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチ
 - ・低速度用電源装置遮断器手動スイッチ

- ⑤ 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止
- ・自動減圧系の起動阻止スイッチ

- ⑥ ほう酸水注入
- ・ほう酸水注入ポンプ
 - ・ほう酸水貯蔵タンク

- ⑦ 原子炉水位低下による原子炉出力抑制
- ・タービン駆動給水ポンプ
 - ・電動駆動給水ポンプ
 - ・給水制御系
 - ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
 - ・高圧炉心スプレイ系ポンプ

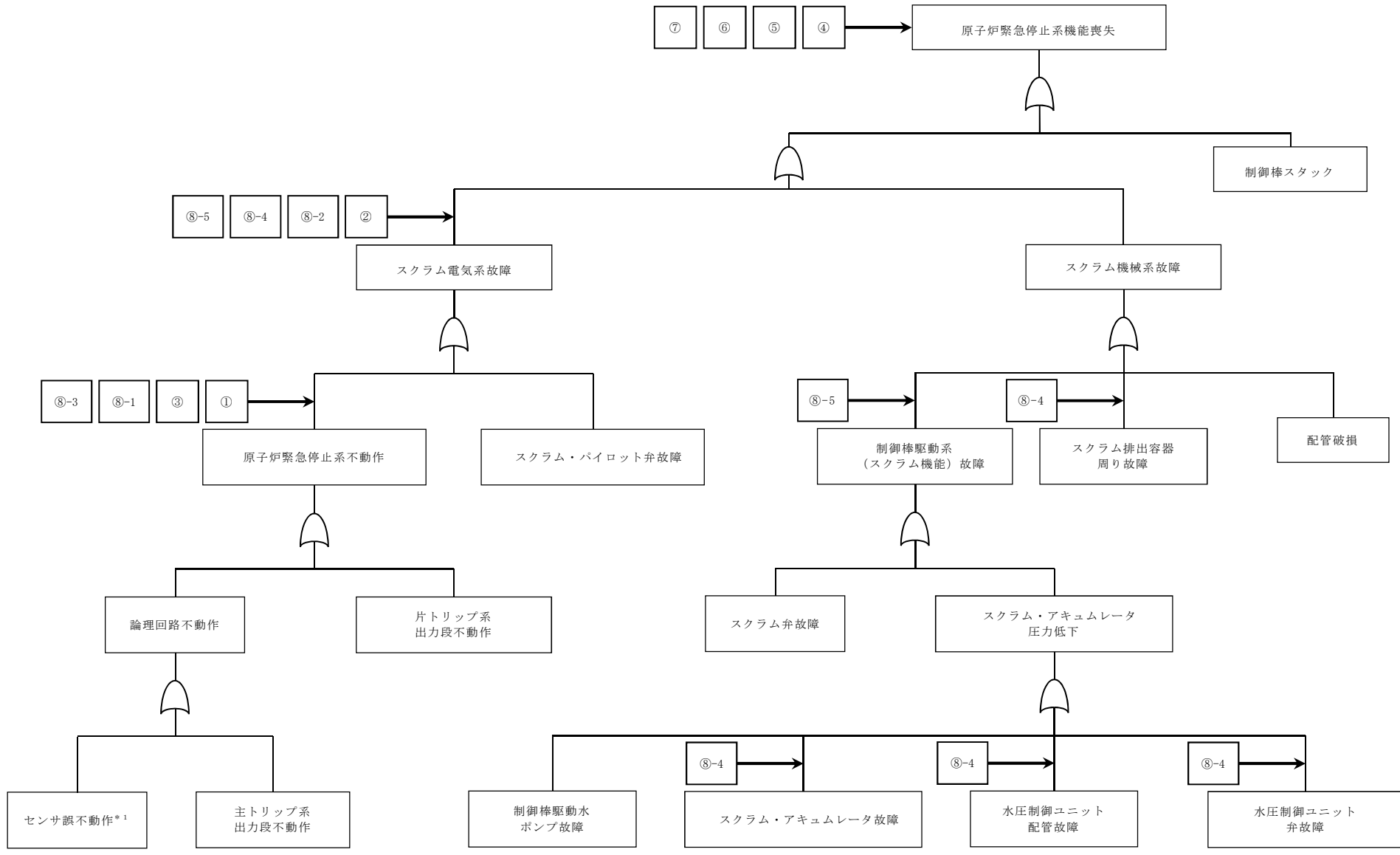
- ⑧-1 制御棒挿入 (スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引き抜き操作)
- ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ
 - ・制御棒
 - ・制御棒駆動機構
 - ・制御棒駆動系水圧制御ユニット

- ⑧-2 制御棒挿入 (スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作)
- ・スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁
 - ・制御棒
 - ・制御棒駆動機構
 - ・制御棒駆動系水圧制御ユニット

- ⑧-3 制御棒挿入 (スクラム個別スイッチの操作)
- ・スクラム個別スイッチ
 - ・制御棒
 - ・制御棒駆動機構
 - ・制御棒駆動系水圧制御ユニット

- ⑧-4 制御棒挿入 (手動操作による制御棒挿入)
- ・制御棒手動操作系
 - ・制御棒
 - ・制御棒駆動機構
 - ・制御棒駆動系水圧制御ユニット

- ⑧-5 制御棒挿入 (制御棒駆動系水圧系引抜配管ベント弁からの排水)
- ・制御棒駆動系配管・弁
 - ・制御棒
 - ・制御棒駆動機構
 - ・制御棒駆動系水圧制御ユニット



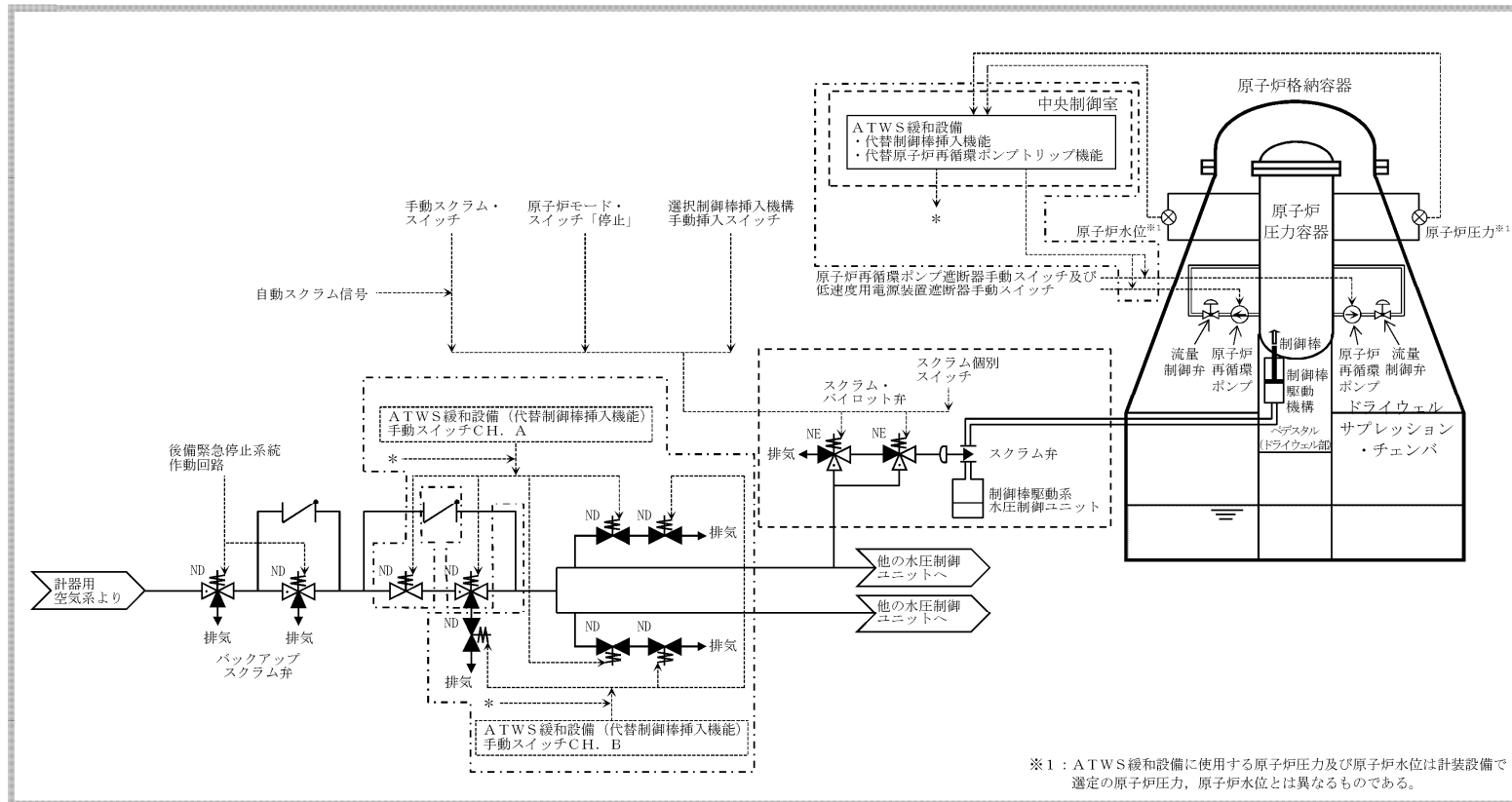
*1: 誤不動作とは、計測及び制御設備がトリップ信号を出力すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、トリップ信号を出力しない状態、又は、そのような状態が発生すると推定される状態。
 注1: サポート系故障 (駆動源喪失) は、原子炉緊急停止系の電源又は計器用空気が喪失することにより制御棒が挿入されることから想定しない。

第 1.1-1 図 機能喪失原因対策分析

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | 備考 | |
|--|----------------------------|-------------------------|---|---|---|---|---|---|---|---|----|--|
| | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 事象発生 2分 「反応度制御」へ移行判断 | | | | | | | | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御 「スクラム」 (原子炉出力) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | |

第 1.1-2 図 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御「スクラム」
(原子炉出力) タイムチャート

原子炉建屋原子炉棟

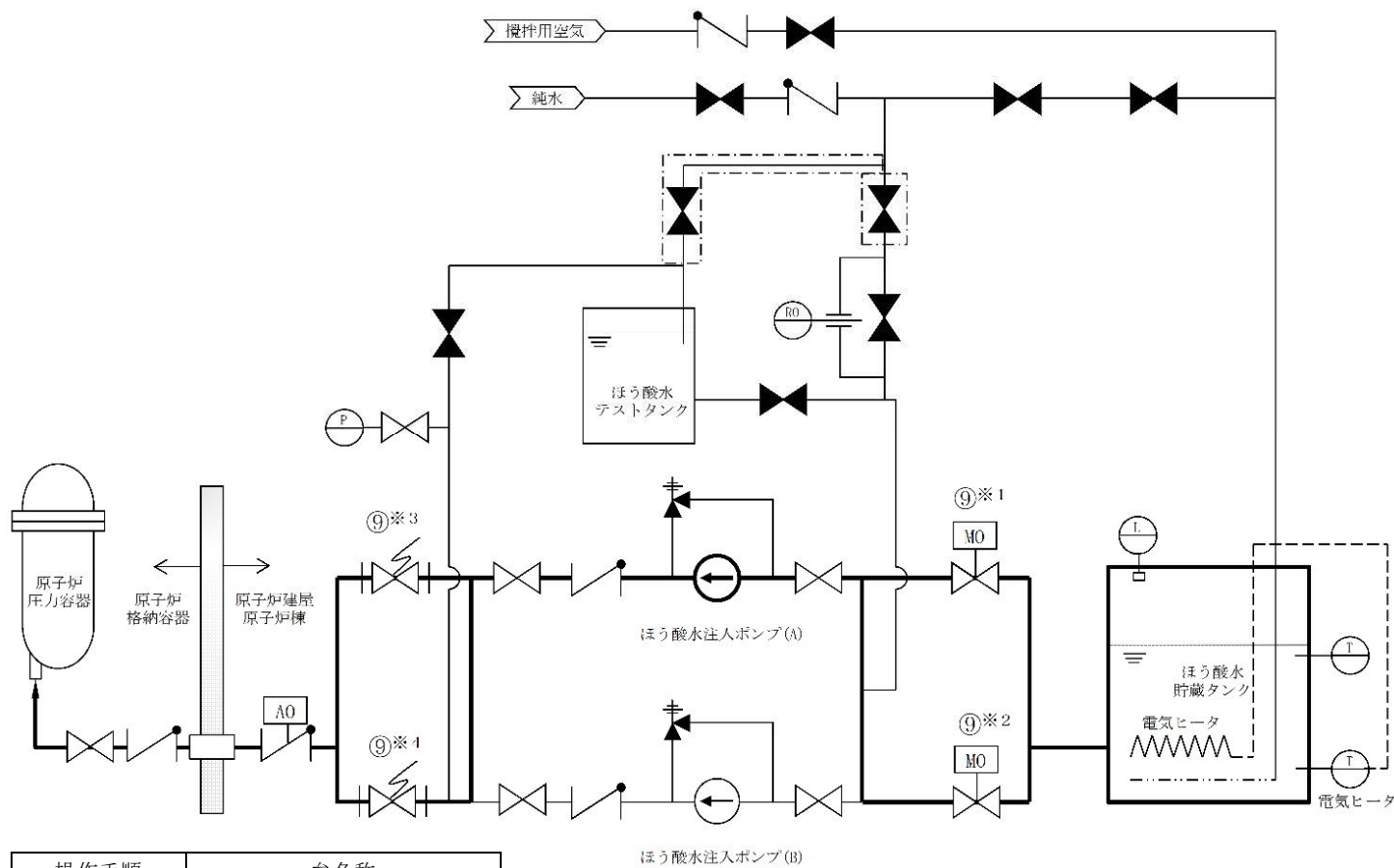


※1：ATWS緩和設備に使用する原子炉圧力及び原子炉水位は計装設備で選定の原子炉圧力、原子炉水位とは異なるものである。

凡例

| | |
|-----|------------------|
| | 電磁弁 |
| | 検出器 |
| NE | 常時励磁 |
| ND | 常時無励磁 |
| --- | 電気信号 |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

第 1.1-3 図 ATWS緩和設備 概要図



凡例

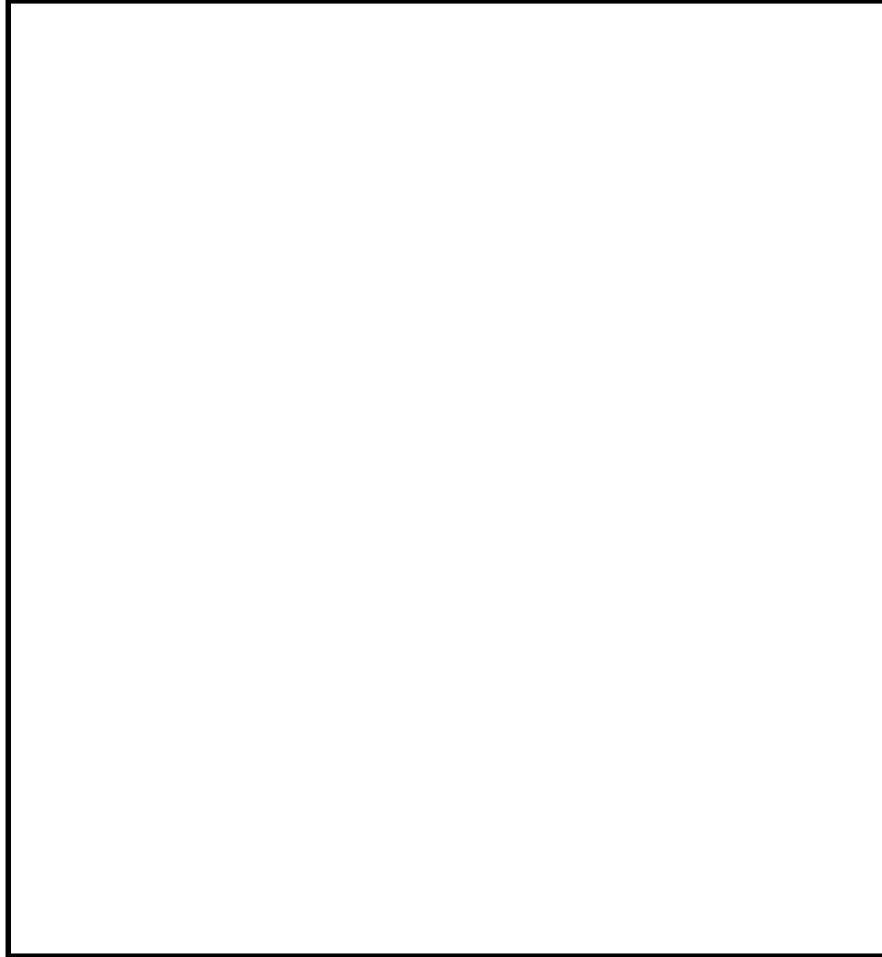
| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | 爆破弁 |
| | 安全弁 |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

| 操作手順 | 弁名称 |
|----------|---------------|
| ⑨※1, ⑨※2 | ほう酸水貯蔵タンク 出口弁 |
| ⑨※3, ⑨※4 | ほう酸水注入系 爆破弁 |

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第 1.1-4 図 ほう酸水注入ポンプによるほう酸水注入 概要図



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

第 1.1-5 図 原子炉出力-サブプレッション・プール水温度相関曲線

| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 備考 |
|--|----------------------------|-------------------|---|---|---|---|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|--|--|--|--|----|
| | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 11 | 12 | 13 | 14 | 15 | 16 | 17 | 18 | 19 | 20 | | | | | |
| | | ▽ 原子炉制御「スクラム」より挿入 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御 「反応度制御」 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

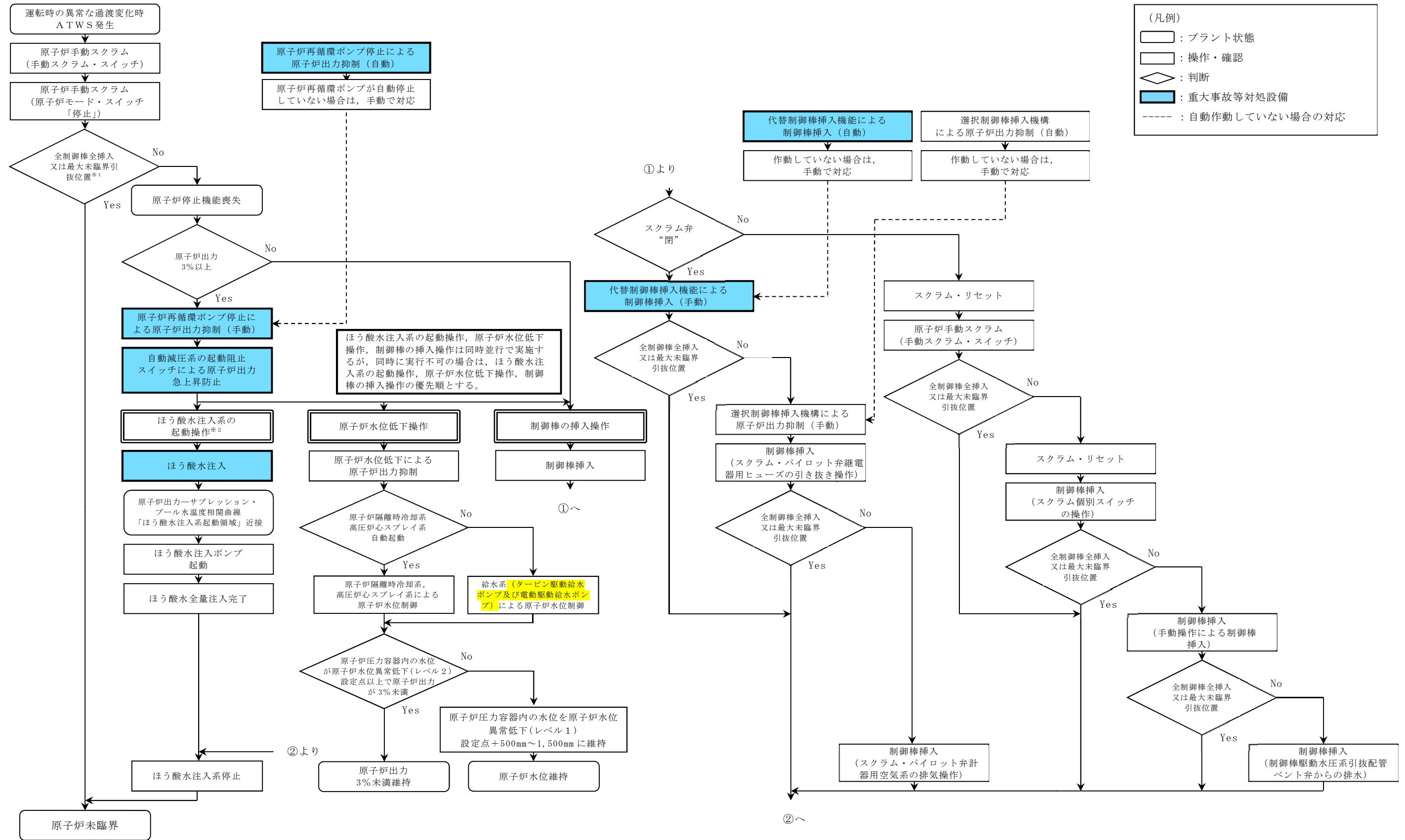
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | 備考 | | | | | |
|---|----------------------------|---------|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|--|--|--|--|
| | | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 35 | 40 | 45 | 50 | 55 | 60 | 65 | 70 | 75 | | 80 | | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御 「反応度制御」 制御棒手動挿入 (スクラム弁が開の場合) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 2 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 運転員等 (当直運転員) (現場) | 2 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | 備考 | | | | | |
|---|----------------------------|---------|----|----|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|----|-----|--|--|--|----|
| | | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 35 | 70 | 75 | 80 | 85 | 120 | 125 | 130 | 135 | | 140 | | | | |
| 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御 「反応度制御」 制御棒手動挿入 (スクラム弁が開の場合) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 2 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 運転員等 (当直運転員) (現場) | 2 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ※1 |

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

第 1.1-6 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

タイムチャート



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

第 1.1-7 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (1/6)

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

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/6）

| 重大事故等対処設備 | | | | | 自主対策設備 | |
|-----------------------------|---|----------|------------------|----|---------------------|-----------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 代替制御棒挿入機能による制御棒挿入 | A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能） ^{*1} | 既設 | ① ② ⑥ ⑦ | - | 原子炉手動スクラム | 制御棒 |
| | A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ ^{*1} | 既設 | | | | 制御棒駆動機構 |
| | 制御棒 | 既設 | | | | 制御棒駆動系水圧制御ユニット |
| | 制御棒駆動機構 | 既設 | | | | 手動スクラム・スイッチ |
| | 制御棒駆動系水圧制御ユニット | 既設 | | | | 原子炉モード・スイッチ「停止」 |
| | 制御棒駆動系配管・弁 | 既設 | | | | 制御棒駆動系配管・弁 |
| | 非常用交流電源設備 | 既設 | | | | 非常用交流電源設備 |
| | 燃料給油設備 | 既設 | | | | 燃料給油設備 |
| - | - | - | - | - | 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制 | 制御棒 |
| | | | | | | 制御棒駆動機構 |
| | | | | | | 制御棒駆動系水圧制御ユニット |
| | | | | | | 選択制御棒挿入機構 |
| | | | | | | 制御棒駆動系配管・弁 |
| | | | | | | 非常用交流電源設備 |
| | | | | | | 燃料給油設備 |
| 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制 | A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能） ^{*1} | 既設 | ① ③ ⑥ ⑧ | - | - | - |
| | 原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチ ^{*1} | 既設 | | | | |
| | 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ ^{*1} | 既設 | | | | |
| | 原子炉再循環ポンプ遮断器 | 既設 | | | | |
| | 低速度用電源装置遮断器 | 既設 | | | | |
| | 非常用交流電源設備 | 既設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 既設 | | | | |
| 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止 | 自動減圧系の起動阻止スイッチ | 新設 | ① ⑥ | - | - | - |
| | 非常用交流電源設備 | 既設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 既設 | | | | |

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/6)

| 重大事故等対処設備 | | | | | 自主対策設備 | |
|-----------|-------------|----------|-----------------------|----|-------------------|---|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| ほう酸水注入 | ほう酸水注入ポンプ | 既設 | ① ④ ⑤ ⑥ ⑨ | - | - | - |
| | ほう酸水貯蔵タンク | 既設 | | | | |
| | ほう酸水注入系配管・弁 | 既設 | | | | |
| | 原子炉圧力容器 | 既設 | | | | |
| | 非常用交流電源設備 | 既設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 既設 | | | | |
| - | - | - | - | - | 原子炉水位低下による原子炉出力抑制 | 原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ タービン駆動給水ポンプ 電動駆動給水ポンプ 給水制御系 |
| - | - | - | - | - | 制御棒挿入 | 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系水圧制御ユニット 制御棒駆動系配管・弁 スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁 スクラム個別スイッチ 制御棒手動操作系 非常用交流電源設備 燃料給油設備 |

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/6）

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

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／6）

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

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

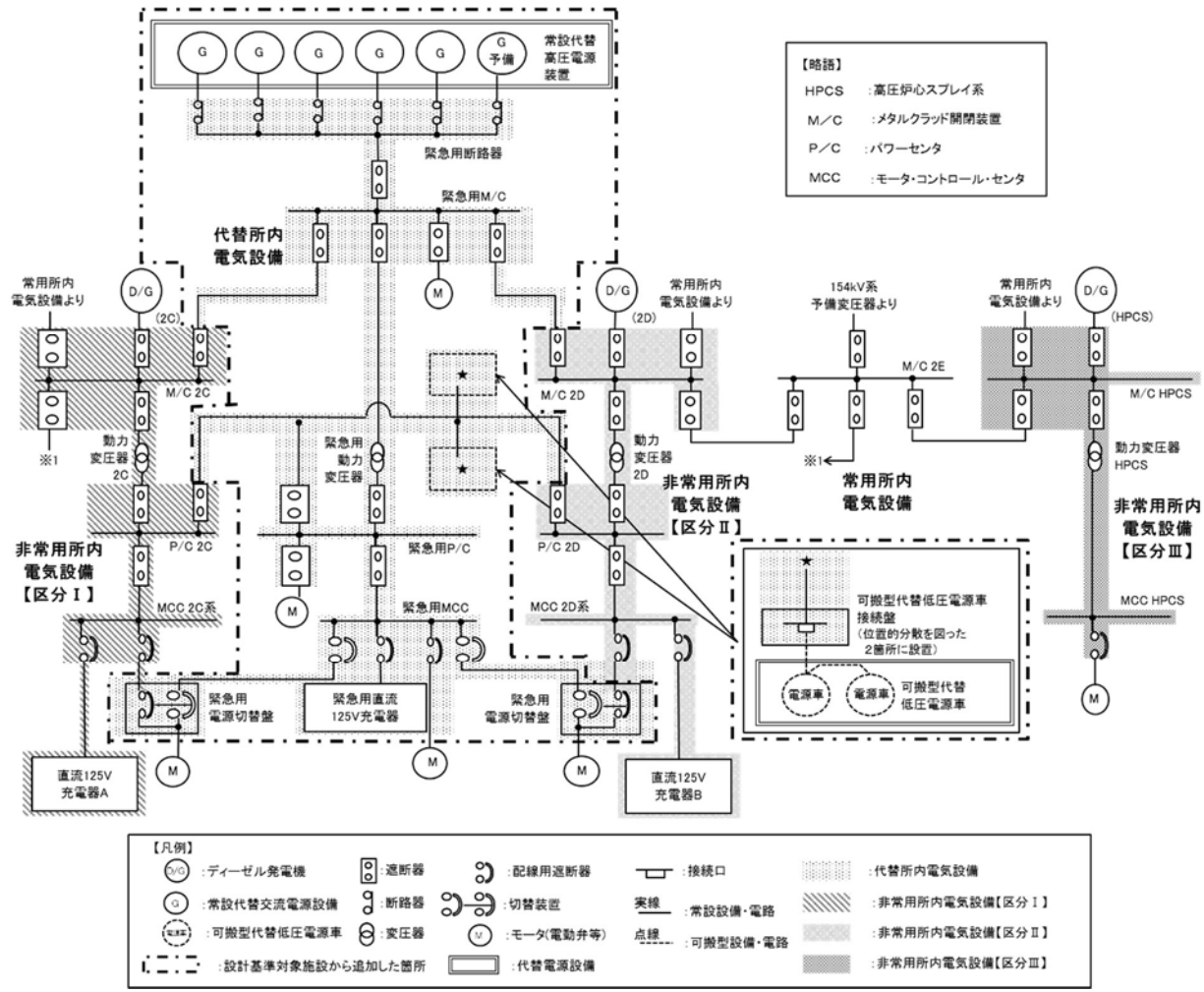
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6／6）

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

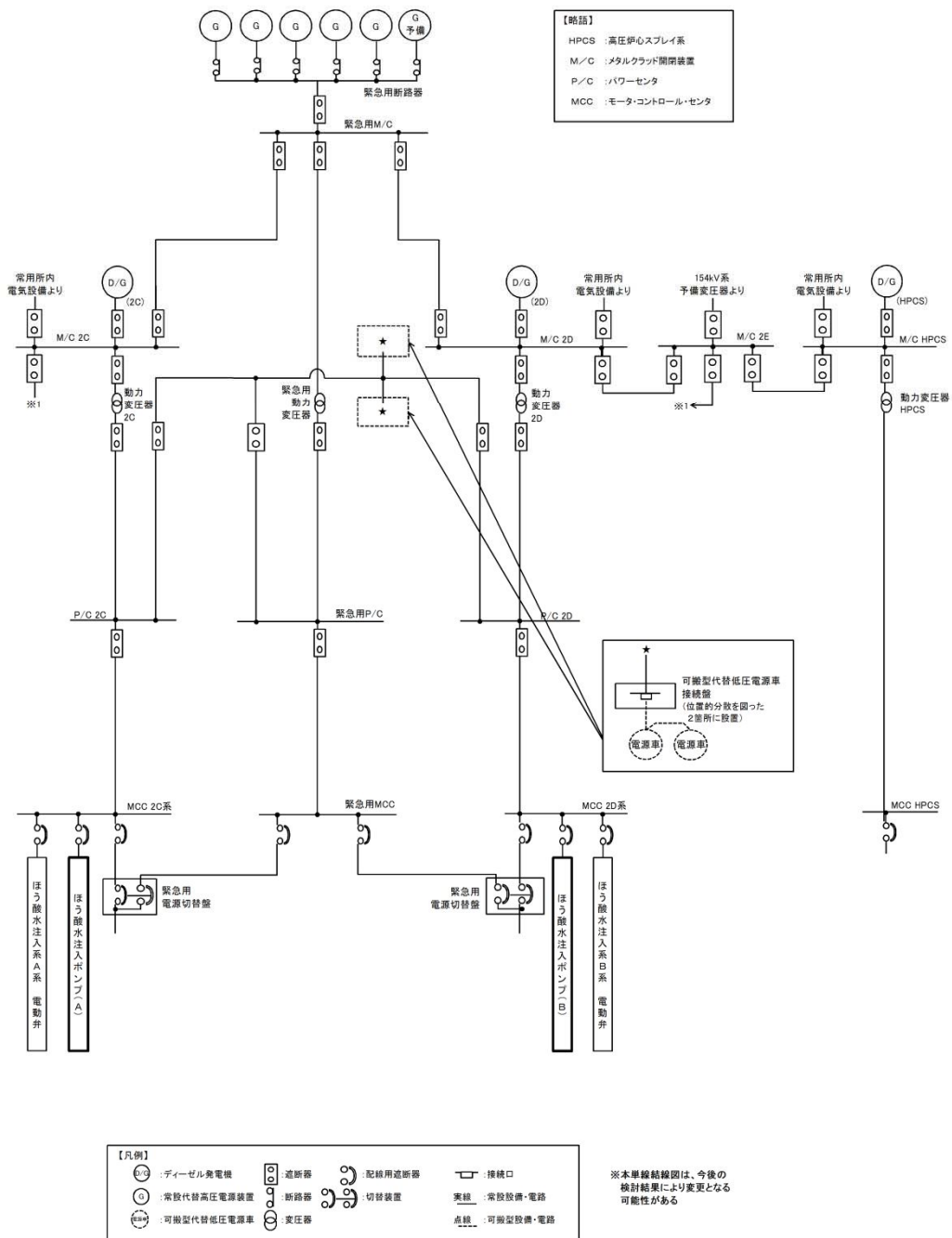
※1：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

自主対策設備仕様

| 機器名称 | 常設／可搬 | 耐震性 | 容量 | 揚程 | 台数 |
|-------------|-------|------|--------------------------|--------|----|
| タービン駆動給水ポンプ | 常設 | Bクラス | 4,315m ³ /h | 685.8m | 2台 |
| 電動駆動給水ポンプ | 常設 | Bクラス | 2,157.5m ³ /h | 762m | 2台 |



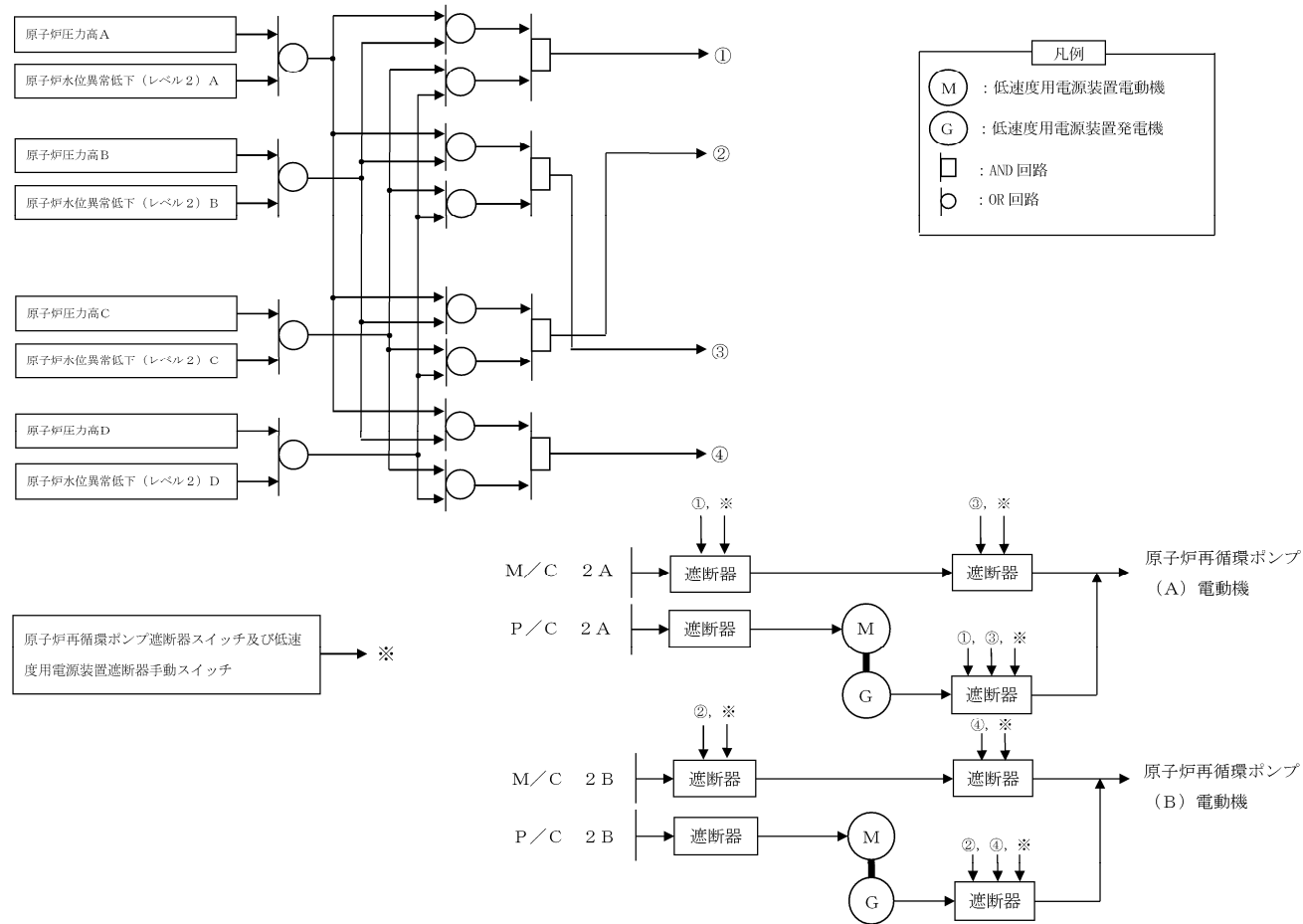
第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第 2 図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）

第1表 原子炉スクラム信号一覧表

| |
|--|
| |
|--|



第 1 図 ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能） 説明図

重大事故対策の成立性

1. 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

(1) スクラム・パイロット弁計器用空気系排気

a. 操作概要

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

b. 作業場所

c. 必要要員数及び操作時間

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

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：73分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

：5分以内（操作対象：3弁）

d. 操作の成立性について

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

又は携行して作業を行う。

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

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

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



スクラム用空気元弁

スクラム用空気元弁操作



スクラム・パイロット弁

計器用空気排気操作

計器用空気系

(2) スクラム個別スイッチによる制御棒挿入

a. 操作概要

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

b. 作業場所

c. 必要要員数及び操作時間

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

必要要員数 : 2名 (運転員等 (当直運転員) 2名)

所要時間目安 : 128分以内 (放射線防護具着用及び移動を含む)

d. 操作の成立性について

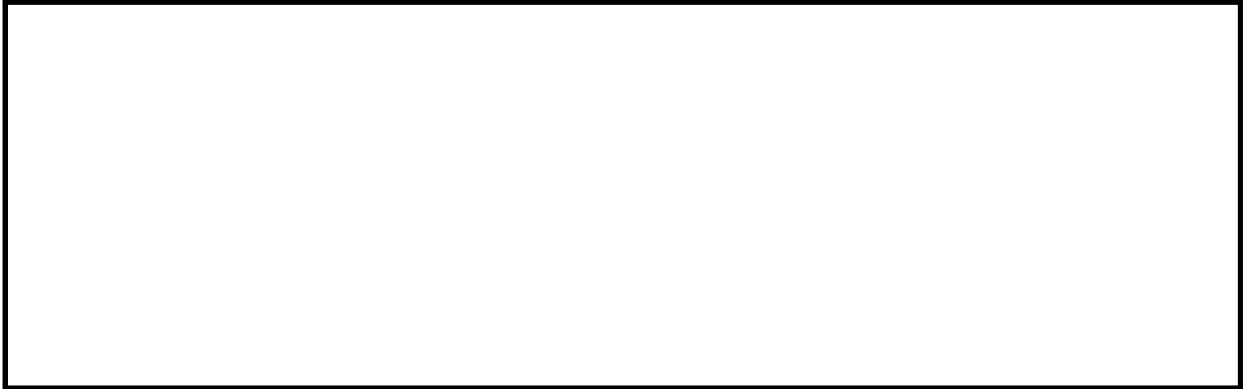
作業環境 : 非常用照明を配備しており、常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具 (全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋) を着用又は携行して作業を行う。

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

操作性 : 通常のスイッチ操作であり、容易に操作可能である。また、操作対象スイッチは通路付近であり、操作性に支障はない。

連絡手段 : 携行型有線通話装置、電力保安通信用電話装置 (固定電話)

機，PHS 端末) 又は送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。



スクラム個別スイッチ

スクラム個別スイッチ操作

(3) 制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁による排水

a. 操作概要

制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁による排水が必要な状況において、まで移動するとともに、現場に設置してある制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁を開とすることで、ピストン上部の冷却材を排水し、制御棒を作動させる。

b. 作業場所

c. 必要要員数及び操作時間

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

必要要員数 : 2名 (運転員等 (当直運転員) 2名)

所要時間目安 : 982分以内 (放射線防護具着用及び移動を含む)

: 457分以内 (操作対象 : 185弁)

d. 操作の成立性について

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

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

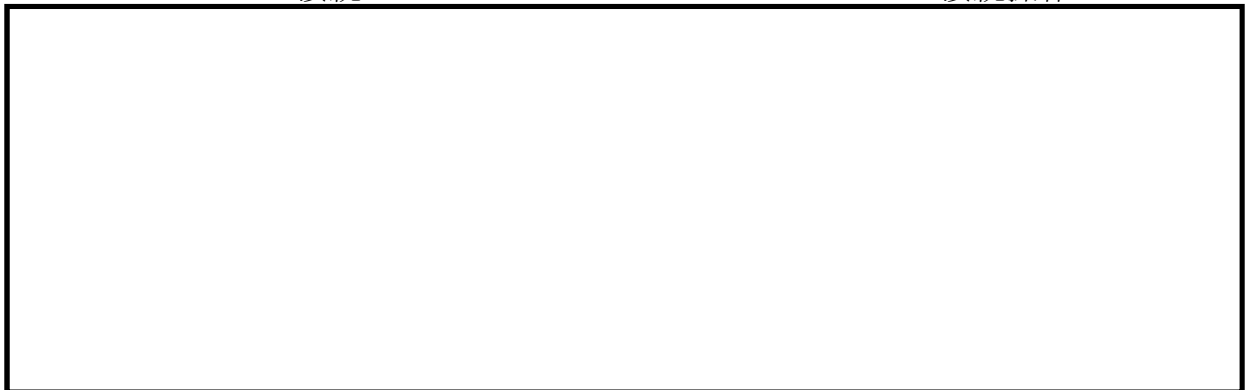
操作性 : 通常の弁操作であり、容易に操作可能である。また、操作対象弁は通路付近であり、操作性に支障はない。

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



ホース接続

ホース接続操作



引抜配管ベント弁

引抜配管ベント弁操作

中性子束振動が発生した場合の対応について

1. 中性子束振動が発生した場合の対応

以下のいずれかの状況が確認された場合に、中性子束振動が発生したと判断し、ほう酸水注入系によりほう酸水の注入を実施する。

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

2. 中性子束振動の判断基準について

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

3. 局所出力領域計装による認知の容易性について

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

※：燃料棒の線出力密度の熱的制限値（44kW/m）を100%とした相対値

サプレッション・プール水温度における設定根拠の考え方について

サプレッション・プール水温度における設定根拠の考え方について、以下に示す。

第 1 表

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

原子炉手動スクラムにおける設備の位置付けについて

現在、原子炉自動スクラムに失敗した場合、手動スクラム・スイッチ及び原子炉モード・スイッチを使用して、手動で原子炉を停止する手順としている。これら手動で原子炉を停止するために使用する設備は、技術的能力審査基準「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」において、自主対策設備として位置付けている。

以下、これらの設備を自主対策設備として位置付けている理由とその妥当性について整理する。

1. 手動スクラムに係る設備を自主対策設備とする理由について

運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を停止させるための設計基準事故対処設備は、原子炉緊急停止系である。このため、技術的能力審査基準「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」での機能喪失原因対策分析では、原子炉緊急停止系を故障想定対象として抽出している。

原子炉緊急停止系で手動スクラムと共用している箇所は、スクラム回路であり、これらの故障を想定した場合、手動による原子炉の緊急停止に失敗するおそれがある。

一方、共用している箇所以外の故障によって原子炉スクラムに失敗した場合には、手動スクラム・スイッチ又は原子炉モード・スイッチの手動操作によって、原子炉停止できることがある。

このため、機能喪失原因対策分析上、必ず期待し得る対策ではないものの、故障の状況によっては有効となる対策であることから、自主対策設備として整理している。

2. 手動スクラムに係る設備を自主対策設備とした場合の基準適合性について

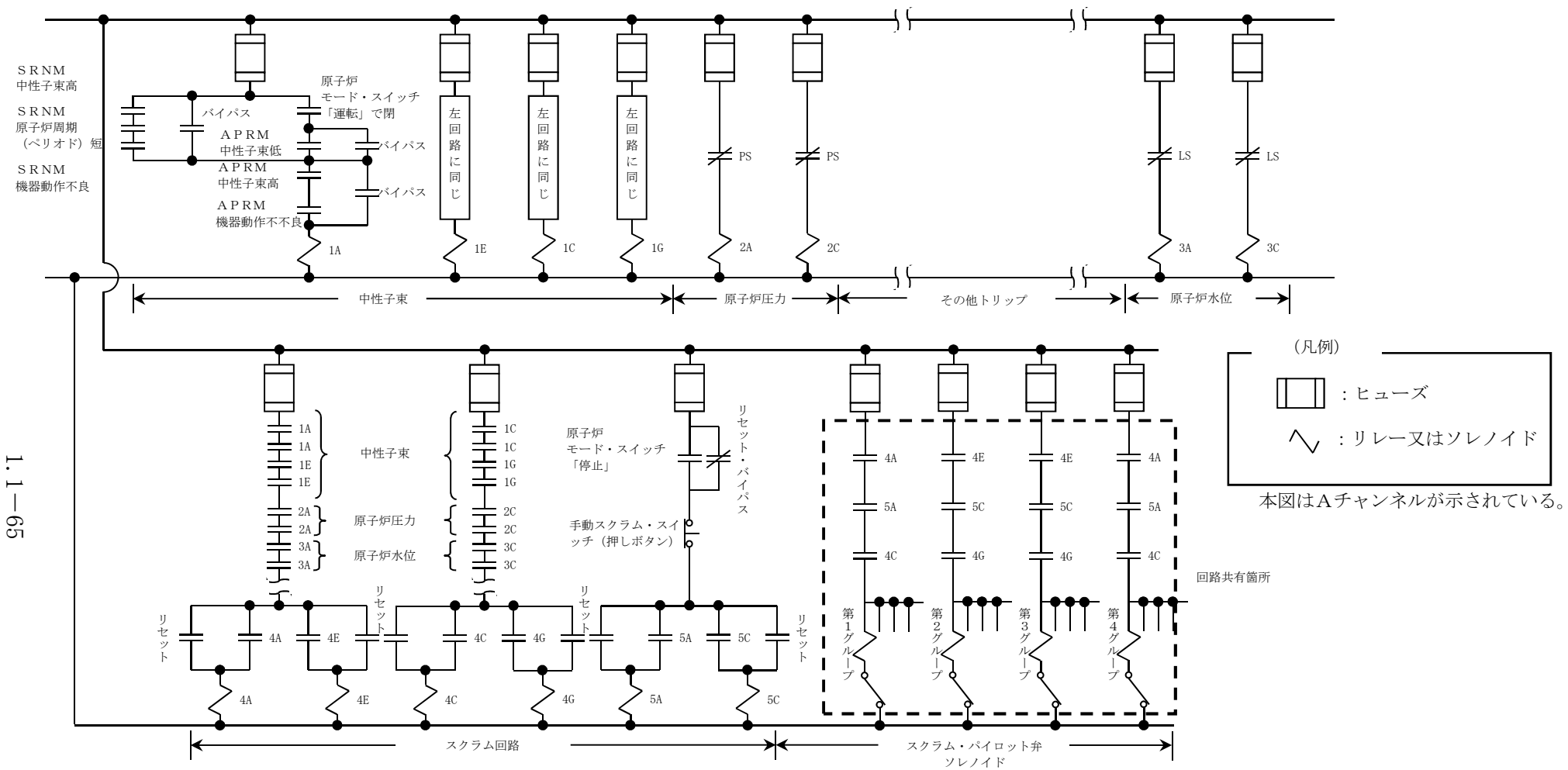
設置許可基準規則（第44条）において重大事故等対処設備に位置付ける設備は、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の自動信号による原子炉を緊急停止する機能である。

一方、技術的能力審査基準（1.1）では、解釈の第2項(1)a)を満足する手順として、自動で作動するA T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を手動にて操作する手順を整備し、その際に使用する設備を重大事故等対処設備としている。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し共通要因によって機能喪失することがない設計としているため、基準適合に係る重大事故等対処設備として整理できる。このため、手動スクラム・スイッチ及び原子炉モード・スイッチを自主対策設備としても、基準適合性の観点から問題となることはないとする。

第1表

| 設置許可基準規則（第44条） | | 技術的能力審査基準（1.1） | |
|--|-------------------------|--|-------------------------------|
| 【解釈】 | 対処設備 | 【解釈】 | 対処設備 |
| センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）を整備すること。 | A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能） | 「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。 | A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ |
| | | | 手動スクラム・スイッチ |
| | | | 原子炉モード・スイッチ「停止」 |



注：SRNMは起動領域モニタを，APRMは平均出力領域モニタを示す。

第1図 原子炉緊急停止系 概要図

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」における優先順位の考え方について

A T W S が発生した場合、原子炉は臨界状態が継続し、原子炉出力が高い状態で維持され、原子炉で発生する熱によって原子炉格納容器内の圧力が上昇することで、炉心損傷より先に原子炉格納容器破損に至るため、原子炉を未臨界状態に移行させることで原子炉での発生熱量を低下させるとともに、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。この場合の対応として、原子炉を未臨界に移行させるための「ほう酸水注入系の起動操作」、原子炉出力及びサプレッション・プール水温度の上昇を抑制する「原子炉水位低下操作」がある。また、操作時間を要するが原子炉を未臨界にすることが可能である「制御棒の挿入操作」がある。以下に各々の操作における優先順位の考え方について示す。

1. ほう酸水注入系の起動操作における優先順位の考え方

制御棒に代わり、未臨界維持するための手段として、ほう酸水注入系によるほう酸注入手段がある。ほう酸水による未臨界移行には時間を要するため、速やかに実施する必要がある。

2. 原子炉水位低下操作における対応手段の考え方

ほう酸水注入による未臨界移行までの間の、原子炉格納容器への熱負荷を低減させるために、注水量抑制によって、原子炉水位低下措置を講じる。

(1) 原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプが自

動起動していない場合

給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）は注水量が多いため、給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）が作動している場合は、原子炉水位が高めに維持され、原子炉出力が増加するため、原子炉への注水量を減少させる。なお、タービン駆動給水ポンプは原子炉からの発生蒸気を使用することから、原子炉水位低下操作により原子炉出力が低下した場合は、電動駆動給水ポンプに切り替え、原子炉の水位低下操作を継続する。

(2) 原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプが自動起動した場合

原子炉水位異常低下（レベル2）設定点に到達すると高圧炉心スプレイ系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプが自動起動し、これらのポンプにより原子炉への注水が開始される。給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）が作動している場合は、(1)の状況よりも原子炉への注水量が多く、より原子炉出力が増加するため、給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）を待機状態にする。

部分制御棒挿入失敗時、又はほう酸水が注入されて原子炉からの発生蒸気量を高圧炉心スプレイ系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプの注水量が上回った場合は、給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）を待機状態にする。

3. 制御棒の挿入操作

制御棒の挿入操作は、スクラム弁の開・閉状態により、その後の操作が選択されることから、最初に実施すべきことは、スクラム弁

の状態を確認することである。以下にスクラム弁の状態による制御棒の挿入操作の優先順位の考え方を示す。

(1) スクラム弁が閉の場合

スクラム弁が閉の場合は、スクラム弁を開とする手段及び中央制御室から容易に操作が可能な手段を優先する。そのため、主制御盤から容易にスクラム弁を開とすることが可能なA T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び補助制御盤にてスクラム弁を電氣的に開放するスクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引き抜き操作を実施する。

(2) スクラム弁が開の場合

スクラム弁が開の場合は、原子炉スクラムをリセットし、制御棒を挿入するための方法を試みる準備を実施する。原子炉スクラムのリセットが成功した場合は、原子炉スクラムが可能な手段及び中央制御室から容易に操作が可能な手段を優先することから、手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラムを実施する。また、制御棒の挿入が確認されない場合は、原子炉スクラムをリセットし、スクラム個別スイッチの操作を実施する。

スクラム個別スイッチの操作により制御棒が挿入できない場合は、原子炉圧力容器内の圧力と御棒駆動水圧系駆動水圧力の差圧を確保し、制御棒の挿入を実施する。

手順のリンク先について

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ついて、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

- ・ほう酸水注入ポンプ，電動弁及び監視計器への電源供給手順

<リンク先> 1.14.2.4(1) 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

- ・非常用交流電源設備への燃料給油手順

<リンク先> 1.14.2.5(1) c. 軽油貯蔵タンクから2C・2D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機への給油

- ・操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順

<リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失時の手順

1.15.2.2 計測に必要な電源が喪失した場合の手順

技術的能力における設備名称の括弧書きの記載方針について

1. 概要

技術的能力において、設備名称に括弧書きを加えて記載しているため、記載方針について整理した。

文章の説明上、設備の名称に説明を追記した方がわかり易い場合は、下表の分類B～Dのような情報を括弧書きで追記する。

2. 記載方針

設備名の記載の考え方を以下に示す。

| 分類 | 考え方 |
|----|--------------------------------------|
| A | 括弧書きも含めて設備の名称をそのまま記載する。 |
| B | 通常とは異なる操作，系統構成で使用するものは括弧書きで記載する。 |
| C | 同じ設備名称で複数の手段がある場合は括弧書きでその手段を記載する |
| D | 操作場所，付帯設備等の補足事項を記載する必要がある場合は括弧に記載する。 |

技術的能力において、括弧書きで記載している設備及び分類を以下に示す。

1.1

| | |
|---|---------------------------------|
| A | A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能） |
| A | 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） |
| A | A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ |

1.2

| | |
|---|------------------------------|
| C | 代替交流電源設備（常設又は可搬型） |
| C | 代替直流電源設備（常設又は可搬型） |
| A | 原子炉水位（狭帯域）※ ¹ |
| A | 原子炉水位（広帯域）※ ¹ |
| A | 原子炉水位（S A 広帯域）※ ¹ |
| A | 原子炉水位（S A 燃料域）※ ¹ |
| A | 原子炉圧力（S A）※ ¹ |
| A | 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 |
| A | 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 |
| A | 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 |
| A | 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ |

※¹：監視及び制御に使用する設備（監視計器）

1.3

| | |
|---|--|
| C | 逃がし安全弁（逃がし弁機能） |
| C | 逃がし安全弁（自動減圧機能） |
| C | 逃がし安全弁（安全弁機能） |
| C | 逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能） |
| A | 高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系） |
| A | 高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系） |
| A | 可搬型窒素供給装置（小型） |
| C | 直流電源（常設直流電源又は常設直流電源系統） |
| C | アキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用） |
| C | 代替直流電源設備（常設代替直流電源設備として使用する緊急用 125V 系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器） |
| C | 代替交流電源設備（常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車） |
| A | 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 |
| A | 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 |

1.4

| | |
|---|---------------------------------|
| C | 残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ |
| C | 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ |
| C | 可搬型代替注水大型ポンプ（低圧代替注水系（可搬型）として使用） |
| C | 可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用） |
| B | 残留熱除去系ポンプ（海水冷却） |
| B | 低圧炉心スプレィ系ポンプ（海水冷却） |
| A | ペDESTAL（ドライウエル部） |

1.5

| | |
|---|--------------------------------|
| C | 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ |
| C | 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ |
| C | 残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却系）ポンプ |
| A | 第一弁（S/C側） |
| A | 第一弁（D/W側） |
| A | 第一弁（S/C側）バイパス弁 |
| A | 第一弁（D/W側）バイパス弁 |
| C | 可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用） |
| A | 窒素ガス補給弁（S/C側） |
| A | フィルタベント装置ドレン移送ライン切替え弁（S/C側） |
| A | 真空破壊弁（S/C→D/W） |

1.6

| | |
|---|---------------------------------------|
| C | 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ |
| C | 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ |
| C | 可搬型代替注水大型ポンプ（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）として使用） |
| C | 可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用） |
| B | 残留熱除去系ポンプ（海水冷却） |

1.7

| | |
|---|--------------------------------|
| A | 第一弁（S/C側） |
| A | 第一弁（D/W側） |
| A | 第一弁（S/C側）バイパス弁 |
| A | 第一弁（D/W側）バイパス弁 |
| A | 第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ） |
| A | 第二弁操作室空気ポンベユニット（配管・弁） |
| C | 可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用） |
| A | フィルタベント装置ドレン移送ライン切替え弁（S/C側） |
| A | 窒素ガス補給弁（S/C側） |

1.8

| | |
|---|---------------------------------|
| A | ペDESTAL (ドライウエル部) |
| C | 可搬型代替注水大型ポンプ (代替残留熱除去系海水系として使用) |
| A | 高压代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 |
| A | 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 |
| A | 高压代替注水系 (注水系) 配管・弁 |
| A | 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁 |

1.9

| | |
|---|---------------------------------|
| A | 格納容器内水素濃度 (SA) ※1, ※2 |
| A | 格納容器内酸素濃度 (SA) ※1, ※2 |
| C | 可搬型代替注水大型ポンプ (代替残留熱除去系海水系として使用) |
| A | 第一弁 (S/C側) |
| A | 第一弁 (D/W側) |
| A | 原子炉格納容器 (S/C側) |
| A | 原子炉格納容器 (D/W側) |
| A | 窒素ガス補給弁 (S/C側) |
| A | 窒素ガス補給弁 (D/W側) |
| D | データ表示装置 (待避室) |

※1: 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視で使用する設備 (監視計器)

※2: 代替電源設備により給電する設備

1.10

| | |
|---|---|
| A | 原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋原子炉棟 6 階，原子炉建屋原子炉棟 2 階及び原子炉建屋原子炉棟地下 1 階）※ ¹ |
|---|---|

※¹：原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視で使用する設備（監視計器）

1.11

| | |
|---|--|
| C | 可搬型代替注水大型ポンプ（代替燃料プール注水系（注水ライン）として使用） |
| C | 可搬型代替注水大型ポンプ（代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル） |
| C | 可搬型代替注水大型ポンプ（代替燃料プール冷却系として使用） |
| C | 可搬型代替注水大型ポンプ（大気への拡散抑制として使用） |
| A | 使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）※ ¹ 、※ ² |
| A | 使用済燃料プール温度（S A）※ ¹ 、※ ² |
| A | 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）※ ¹ 、※ ² |
| A | 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）※ ¹ 、※ ² |
| A | 低圧代替注水系系統流量（使用済燃料プール） |
| A | 緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器） |

※¹：使用済燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）

※²：代替電源設備により給電する設備

1.12

| | |
|---|--------------------|
| A | 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） |
| A | 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） |
| A | 泡消火薬剤容器（消防車用） |
| D | 消火栓（原水タンク） |
| A | 海水取水箇所（S A 用海水ピット） |

1. 13

| | |
|---|---|
| B | 残留熱除去系ポンプ（海水冷却） |
| B | 低圧炉心スプレイ系ポンプ（海水冷却） |
| A | 海水取水箇所（SA用海水ピット） |
| C | 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ |
| C | 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ |
| C | 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ |
| C | 残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ |
| A | 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用） |
| A | 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用） |
| C | 可搬型代替注水大型ポンプ（代替非常用ディーゼル発電機海水系又は代替高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系として使用） |
| C | 可搬型代替注水大型ポンプ（代替燃料プール冷却系として使用） |
| C | 可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用） |
| D | 淡水タンク（多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンク） |
| D | 復水貯蔵タンク（自主対策設備） |
| D | 代替淡水貯槽（淡水） |
| D | 西側淡水貯水設備（淡水） |
| A | 高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク） |
| A | 高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（サブプレッション・プール） |
| A | 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 |
| A | 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ |

1.14

| | |
|---|----------------------|
| D | 可搬型代替低圧電源車（可搬型整流器経由） |
| C | 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能） |

1.15

| | |
|---|-----------------------|
| A | 安全パラメータ表示システム（SPDS） |
| A | 代替電源（常設代替交流電源設備） |
| A | 代替電源（緊急時対策所用代替交流電源設備） |

1.16

| | |
|------|------------------|
| A | 可搬型照明（SA） |
| D | データ表示装置（待避室） |
| A, D | 衛星電話設備（可搬型）（待避室） |
| A | 空気ポンプユニット（空気ポンプ） |
| A | 空気ポンプユニット（配管・弁） |
| A | 衛星電話設備（屋外アンテナ） |

1.17

| | |
|---|--|
| C | 可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaIシンチレーションサーベイ・メータ， β 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ） |
| D | 記録装置（電子メモリ） |

1.18

| | |
|---|--|
| D | 緊急時対策所用発電機(予備) |
| A | 可搬型モニタリング・ポスト(加圧判断用) |
| A | 安全パラメータ表示システム(S P D S) |
| A | 衛星電話設備(固定型) |
| A | 衛星電話設備(携帯型) |
| A | 無線連絡設備(固定型) |
| A | 無線連絡設備(携帯型) |
| C | 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム, I P 電話及びI P - F A X) |
| A | 送受信器(ページング) |
| C | 電力保安通信用電話設備(固定電話機, P H S 端末及びF A X) |
| D | テレビ会議システム(社内) |
| D | 加入電話設備(加入電話及び加入F A X) |
| A | 専用電話設備(専用電話(ホットライン)(自治体向)) |
| D | 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク(予備) |
| D | 緊急時対策所用発電機給油ポンプ(予備) |
| D | 発電機出力用遮断器(予備) |
| A | 衛星電話設備(屋外アンテナ) |

1.19

| | |
|---|--|
| A | 衛星電話設備（固定型） |
| A | 衛星電話設備（携帯型） |
| A | 無線連絡設備（固定型） |
| A | 無線連絡設備（携帯型） |
| A | 送受信器（ページング） |
| C | 電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及び F A X） |
| A | 安全パラメータ表示システム（S P D S） |
| A | 緊急時対策支援システム（E R S S） |
| C | 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I P 電話及び I P - F A X） |
| D | 加入電話設備（加入電話及び加入 F A X） |
| A | 専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向）） |
| D | テレビ会議システム（社内） |
| D | 通信設備（発電所内） |
| D | 通信設備（発電所外） |
| D | データ伝送設備（発電所内） |
| D | データ伝送設備（発電所外） |
| A | 衛星電話設備（屋外アンテナ） |
| A | 衛星電話設備（屋上アンテナ）電路 |

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

1.2.2 重大事故等時の手順

1.2.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順

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

1.2.2.2 フロントライン系故障時の対応手順

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

1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順

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

1.2.2.4 監視及び制御

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

1.2.2.5 重大事故等の進展抑制時の対応手順

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

1.2.2.6 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.2.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.2.2 自主対策設備仕様

添付資料1.2.3 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.2.4 重大事故対策の成立性

1. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動
 - (1) 現場での人力操作による高圧代替注水系起動
2. ほう酸水注入系による原子炉注水
 - (1) ほう酸水注入系による原子炉注水（継続注水）

添付資料 1.2.5 原子炉水位計の校正条件について

添付資料 1.2.6 全交流動力電源喪失時に高圧注水系の起動に失敗した場合の
処置について

添付資料 1.2.7 手順のリンク先について

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、原子炉を冷却し炉心の著しい損傷を防止するための設計基準事故対処設備として原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ及びサプレッション・プールを設置している。

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

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

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

備。

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

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

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

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

a. 設計基準事故対処設備を使用した対応手段及び設備

設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が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及び高圧炉心スプレイ系を設計基準事故及び重大事故等時の対処に用いる場合の水源はサブプレッション・プールである。また、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系で用いることができる水源は、サブプレッション・プールの他に復水貯蔵タンクもあり、復水

貯蔵タンクを使用する場合のサブプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの切り替え手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・サブプレッション・プール

高圧炉心スプレイ系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・高圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・サブプレッション・プール

b. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 高圧代替注水系による原子炉注水

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

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

i) 中央制御室からの高圧代替注水系起動

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

- ・常設高圧代替注水系ポンプ
- ・サブプレッション・プール

(b) 重大事故等対処設備

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

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

(添付資料1.2.1)

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

c. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水

設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により原子炉注水ができない場合は、常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池から給電される常設高圧代替注水系ポンプを中央制御室からの手動操作により起動し原子炉へ注水する手段がある。

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

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

i) 中央制御室からの高圧代替注水系起動

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

ii) 現場での人力操作による高圧代替注水系起動

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

- ・常設高圧代替注水系ポンプ
- ・サブプレッション・プール

(b) 復旧

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動及び運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備（常設又は可搬型）又は代替直流電源設備（常設又は可搬型）により原子炉隔離時冷却系の起動及び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として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器に給電し、原子炉隔離時冷却系の起動及び運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉注水を継続する。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ

- ・サブプレッション・プール

なお、代替交流電源設備として使用する常設代替高压電源装置及び可搬型代替低压電源車に燃料を給油することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。

ii) 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低压電源車及び可搬型整流器により、原子炉隔離時冷却系の起動及び運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉注水を継続する。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・サブプレッション・プール

なお、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低压電源車に燃料を給油することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。

(c) 重大事故等対処設備

「1.2.1(2) c. (a) i) 中央制御室からの高压代替注水系起動」で使用する設備における重大事故等対処設備の位置づけは、「1.2.1(2) b. (b) 重大事故等対処設備」と同様である。

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

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

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

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

(添付資料1.2.1)

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

d. 監視及び制御

(a) 監視及び制御

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

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

さらに、原子炉を冷却するための原子炉水位を制御する手段がある。

なお、現場計器については、S_s機能維持を担保する設計である。

監視及び制御に使用する設備（監視計器）は以下のとおり。

高压代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器

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

高压代替注水系（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広帯域^{※2}，S A燃料域^{※2}）
- ・高压代替注水系系統流量

- ・可搬型計測器
- ・常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力
- ・常設高压代替注水系ポンプ入口圧力
- ・高压代替注水系タービン入口圧力
- ・高压代替注水系タービン排気圧力

※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

「1.2.1(2) d. 監視及び制御」で使用する設備のうち，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（S A広帯域），原子炉水位（S A燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（S A），高压代替注水系系統流量，サプレッション・プール水位，常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力，常設高压代替注水系ポンプ入口圧力，高压代替注水系

タービン入口圧力、高圧代替注水系タービン排気圧力及び可搬型計測器は重大事故等対処設備として位置づける。

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

(添付資料1.2.1)

以上の重大事故等対処設備を用いて原子炉水位及び常設高圧代替注水系ポンプの作動状況を監視することにより、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、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・監視及び制御で使用する原子炉水位（狭帯域）

原子炉水位（狭帯域）の伝送器は耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、複数の計器で監視する手段として有効である。

(添付資料1.2.2)

e. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備

(a) 重大事故等の進展抑制

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

i) ほう酸水注入系による原子炉注水

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

さらに、ほう酸水貯蔵タンクに純水系から補給することで、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注水を継続する。

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

- ・ほう酸水注入ポンプ
- ・ほう酸水貯蔵タンク

ii) 制御棒駆動水圧系による原子炉注水

復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系により原子炉へ注水する設備は以下のとおり。

- ・制御棒駆動水ポンプ
- ・復水貯蔵タンク

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

(添付資料1.2.1)

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

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

- ・純水系（ほう酸水注入系による原子炉注水を継続させる場合）

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

- ・制御棒駆動水ポンプ及び復水貯蔵タンク

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

(添付資料1.2.2)

f. 手順等

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

これらの手順は、運転員等^{※3}及び重大事故等対応要員の対応として、「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.2-1表）。

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

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

（添付資料1.2.3）

1.2.2 重大事故等時の手順

1.2.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順

(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水

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

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

a. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

①自動起動信号が発信した場合。

原子炉水位異常低下（レベル2）信号が発信した場合。

②手動起動の場合。

給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）による原子炉注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において，サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

b. 操作手順

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.2-2図に，タイムチャートを第1.2-3図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に原子炉隔離時冷却系ポンプの手動起動又は自動起動の確認を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系ポンプの手動起動操作，又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル2））により，原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁が開し，原子炉隔離時冷却系ポンプが起動したことを確認した後，発電長に報告する。
- ③運転員等は中央制御室にて，原子炉への注水が開始されたことを原子炉隔離時冷却系系統流量の流量上昇で確認し，発電長に報告する。
- ④発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて，原子炉隔離時冷却系タービン回転数の調整により原子炉隔離時冷却系系統流量を調整することで，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持し，発電長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【自動起動信号が発信した場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、2分以内と想定する。

【手動起動の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、3分以内と想定する。

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

(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水

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

a. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

①自動起動信号が発信した場合。

原子炉水位異常低下（レベル2）又はドライウェル圧力高信号が発信した場合。

②手動起動の場合。

給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）及び原子炉隔離時冷却系による原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水

位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

b. 操作手順

高圧炉心スプレイ系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.2-4図に、タイムチャートを第1.2-5図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に高圧炉心スプレイ系ポンプの手動起動又は自動起動の確認を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、高圧炉心スプレイ系ポンプの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル2）又はドライウエル圧力高）により高圧炉心スプレイ系ポンプが起動し、高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁が開となったことを確認した後、発電長に報告する。
- ③運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを高圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。
- ④発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁の開閉操作により高圧炉心スプレイ系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持し、発電長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから高圧炉心スプレイ系による原子炉注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【自動起動信号が発信した場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，3分以内と想定する。

【手動起動の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，3分以内と想定する。

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

1.2.2.2 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 高圧代替注水系による原子炉注水

a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動

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

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

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

(添付資料1.2.5)

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

概要図を第1.2-6図に、タイムチャートを第1.2-7図に示す。

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

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

③運転員等は中央制御室にて、中央制御室からの高圧代替注水系起動に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。

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

⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁の閉を確認する。

なお、高圧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S A蒸気止め弁を閉にする。

- ⑥運転員等は中央制御室にて、高圧代替注水系注入弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁を開にする。
- ⑦運転員等は、発電長に中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑧発電長は、運転員等に中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、高圧代替注水系タービン止め弁を開とし、常設高圧代替注水系ポンプを起動する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを高圧代替注水系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。
- ⑪発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように指示する。
- ⑫運転員等は中央制御室にて、常設高圧代替注水系ポンプを起動・停止することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

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

(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1.2-14図に示す。

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失し原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合は、中央制御室からの手動操作により重大事故等対処設備である高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する。

1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順

(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水

a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉への注水ができない場合に、常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池から給電される常設高圧代替注水系ポンプを中央制御室からの手動操作により起動し原子炉への注水を実施する。

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

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

(添付資料1.2.5)

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

中央制御室からの高圧代替注水系起動の操作手順については、

「1.2.2.2(1) a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

中央制御室からの高圧代替注水系起動の操作の成立性については、

「1.2.2.2(1) a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」の操作の成立性と同様である。

b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉への注水ができない場合において、直流電源の確保ができず中央制御室からの手動操作により常設高圧代替注水系ポンプが起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により常設高圧代替注水系ポンプを起動し原子炉への注水を実施する。

なお、原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように原子炉水位（狭帯域、広帯域、燃料域、SA広帯域、SA燃料域）により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲

(把握能力) を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

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

(添付資料1.2.5)

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

概要図を第1.2-8図に、タイムチャートを第1.2-9図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に現場での人力操作による高圧代替注水系起動の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、原子炉水位及び高圧代替注水系系統流量の計器端子台に可搬型計測器を接続し、原子炉水位指示値を確認する。

③運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁の閉を確認、及び高圧代替注水系の駆動蒸気圧力が確保されていることを原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力指示値が0.93MPa [gage] 以上であることにより確認する。

なお、高圧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 S A 蒸気止め弁を閉とする。

④運転員等は、発電長に現場での人力操作による高圧代替注水系起動の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は、運転員等に現場での人力操作による高圧代替注水系起動での原子炉注水の系統構成を指示する。

⑥運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、高圧代替注水系注入弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁を開にする。

⑦運転員等は、発電長に現場での人力操作による高圧代替注水系起動での原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑧発電長は、運転員等に現場での人力操作による高圧代替注水系起動での原子炉注水の開始を指示する。

⑨運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、高圧代替注水系タービン止め弁を開操作することにより、常設高圧代替注水系ポンプを起動する。

⑩運転員等は中央制御室にて、常設高圧代替注水系ポンプの作動状況及び原子炉への注水が開始されたことを可搬型計測器を用いた原子炉水位及び高圧代替注水系系統流量指示値の上昇により確認し、発電長に報告する。なお、中央制御室にて原子炉水位及び高圧代替注水系系統流量の監視ができない場合は、原子炉建屋原子炉棟にて可搬型計測器を用いた原子炉水位指示値を監視し、現場計器にて常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値を確認することで、常設高圧代替注水系ポンプの作動状況及び原子炉への注水が開始されたことを確認する。

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

⑫運転員等は中央制御室にて、可搬型計測器を用いた原子炉水位指示値を確認し、原子炉建屋原子炉棟の運転員等と連絡を密にし、原子炉建屋原子炉棟の運転員等が常設高圧代替注水系ポンプを起動・停止することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

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

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

(添付資料1.2.4)

(2) 復旧

a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

全交流動力電源の喪失により所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器が機能喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動及び運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備の蓄電池により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使

用する可搬型代替低圧電源車により所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器に給電し，原子炉隔離時冷却系の起動及び運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉注水を実施する。

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

(c) 操作の成立性

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

また，原子炉隔離時冷却系による原子炉注水操作は，中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源

設備として使用する可搬型代替低圧電源車により電源復旧後、原子炉隔離時冷却系の原子炉注水開始まで3分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動及び運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備の蓄電池により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により給電し、原子炉隔離時冷却系の起動及び運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉注水を実施する。

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

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動及び運転継続に必要な所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合において、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により必要な直流電源を確保できない場合。

(b) 操作手順

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

(c) 操作の成立性

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

また、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により電源復旧後、原子炉隔離時冷却系の原子炉注水開始まで3分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(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1.2-14図に示す。

a. 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失した場合の対応

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

直流電源の確保ができず中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する。

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及び運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器に給電し、原子炉隔離時冷却系の起動及び運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉へ注水する。

代替交流電源設備により給電ができない場合は、常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により原子炉隔離時冷却系の起動及び運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉へ注水する。

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

(添付資料1.2.6)

1.2.2.4 監視及び制御

(1) 原子炉水位の監視又は推定

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

原子炉水位の監視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。

(2) 常設高圧代替注水系ポンプの作動状況確認

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時において、現場での人力操作により起動した常設高圧代替注水系ポンプの作動状況を中央制御室にて確認する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時において、現場での人力操作により常設高圧代替注水系ポンプを起動した場合。

(b) 操作手順

常設高圧代替注水系ポンプの作動状況確認に関する手順は、「1.2.2.3(1) b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動」にて整備する。

(c) 操作の成立性

常設高圧代替注水系ポンプの作動状況確認に関する操作の成立性については、「1.2.2.3(1) b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動」にて整理する。

(3) 原子炉水位の制御

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時において、現場での人力操作により常設高圧代替注水系ポンプを起動し原子炉へ注水をしている場合に、常設高圧代替注水系ポンプを起動・停止することで原子炉圧力容器内の水位を制御する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時において、現場での人力操作により常設高圧代替注水系ポンプを起動し原子炉へ注水をしている場合に、原子炉圧力容器内の水位の制御が必要な場合。

(b) 操作手順

常設高圧代替注水系ポンプによる原子炉水位の制御に関する手順については、「1.2.2.3(1) b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動」にて整備する。

(c) 操作の成立性

常設高圧代替注水系ポンプによる原子炉水位の制御に関する操作の成立性については、「1.2.2.3(1) b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動」にて整理する。

1.2.2.5 重大事故等の進展抑制時の対応手順

(1) 重大事故等の進展抑制

a. ほう酸水注入系による原子炉注水

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

さらに、ほう酸水貯蔵タンクに純水系から補給することで、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への注水を継続する。

(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の場合で、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、高圧代替注水系及び制御棒駆動水圧系により、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合。

(b) 操作手順

ほう酸水注入系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.2-10図に、タイムチャートを第1.2-11図に示す。

【ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉へのほう酸水注入】

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

【ほう酸水貯蔵タンクを使用した原子炉への継続注水】

- ⑥発電長は、運転員等にほう酸水注入系による原子炉への継続注水の開始を指示する。
- ⑦運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、ほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁及びほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁を開とし、ほ

う酸水注入系による原子炉への注水を継続し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記のほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉へのほう酸水注入は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してからほう酸水注入系による原子炉注水開始まで2分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

さらに、ほう酸水貯蔵タンクに純水系から補給し、ほう酸水貯蔵タンクを使用した原子炉への継続注水を行う場合は、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから原子炉への継続注水完了まで60分以内と想定する。

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

(添付資料1.2.4)

b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水

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

(a) 手順着手の判断基準

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び高圧代替注水系により、原子炉圧力容器

内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

制御棒駆動水圧系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.2-12図に、タイムチャートを第1.2-13図に示す。

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

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから制御棒駆動水圧系による原子炉注水開

始まで3分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等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1.2-14図に示す。

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

なお、ほう酸水注入系による原子炉への継続注水を行う場合は、ほう酸水貯蔵タンクに純水系から補給することで、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への注水を継続する。

1.2.2.6 その他の手順項目について考慮する手順

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

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

原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系及び制御棒駆動水ポンプへの電源供給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車並びに非常用交流電源設備への燃料給油手順については、「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。

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

第1.2-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/11)

(設計基準事故対応設備が健全であれば重大事故等対応設備として使用する原子炉注水)

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|------------|---------------------|-------------------|------|--|-----------------------|
| 設計基準事故対応設備 | - | 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 | 主要設備 | 原子炉隔離時冷却系ポンプ | 重大事故等対応設備 |
| | | | 関連設備 | サブプレッション・プール 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ 原子炉压力容器 所内常設直流電源設備 ^{※2} ・125V蓄電池 A系 | 重大事故等対応設備 |

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

※2: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2/11）

（設計基準事故対応設備が健全であれば重大事故等対応設備として使用する原子炉注水）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|---------------------|-------------------|------|--|-----------|
| 設計基準事故対応設備 | — | 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 | 主要設備 | 高圧炉心スプレイ系ポンプ | 重大事故等対応設備 |
| | | | 関連設備 | サプレッション・プール 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 非常用交流電源設備※2 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ 燃料給油設備※2 ・軽油貯蔵タンク ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ | 重大事故等対応設備 |

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

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3/11）

（フロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|------------------------------|-------------------|------|---|-----------|
| フロントライン系故障 | 原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ | 中央制御室からの高圧代替注水系起動 | 主要設備 | 常設高圧代替注水系ポンプ | 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | <p>サブプレッション・プール</p> <p>原子炉圧力容器</p> <p>高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁</p> <p>主蒸気系配管・弁</p> <p>原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁</p> <p>高圧代替注水系（注水系）配管・弁</p> <p>高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ</p> <p>原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁</p> <p>常設代替交流電源設備※2</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替高圧電源装置 <p>可搬型代替交流電源設備※2</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替低圧電源車 <p>常設代替直流電源設備※2</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急用125V系蓄電池 <p>可搬型代替直流電源設備※2</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 <p>燃料給油設備※2</p> <ul style="list-style-type: none"> ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対処設備 |

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

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (4/11)

(サポート系故障時)

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|---------|---|-----------------------|------|---|-----------------------|
| サポート系故障 | 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備（常設直流電源系統） | 中央制御室からの 高圧代替注水系起動 | 主要設備 | 常設高圧代替注水系ポンプ | 重大事故等 対処設備 |
| | | | 関連設備 | サプレッション・プール 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレー系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 ^{※2} ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備 ^{※2} ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備 ^{※2} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | |

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

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (5/11)

(サポート系故障時)

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

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

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

非常時運転手順書Ⅱ
(徴候ベース)
「水位確保」等

対応手段，対応設備，手順書一覧 (6/11)

(サポート系故障時)

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|---------|-----------------------------|--------------------------|------|--|---|
| サポート系故障 | 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） | 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 | 主要設備 | 原子炉隔離時冷却系ポンプ | 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | サプレッション・プール 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※2} ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備 ^{※2} ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備 ^{※2} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領 |

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

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (7/11)

(サポート系故障時)

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|---------|-----------------------------|--------------------------|------|--|-----------------------|
| サポート系故障 | 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） | 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 | 主要設備 | 原子炉隔離時冷却系ポンプ | 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | サプレッション・プール 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 ^{※2} ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備 ^{※2} ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備 ^{※2} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対処設備 |

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

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8／11）

（監視及び制御）

| 分類 | 機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備 | 対応 手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※ ¹ |
|----------------|-------------------------|--------------------------------------|--|-----------------------|--|
| | | | 主要 設備 | 重大 事故等 対処 設備 | |
| 監視 及び 制御 | — | 監視 及び 制御 ※ ³ | 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 高压代替注水系系統流量 可搬型計測器 | 重大 事故等 対処 設備 | 非常時運転手順書 II （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領 |
| | | | 常設高压代替注水系ポンプ吐出 圧力 常設高压代替注水系ポンプ入口 圧力 高压代替注水系タービン入口圧 力 高压代替注水系タービン排気圧 力 | 重大 事故等 対処 設備 | |

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

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (9/11)

(重大事故等の進展抑制)

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|------------|---------------------|-----------------------------|------|---|-----------------------|
| 重大事故等の進展抑制 | - | ほう酸水注入系による原子炉注水 (ほう酸水注入) | 主要設備 | ほう酸水注入ポンプ | 重大事故等対応設備 |
| | | | 関連設備 | ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※2} ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備 ^{※2} ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備 ^{※2} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対応設備 |

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

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

非常時運転手順書Ⅱ
(徴候ベース)
「水位確保」等

重大事故等対策要領

対応手段，対応設備，手順書一覧（10／11）

（重大事故等の進展抑制）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|---------------------|---------------------------|------|---|-----------|
| 重大事故等の進展抑制 | — | ほう酸水注入系による原子炉注水 (継続注水) | 主要設備 | ほう酸水注入ポンプ | 重大事故等対応設備 |
| | | | 関連設備 | ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備※2 ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備※2 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対応設備 |
| | | | | 純水系 | 自主対策設備 |

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

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (11/11)

(重大事故等の進展抑制)

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|---------------------|------------------|------|--|-----------|
| 重大事故等の進展抑制 | — | 制御棒駆動水圧系による原子炉注水 | 主要設備 | 制御棒駆動水ポンプ | 自主対策設備 |
| | | | 関連設備 | 復水貯蔵タンク 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※2 ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 燃料給油設備※2 ・ 軽油貯蔵タンク ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ | 重大事故等対応設備 |
| | | | | 制御棒駆動水圧系配管・弁 補給水系配管・弁 | 自主対策設備 |

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

※2：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

■：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.2-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/8)

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

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (2/8)

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

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

※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (3/8)

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

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

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

※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (4/8)

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

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (5/8)

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

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (6/8)

| 対応手順 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) |
|-------------------------|------------------|---|
| 1.2.2.4 監視及び制御 | | |
| (1) 原子炉水位の監視又は推定 | 判断基準 | 「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。 |
| | 操作 | |
| (2) 常設高圧代替注水系ポンプの作動状況確認 | 判断基準 | 電源 275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※3} P/C 2 C 電圧 ^{※3} M/C 2 D 電圧 ^{※3} P/C 2 D 電圧 ^{※3} 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧 |
| | | 原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (SA 広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA 燃料域) ^{※1} (可搬型計測器) |
| | 操作 | 「1.2.2.3 (1) b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動」に整備する。 |
| (3) 原子炉水位の制御 | 判断基準 | 電源 275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※3} P/C 2 C 電圧 ^{※3} M/C 2 D 電圧 ^{※3} P/C 2 D 電圧 ^{※3} 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧 |
| | | 原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (SA 広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA 燃料域) ^{※1} (可搬型計測器) |
| | | 補機監視機能 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 (可搬型計測器) |
| | 操作 | 「1.2.2.3 (1) b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動」に整備する。 |

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (7/8)

| 対応手順 | 重大事故等の対応に必要なとなる監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|--|---------------------|---------------|---|
| 1.2.2.5 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制 | | | |
| a. ほう酸水注入系による原子炉注水 | 判断基準 | 原子炉压力容器内の圧力 | 原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (S A) ^{※1} |
| | | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (S A 広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (S A 燃料域) ^{※1} |
| | | 原子炉压力容器への注水流量 | 原子炉隔離時冷却系系統流量 ^{※1} 高圧炉心スプレイ系系統流量 ^{※1} 高圧代替注水系系統流量 ^{※1} |
| | | 電源 | 275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※3} M/C 2 D 電圧 ^{※3} P/C 2 C 電圧 ^{※3} P/C 2 D 電圧 ^{※3} |
| | | 補機監視機能 | 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 |
| | 操作 | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (S A 広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (S A 燃料域) ^{※1} |
| | | 原子炉压力容器内の圧力 | 原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (S A) ^{※1} |
| | | 補機監視機能 | 純水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 |
| | | 原子炉压力容器への注水量 | ほう酸水貯蔵タンク液位 ほう酸水注入ポンプ吐出圧力 ^{※3} |

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

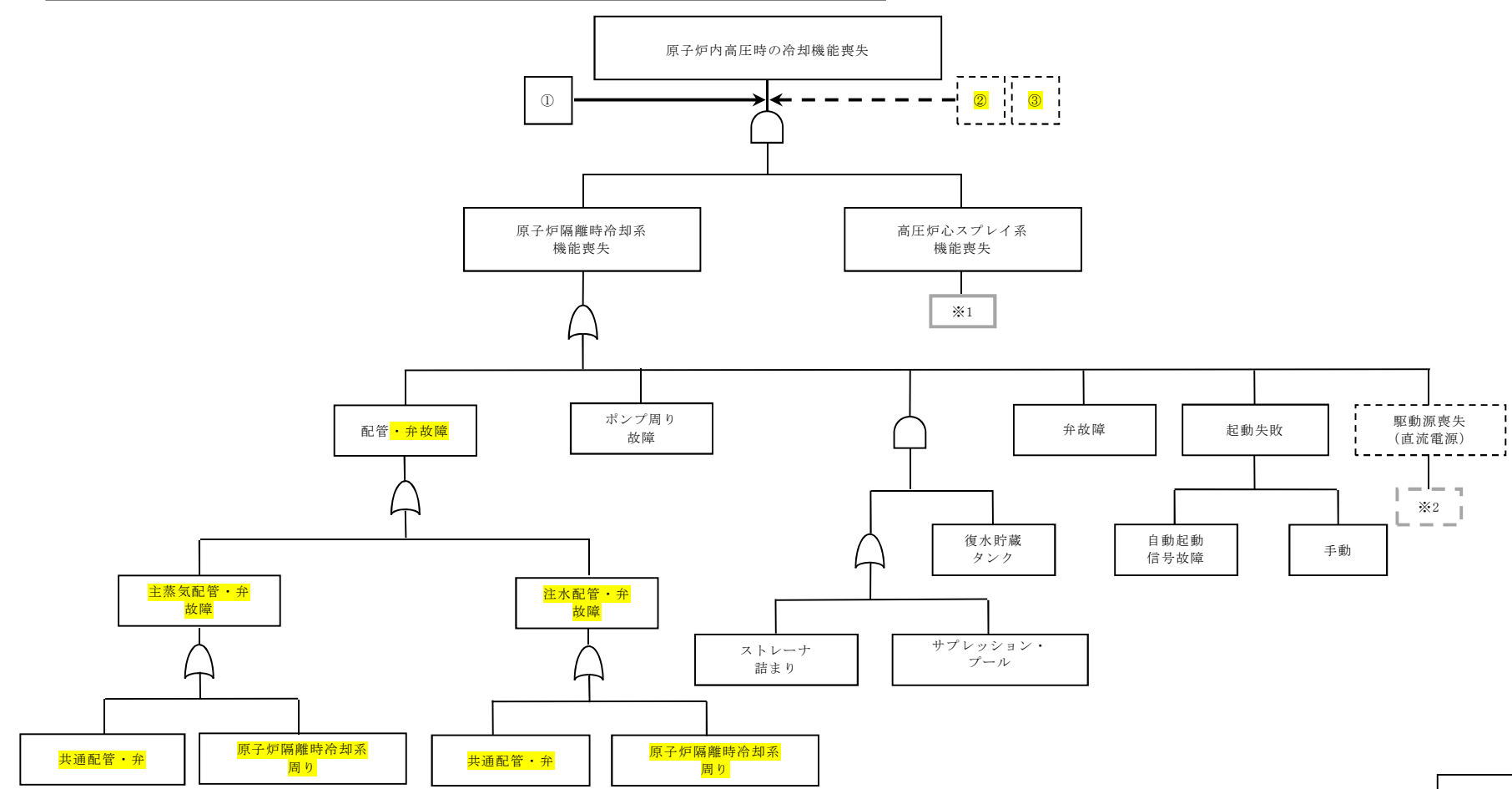
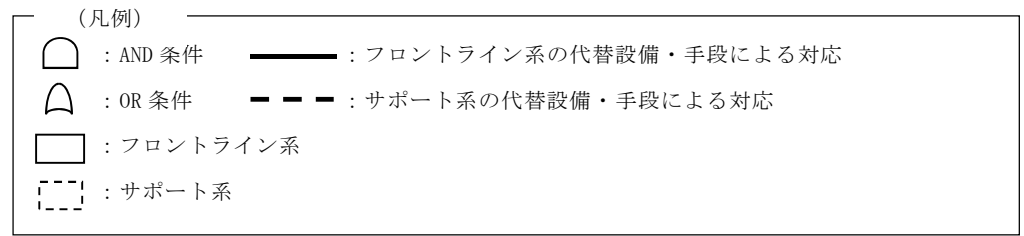
監視計器一覧 (8/8)

| 対応手順 | 重大事故等の対応に必要なとなる監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|--|---------------------|---------------|---|
| 1.2.2.5 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制 | | | |
| b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水 | 判断基準 | 原子炉压力容器内の圧力 | 原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹ |
| | | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹ |
| | | 原子炉压力容器への注水流量 | 原子炉隔離時冷却系系統流量※ ¹ 高压炉心スプレイ系系統流量※ ¹ 高压代替注水系系統流量※ ¹ |
| | | 水源の確保 | 復水貯蔵タンク水位 |
| | | 補機監視機能 | 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力 |
| | 操作 | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹ |
| | | 原子炉压力容器内の圧力 | 原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹ |
| | | 原子炉压力容器への注水量 | 制御棒駆動水圧系系統流量 |
| | | 水源の確保 | 復水貯蔵タンク水位 |
| | | 補機監視機能 | 制御棒駆動系冷却水ライン流量 |

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
- ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
- ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

第1.2-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

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



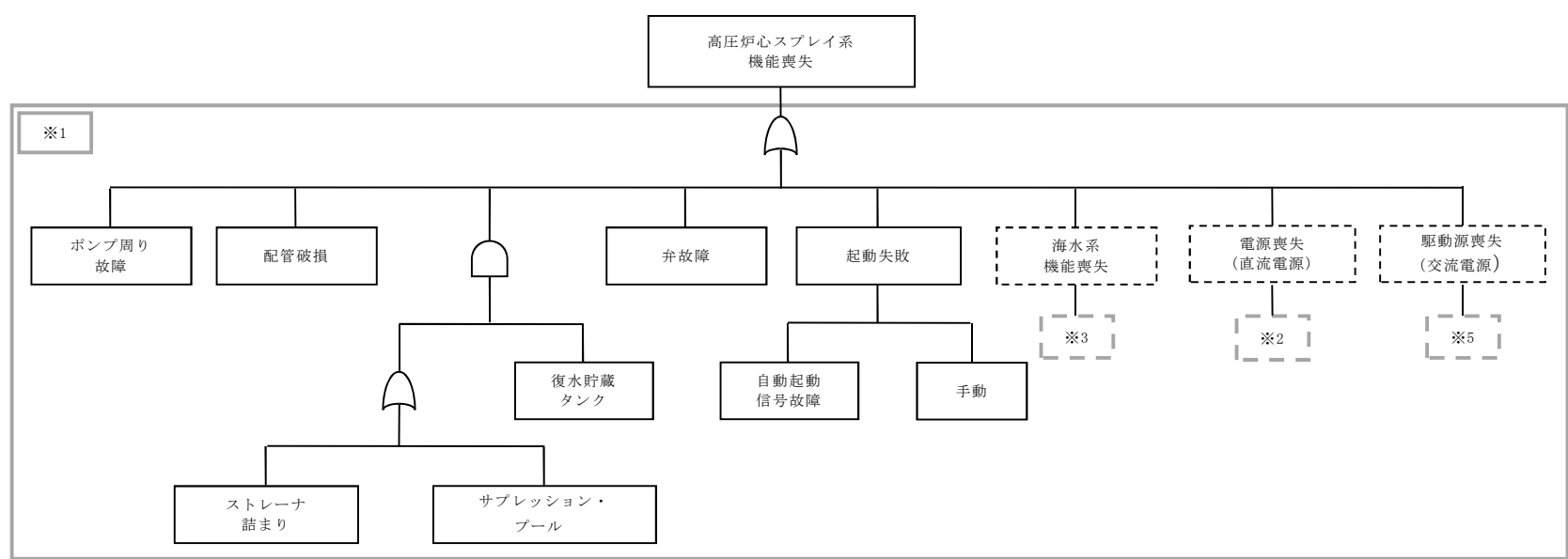
<蒸気配管範囲>
主蒸気配管～原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁まで

<蒸気配管範囲>
原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁～原子炉隔離時冷却系タービンまで

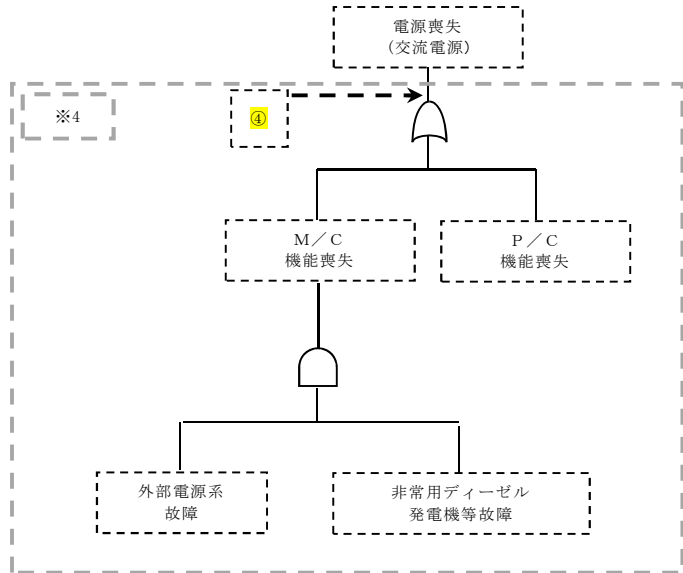
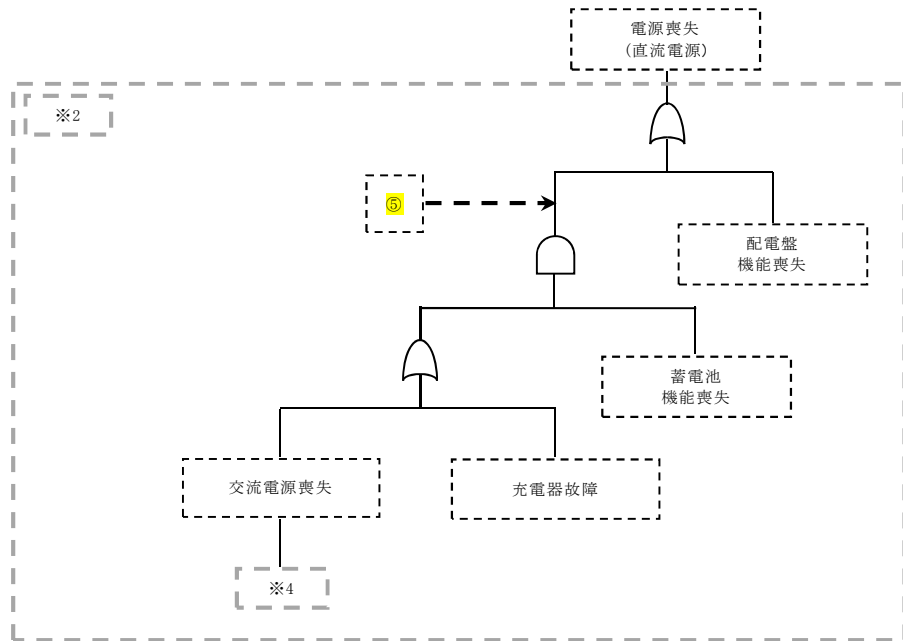
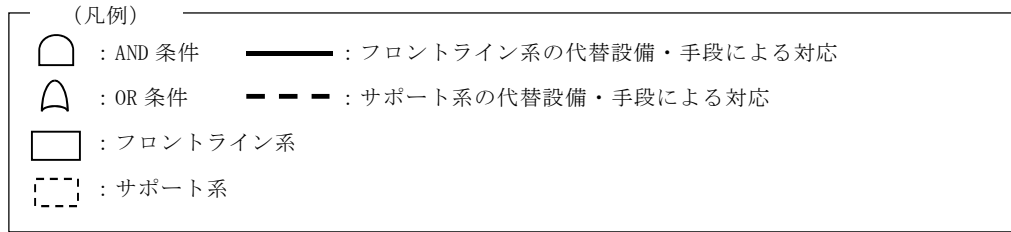
<淡水配管範囲>
・サブプレッション・プール出口～原子炉隔離時冷却系ポンプ入口弁まで
・原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁～原子炉圧力容器まで

<淡水配管範囲>
原子炉隔離時冷却系ポンプ入口弁～原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁まで

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



第 1.2-1 図 機能喪失原因対策分析 (1/2)



① 高圧代替注水系による原子炉注水
(中央制御室からの高圧代替注水系起動)
・常設高圧代替注水系ポンプ
・サブプレッション・プール

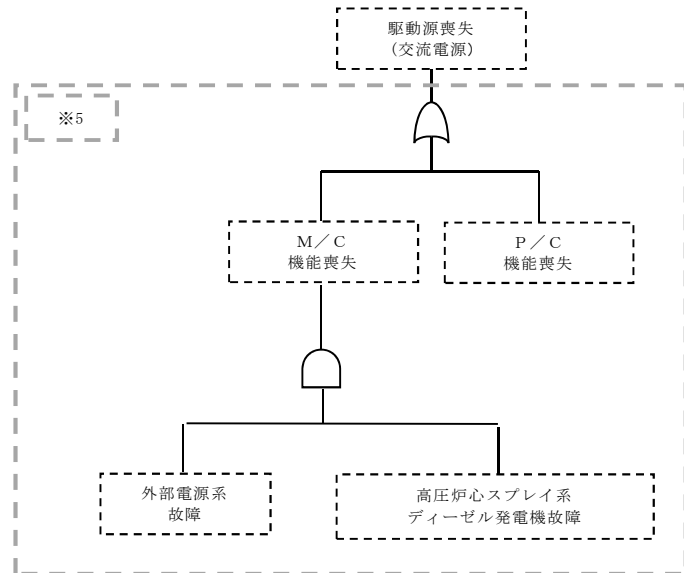
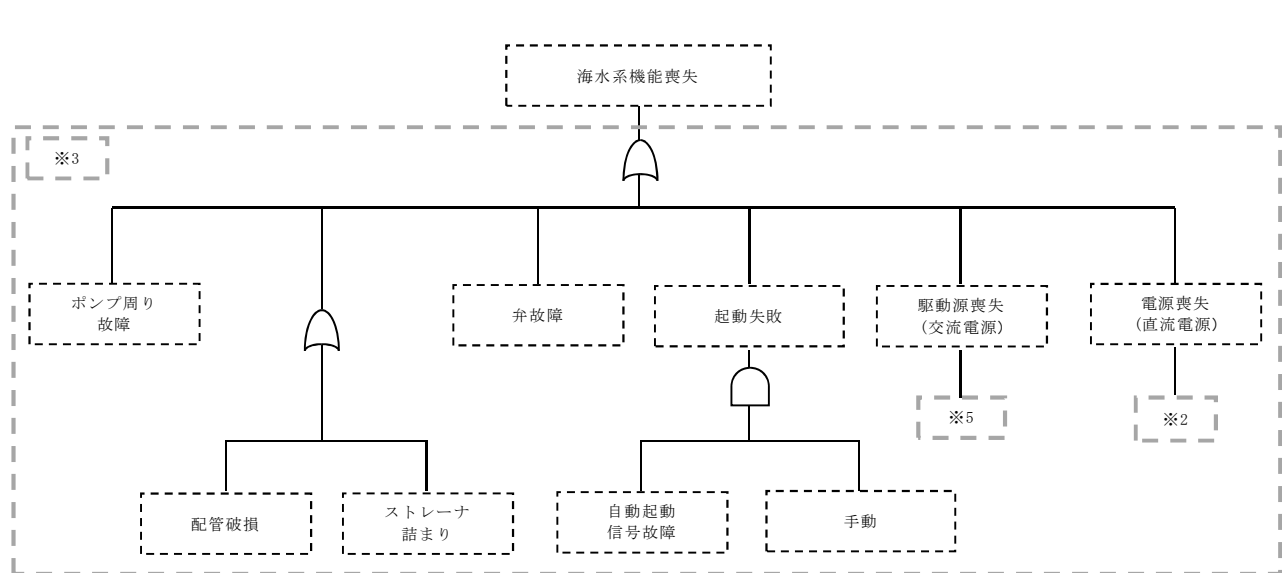
② 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水
(中央制御室からの高圧代替注水系起動)
・常設高圧代替注水系ポンプ
・サブプレッション・プール

③ 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水
(現場での人力操作による高圧代替注水系起動)
・常設高圧代替注水系ポンプ
・サブプレッション・プール

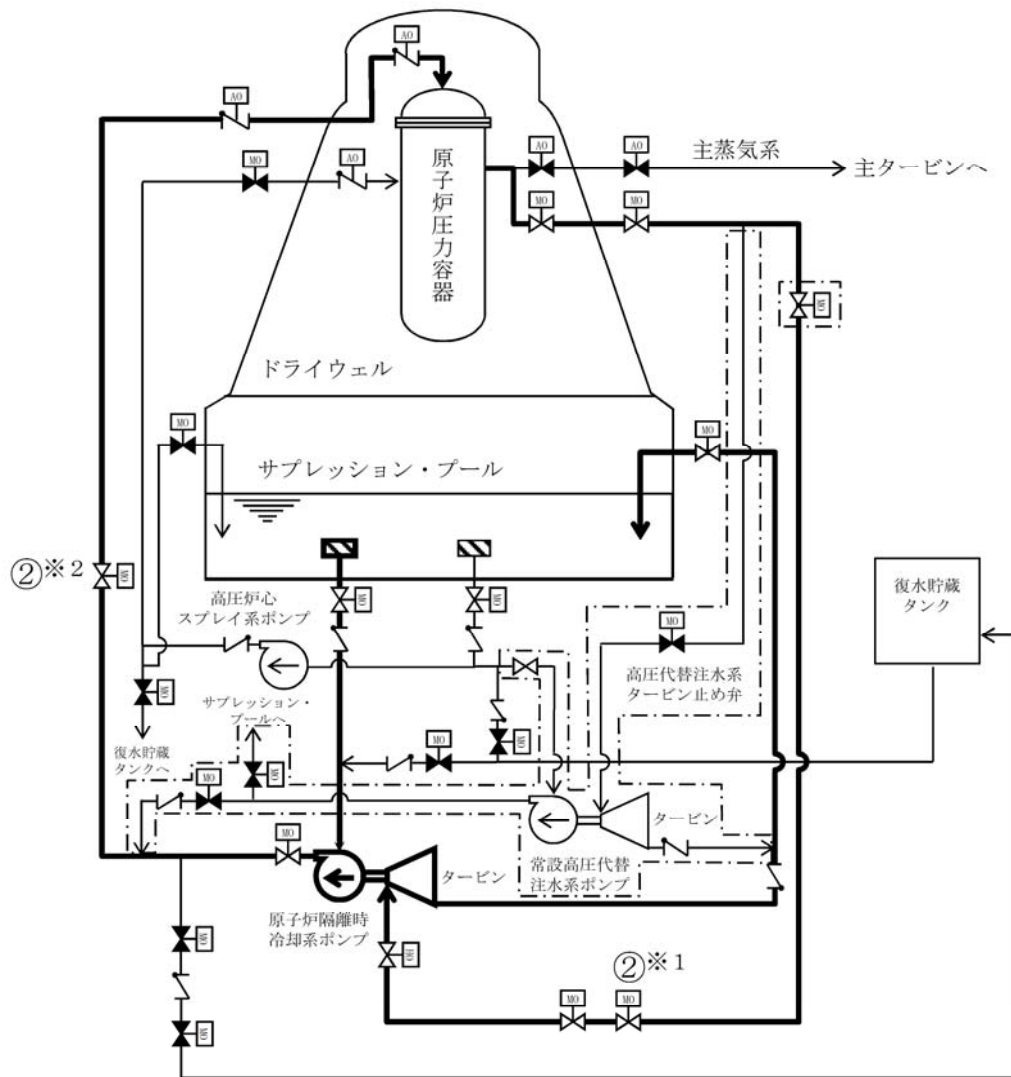
④ 復旧
(代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電)
・原子炉隔離時冷却系ポンプ
・サブプレッション・プール

⑤ 復旧
(代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電)
・原子炉隔離時冷却系ポンプ
・サブプレッション・プール

注1: 高圧炉心スプレイ系については、④及び⑤の対応手段は対象外である。



第 1.2-1 図 機能喪失原因対策分析 (2/2)



凡例

| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 油圧駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | 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 | 原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁 |
| ②※2 | 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁 |

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

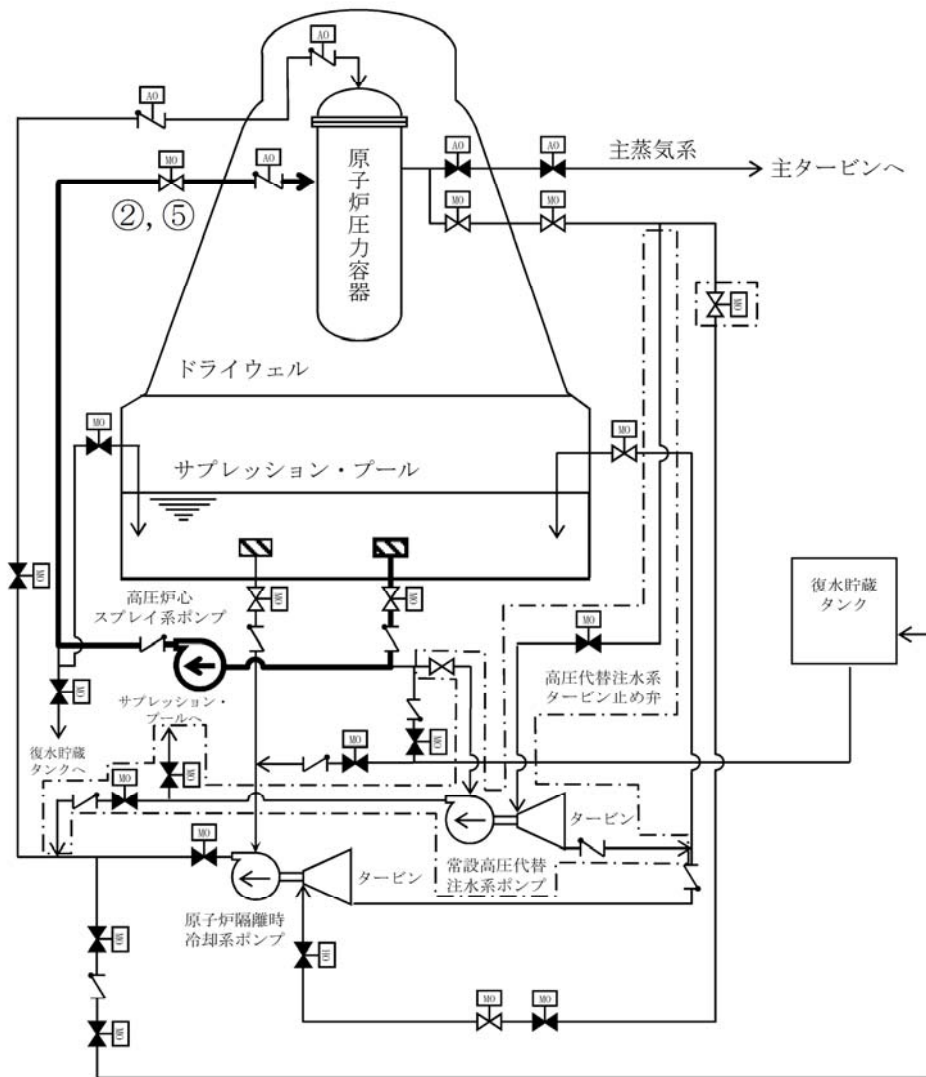
○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.2-2 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 概要図

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | 備考 | |
|--------------------------------------|----------------------------|----------------------|--------|-----|---|-----|---|-----|---|-----|--|----|--|
| | | 0.5 | 1 | 1.5 | 2 | 2.5 | 3 | 3.5 | 4 | 4.5 | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 2分 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 | | | | | | | | | | | |
| 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 (自動起動信号が発信した場合) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | 自動起動確認 | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | |

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | 備考 | |
|--------------------------------|----------------------------|----------------------|--------|-----|---|-----|---|-----|---|-----|--|----|--|
| | | 0.5 | 1 | 1.5 | 2 | 2.5 | 3 | 3.5 | 4 | 4.5 | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 3分 | | | | | | | | | | | |
| 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 (手動起動の場合) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | 注水開始操作 | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | |

第 1.2-3 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 タイムチャート



凡例

| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 油圧駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

| 操作手順 | 弁名称 |
|------|-----------------|
| ②, ⑤ | 高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁 |

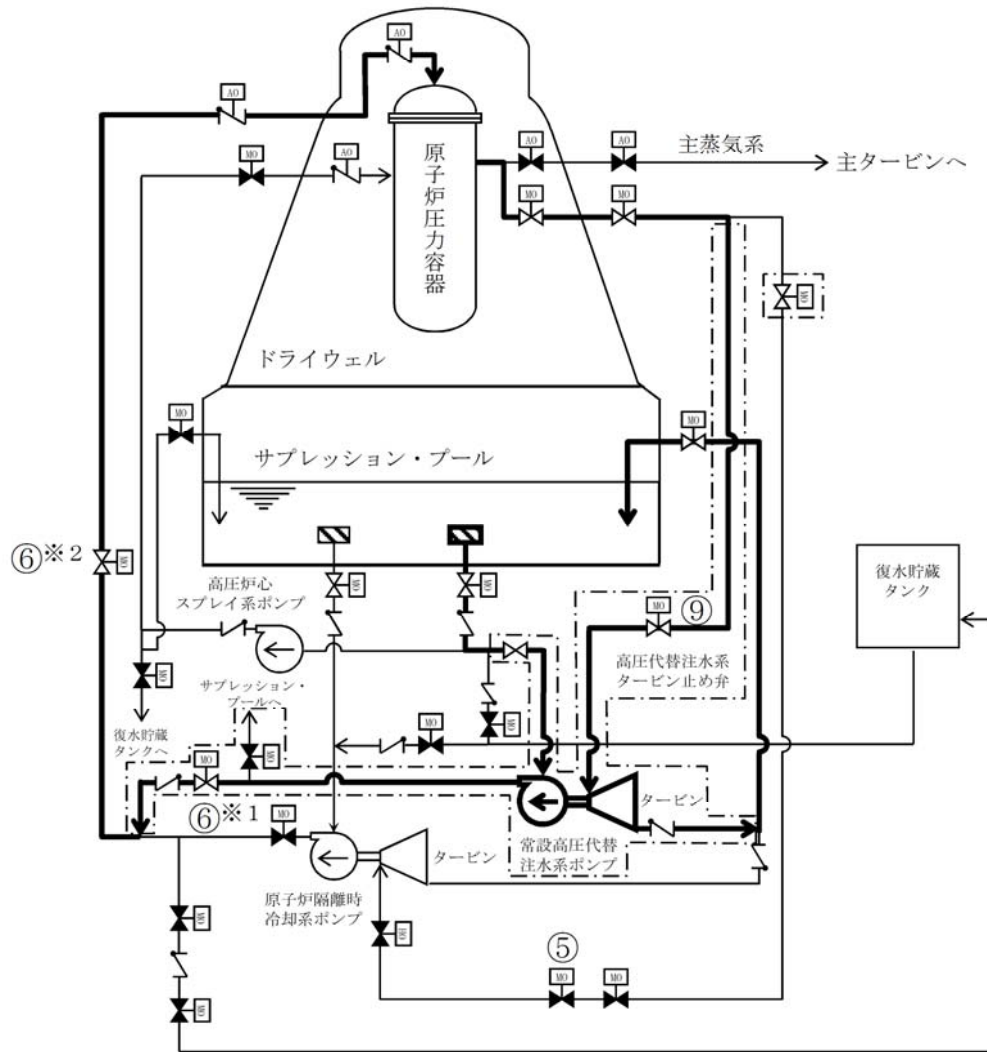
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第 1.2-4 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 概要図

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | 備考 | |
|--------------------------------------|----------------------------|----------------------|----------------------|-----|---|-----|---|-----|---|-----|--|----|--|
| | | 0.5 | 1 | 1.5 | 2 | 2.5 | 3 | 3.5 | 4 | 4.5 | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 3分 | | | | | | | | | | | |
| 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 (自動起動信号が発信した場合) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 3分 | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | |

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | 備考 | |
|--------------------------------|----------------------------|----------------------|----------------------|-----|---|-----|---|-----|---|-----|--|----|--|
| | | 0.5 | 1 | 1.5 | 2 | 2.5 | 3 | 3.5 | 4 | 4.5 | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 3分 | | | | | | | | | | | |
| 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 (手動起動の場合) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 3分 | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | |

第 1.2-5 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 タイムチャート



凡例

| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 油圧駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

| 操作手順 | 弁名称 |
|------|----------------------|
| ⑤ | 原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル弁 |
| ⑥※1 | 高圧代替注水系注入弁 |
| ⑥※2 | 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁 |
| ⑨ | 高圧代替注水系タービン止め弁 |

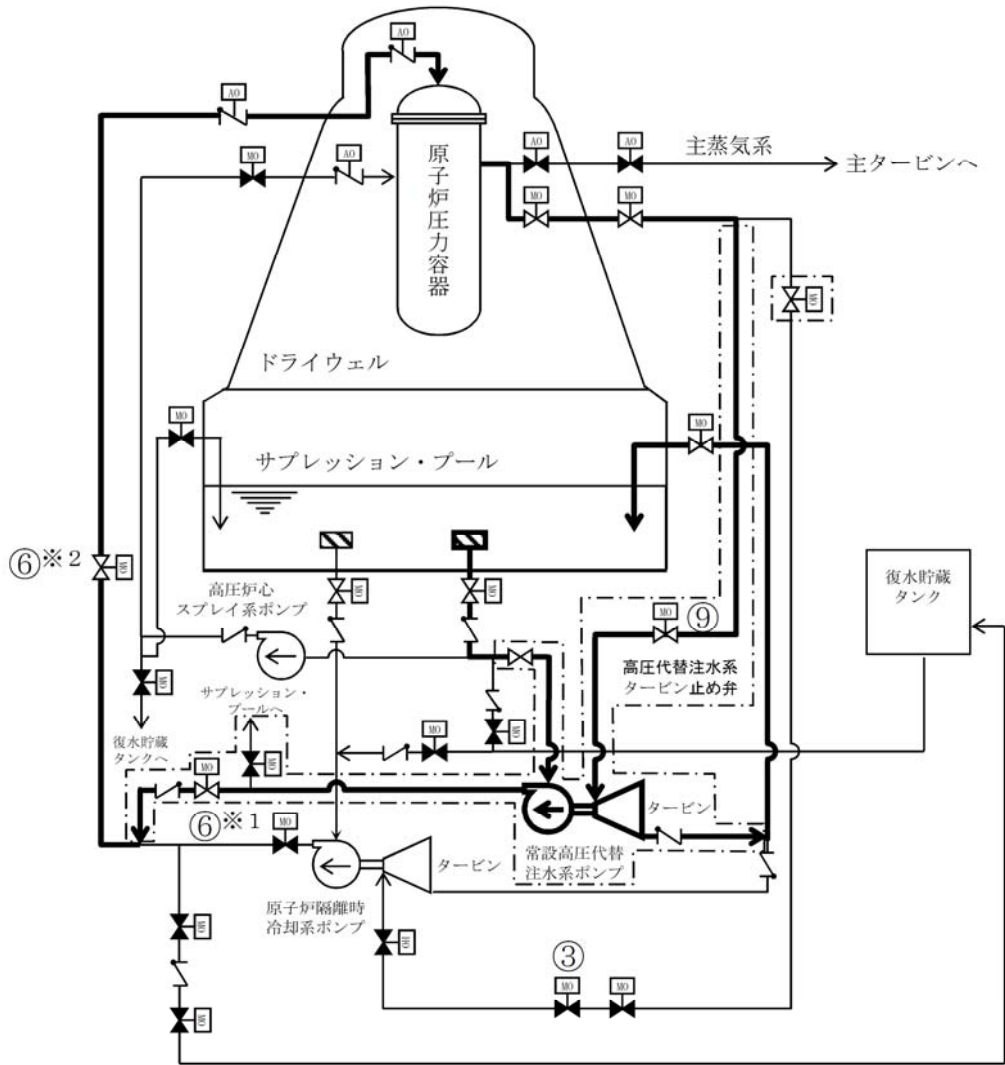
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第 1.2-6 図 中央制御室からの高圧代替注水系起動 概要図

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

第 1.2-7 図 中央制御室からの高圧代替注水系起動 タイムチャート



凡例

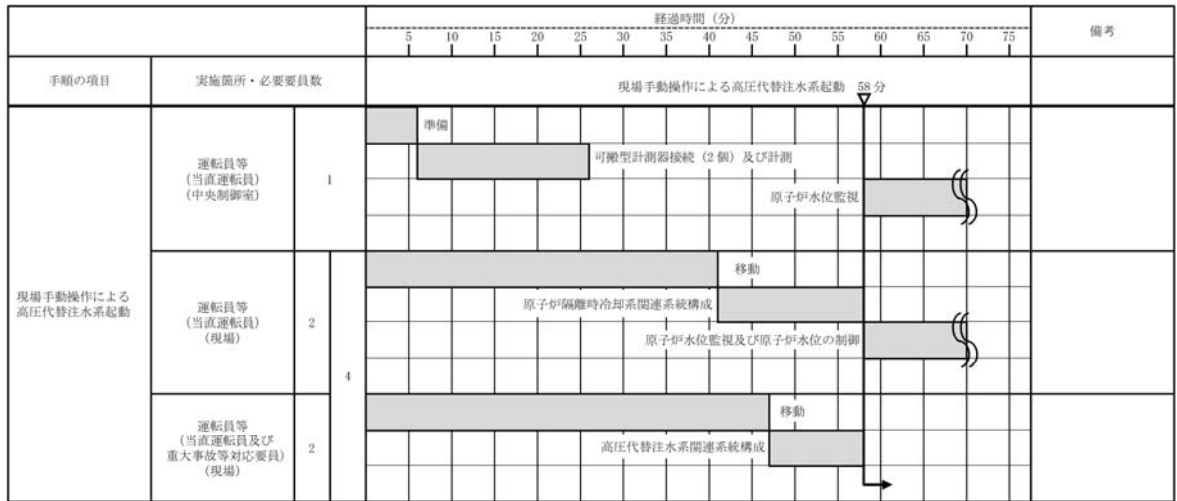
| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 油圧駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

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

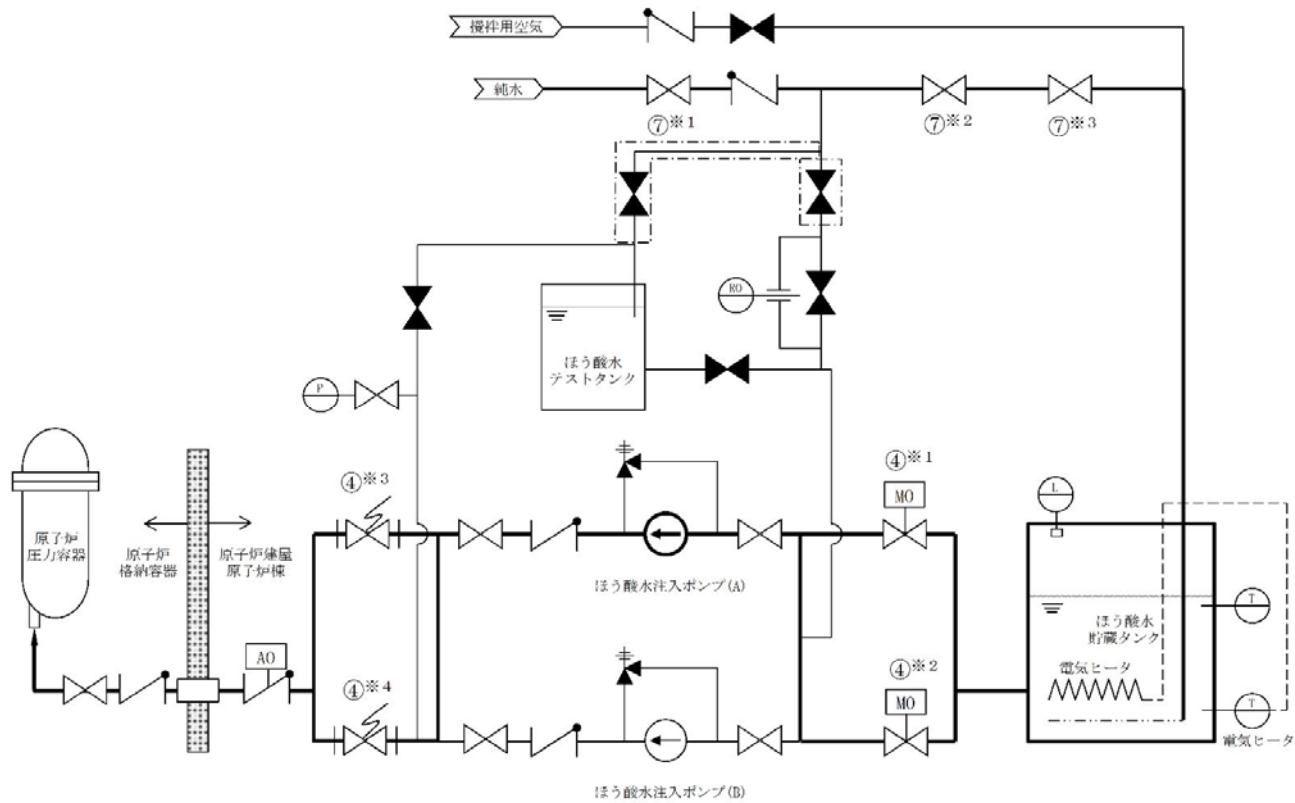
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第 1.2-8 図 現場での人力操作による高压代替注水系起動 概要図



第 1.2-9 図 現場での人力操作による高圧代替注水系起動 タイムチャート



凡例

| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | 爆破弁 |
| | 安全弁 |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

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

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

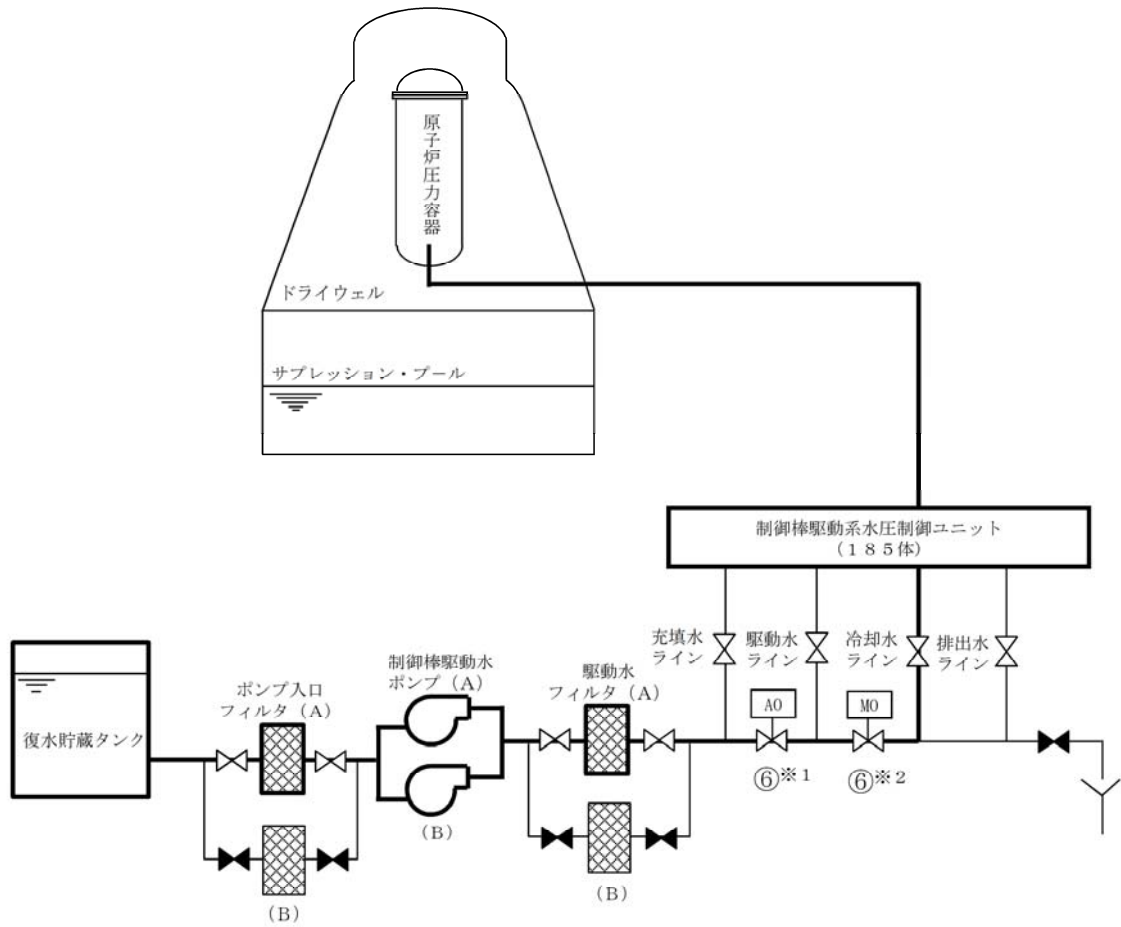
○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.2-10 図 ほう酸水注入系による原子炉注水 概要図

| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | 備考 | |
|-----------------|----------------------------|--------------------|--------|----|----|----|---------------|------|----|----|-------------------|----|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | | |
| | | 2分 ほう酸水注入系による原子炉注水 | | | | | | | | | 60分 原子炉への継続注水準備完了 | |
| ほう酸水注入系による原子炉注水 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | 注水開始操作 | | | | | | | | | ※1 |
| | 運転員等 (当直運転員) (現場) | 2 | | | | | 移動 | 系統構成 | | | | |
| | | | | | | | 原子炉への継続注水準備操作 | | | | | |

※1：ほう酸水注入系A系による原子炉注水を示す。また、ほう酸水注入系B系による原子炉注水については、注水開始まで2分以内と想定する。

第 1.2-11 図 ほう酸水注入系による原子炉注水 タイムチャート



凡例

| | |
|--|------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 弁 |
| | フィルタ |

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

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

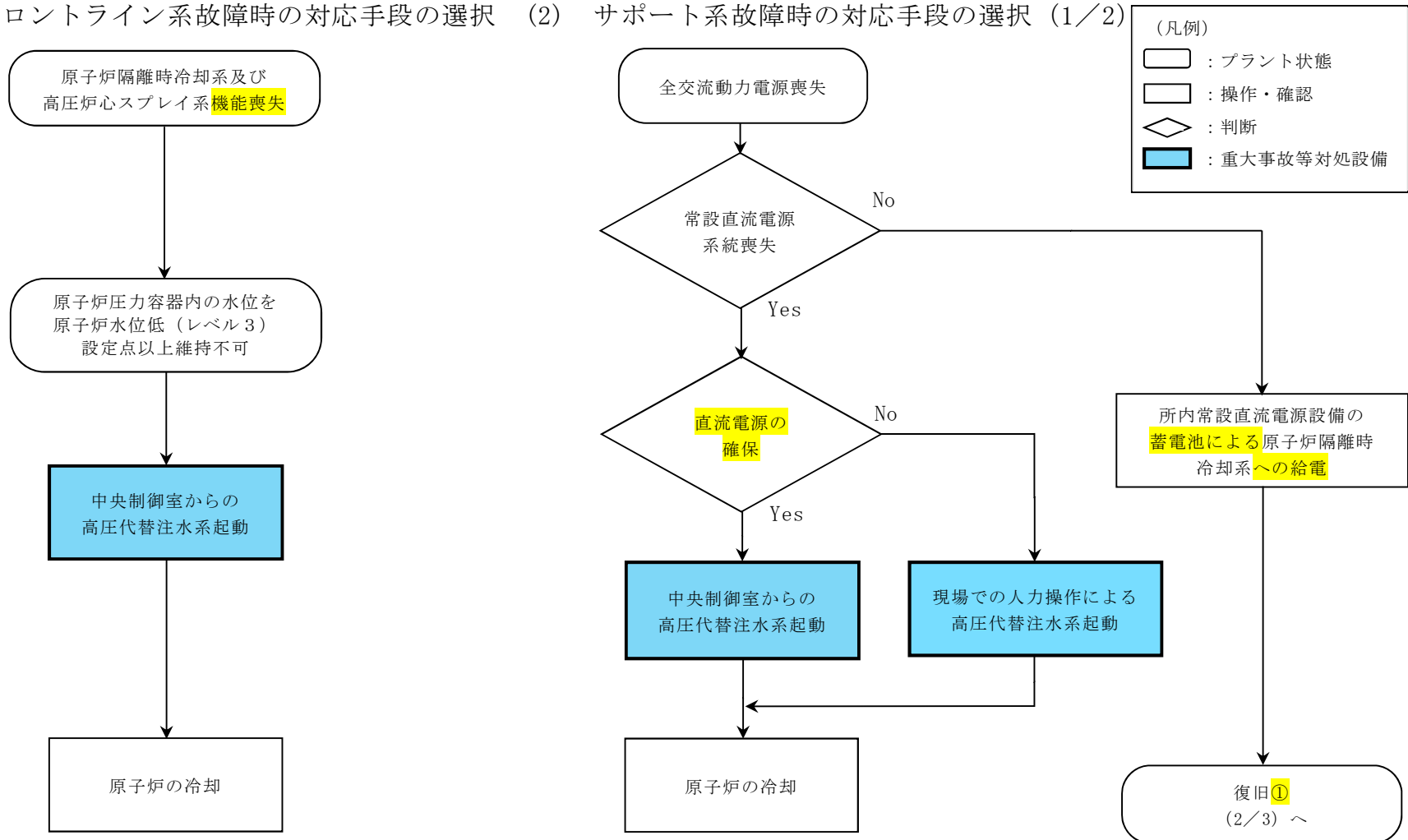
第 1.2-12 図 制御棒駆動水圧系による原子炉注水 概要図

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

※1：制御棒駆動水圧系A系による原子炉注水を示す。また、制御棒駆動水圧系B系による原子炉注水については、注水開始まで3分以内と想定する。

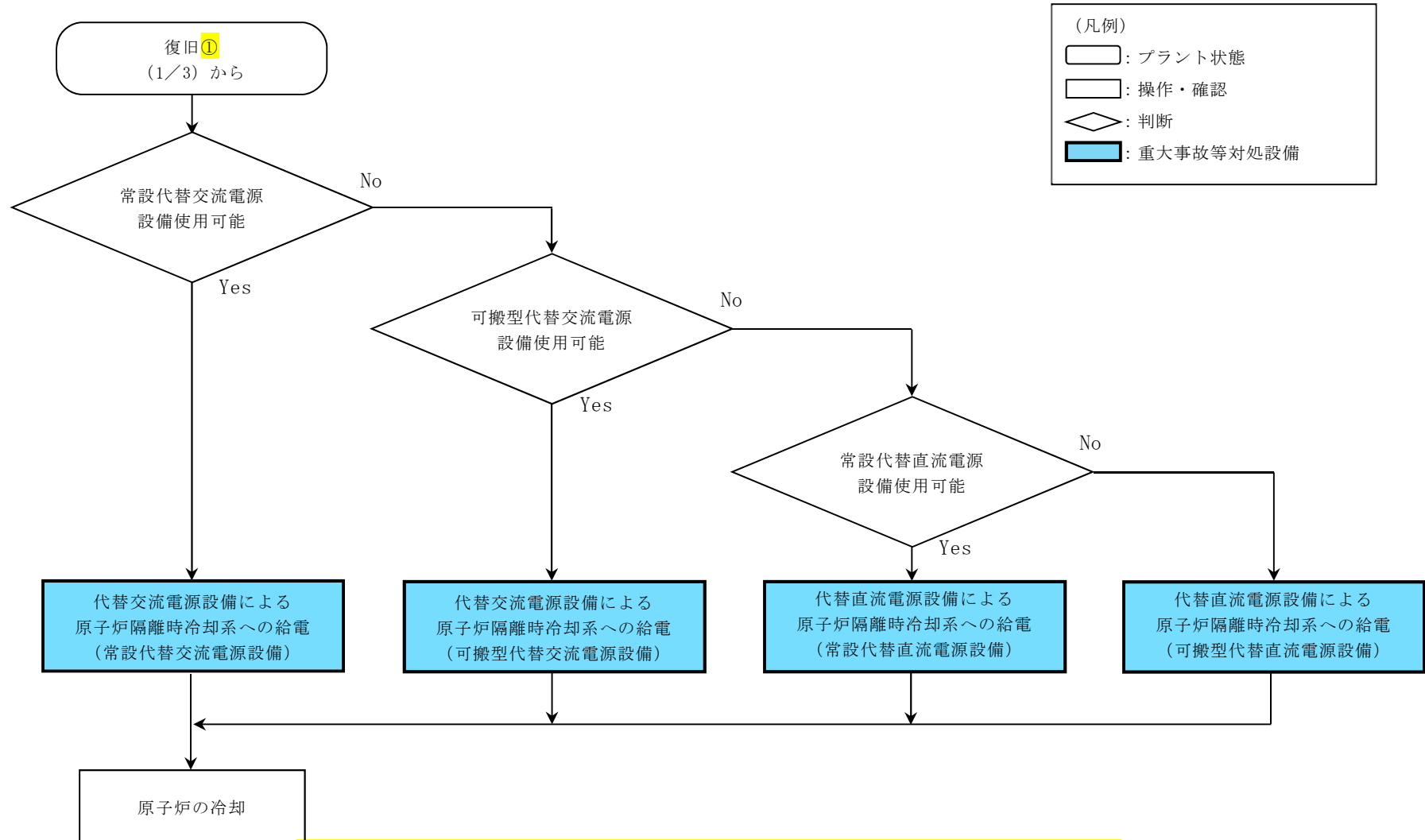
第 1.2-13 図 制御棒駆動水圧系による原子炉注水 タイムチャート

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択 (2) サポート系故障時の対応手段の選択 (1/2)



第 1.2-14 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/3)

(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (2/2)



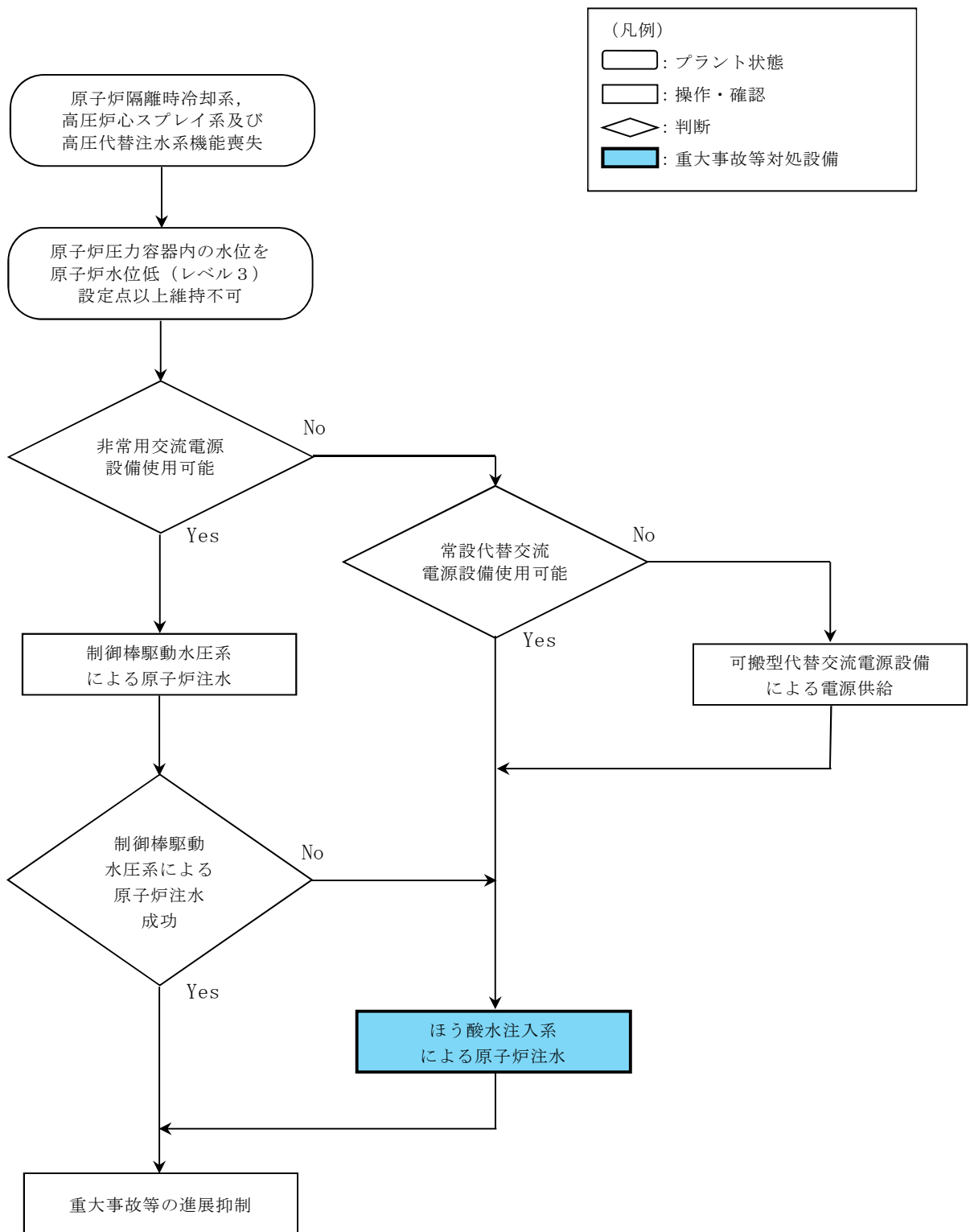
(凡例)

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

第 1.2-14 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/3)

1.2-72

(3) 重大事故等の進展抑制時の対応手段の選択



第 1.2-14 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/3)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/11)

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/11)

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/11)

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/11)

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/11)

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/11)

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (7/11)

| 重大事故等対処設備 | | | | | 自主対策設備 | |
|-----------|-----------------|----------|-----------------------|----|--------|------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 監視及び制御 | 原子炉水位 (広帯域) | 既設 | ① ④ ⑤ ⑥ ⑨ | - | - | - |
| | 原子炉水位 (燃料域) | 既設 | | | | |
| | 原子炉水位 (S A 広帯域) | 新設 | | | | |
| | 原子炉水位 (S A 燃料域) | 新設 | | | | |
| | 高压代替注水系ポンプ吐出圧力 | 新設 | | | | |
| | 可搬型計測器 | 新設 | | | | |
| | 高压代替注水系ポンプ入口圧力 | 新設 | | | | |
| | 高压代替注水系タービン入口圧力 | 新設 | | | | |
| | 高压代替注水系タービン排気圧力 | 新設 | | | | |

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (8/11)

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

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (10/11)

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (11/11)

| 技術的能力審査基準 (1.2) | 適合方針 |
|---|--|
| <p>(2) 復旧</p> <p>a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水（循環を含む。）すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。（BWR の場合）</p> | <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、代替直流電源（常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池及び可搬型代替直流電源として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器）及び代替交流電源（常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車）により、原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間の運転継続に必要な直流電源を給電するための手順等を整備する。</p> <p>なお、電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> |
| <p>b) 電動補助給水ポンプに代替交流電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。（PWR の場合）</p> | <p>対象外</p> |
| <p>(3) 重大事故等の進展抑制</p> <p>a) 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水する手順等を整備すること。（BWR の場合）</p> | <p>重大事故等の進展を抑制する手段として、ほう酸水注入ポンプによる原子炉注水に必要な手順等を整備する。</p> |

高压代替注水系の現場での人力操作に係る措置の基準への適合性について

1. 高压代替注水系について

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

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

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態において、原子炉を減圧し低压代替注水系（可搬型）による可搬型代替注水大型ポンプを使用した原子炉へ注水する手段も整備している。

2. 操作の容易性

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

一方、高压代替注水系は、高压代替注水系注入弁、原子炉隔離時冷却系原

子炉注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁を現場で開操作することで起動することができる。高圧代替注水系は、原子炉隔離時冷却系に比べ、現場での操作弁数が少ないことから、より容易に起動操作ができる設計である。

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

3. 現場環境による影響

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

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

4. 運転継続性

直流電源が喪失している状況で原子炉隔離時冷却系の注水を継続する場合には、漏えい蒸気の凝縮水が原子炉隔離時冷却系ポンプ室内に蓄積されることから、ポンプ運転継続のために、排水処理の実施が必要になるものと考え

られる。この排水処理作業は、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手段の準備が整うまでの期間以上の時間を要するものであり、現場での人力操作による原子炉隔離時冷却系の十分な期間の運転を満足するものではない。

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

5. 原子炉隔離時冷却系の適合性

上記 1. から 4. で示すとおり、原子炉隔離時冷却系ポンプは、運転に際しタービングランドシール等からの漏えい蒸気凝縮に使用する補機類を必要とする設計であり、直流電源が喪失している状況では、タービングランドシール等からの漏えい蒸気凝縮に使用する補機類が使用できないため、原子炉隔離時冷却系ポンプ室内に漏えいした蒸気の一部は凝縮し、その凝縮水は原子炉隔離時冷却系ポンプ室内に蓄積されることから、ポンプ運転継続のために凝縮水の排水処理が必要になり、この排水処理を他社と同様な時間評価をした結果約 350 分の時間を有することとなる。

それに比べ、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプでの原子炉注水は 185 分で可能となる。

以上から現場での人力操作による原子炉隔離時冷却系の起動及び注水継続操作は、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策が整うまでの期間内までに排水対策の準備が困難であり、原子炉隔離時冷却系の十分な期間の運転継続に適合することが困難である。

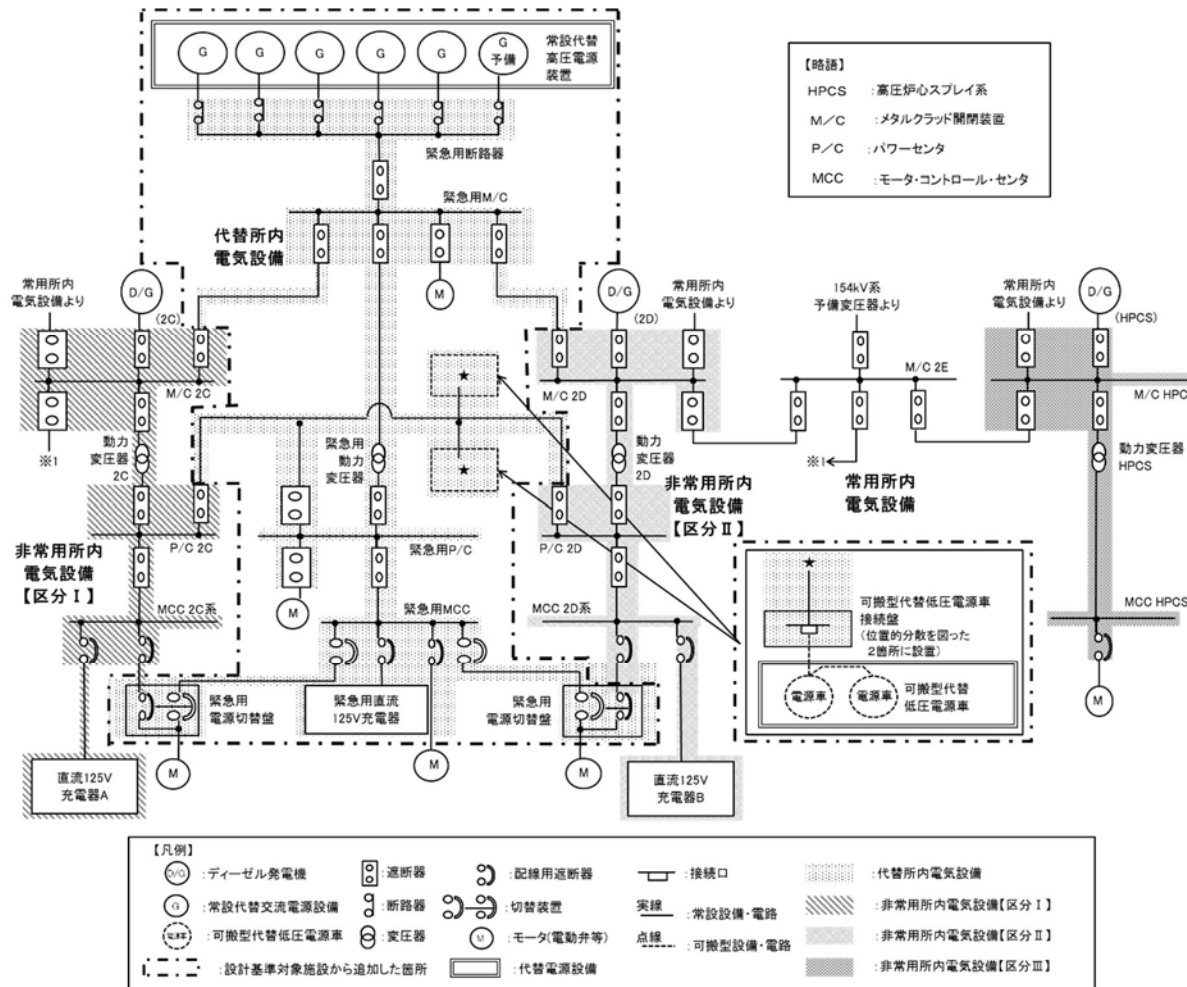
6. 適合性

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

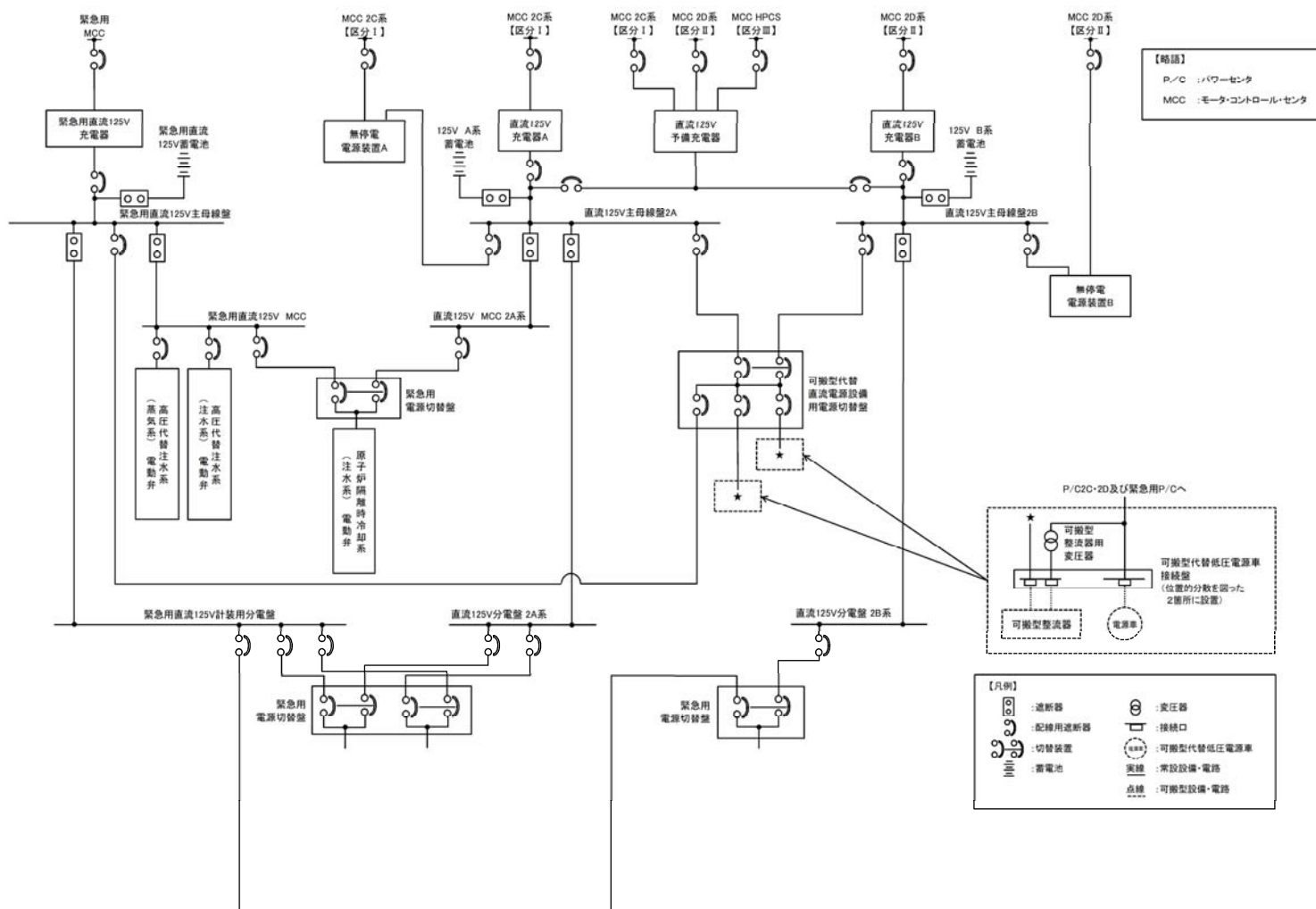
自主対策設備仕様

| 機器名称 | 常設／可搬 | 耐震性 | 容量 | 揚程 | 台数 |
|-----------|-------|------|-------------------------|------|----|
| 復水貯蔵タンク | 常設 | Bクラス | 2,000m ³ ／基 | — | 2基 |
| 制御棒駆動水ポンプ | 常設 | Bクラス | 46.3m ³ ／h／台 | 823m | 2台 |

| 計器名称 | 常設／可搬 | 耐震性 | 検出方法 | 計測範囲 | 個数 |
|----------------------|-------|------|----------|-----------------------|----|
| 原子炉水位（狭帯域） | 常設 | Bクラス | 差圧式水位検出器 | 0～1,500mm | 3個 |
| 常設高圧代替注水系ポンプ 吐出圧力 | 常設 | Sクラス | 弾性圧力検出器 | 0～10MPa [gage] | 1個 |
| 常設高圧代替注水系ポンプ 入口圧力 | 常設 | Sクラス | 弾性圧力検出器 | -0.1～1.0MPa [gage] | 1個 |
| 高圧代替注水系タービン入 口圧力 | 常設 | Sクラス | 弾性圧力検出器 | 0～10MPa [gage] | 1個 |
| 高圧代替注水系タービン排 気圧力 | 常設 | Sクラス | 弾性圧力検出器 | 0～1.5MPa [gage] | 1個 |



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）

重大事故対策の成立性

1. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動

(1) 現場での人力操作による高圧代替注水系起動

a. 操作概要

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

b. 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地下2階及び原子炉建屋原子炉棟地上4階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

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

必要要員数 : 4名（運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）4名）

所要時間目安※ : 58分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

※ : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

原子炉建屋原子炉棟地下2階 : 10分以内（操作対象 : 1弁）

原子炉建屋原子炉棟地上4階 : 10分以内（操作対象 : 1弁）

d. 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

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

2. ほう酸水注入系による原子炉注水

(1) ほう酸水注入系による原子炉注水（継続注水）

a. 操作概要

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

b. 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上5階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

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

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：60分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

原子炉建屋原子炉棟地上5階：9分以内（操作対象：3
弁）

d. 操作の成立性について

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

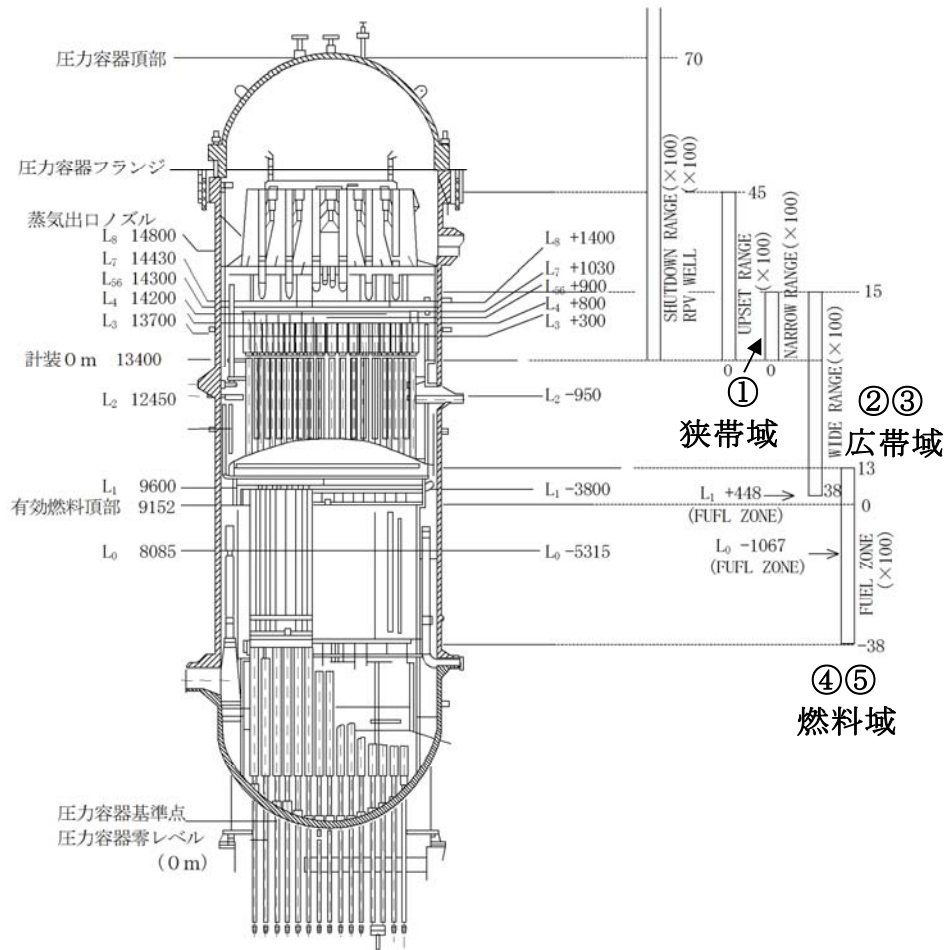
移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性：通常の弁操作であり、操作性に支障はない。

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

原子炉水位計の校正条件について

技術的能力審査基準において、監視計器のうち原子炉水位（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広帯域）、原子炉水位（S A燃料域）について、使用用途と校正条件を整理する。



第1図 原子炉水位計の指示範囲

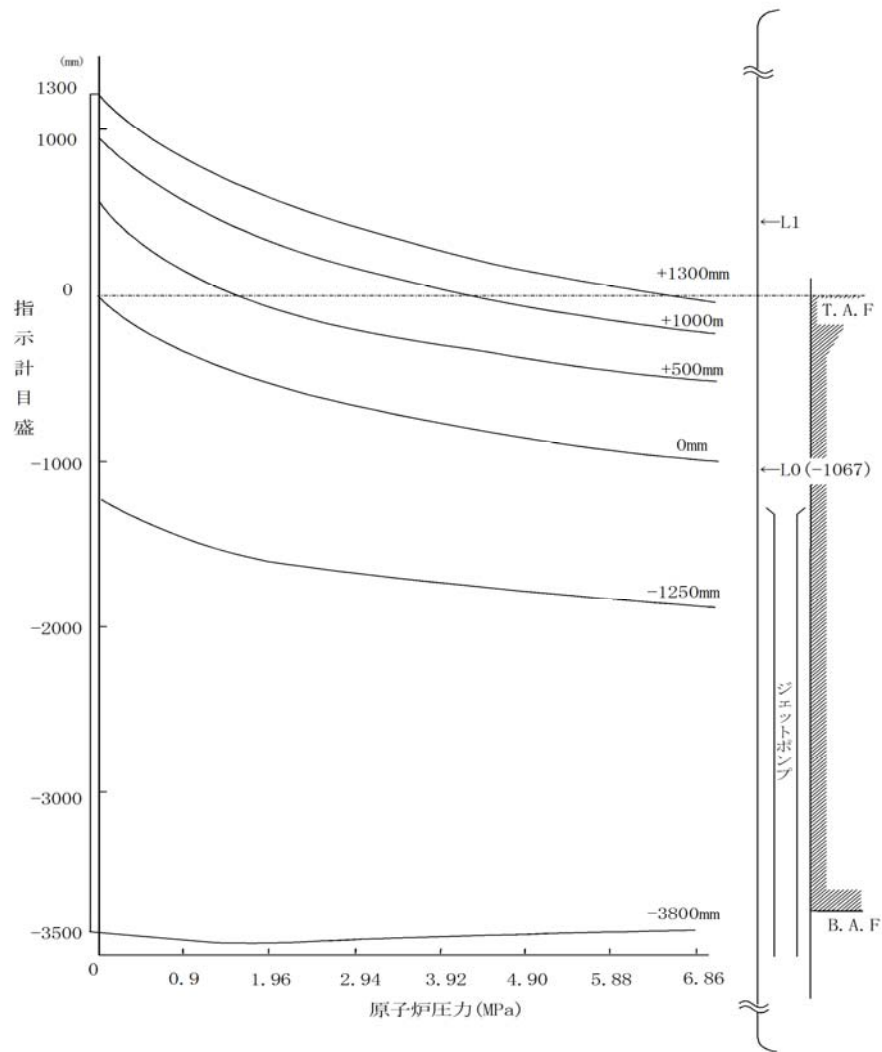
第 1 表 原子炉水位計

| 計器名称 | 指示範囲 | 用途 | 校正条件 |
|------------------|-------------------------------|-----------|-------------|
| ① 原子炉水位（狭帯域） | 0～1,500 mm ^{※1} | 通常の運転水位監視 | 定格運転時の圧力・温度 |
| ② 原子炉水位（広帯域） | -3,800～1,500 mm ^{※1} | 過渡時の水位監視 | 定格運転時の圧力・温度 |
| ③ 原子炉水位（S A 広帯域） | -3,800～1,500 mm ^{※1} | 過渡時の水位監視 | 定格運転時の圧力・温度 |
| ④ 原子炉水位（燃料域） | -3,800～1,300 mm ^{※2} | 事故後の水位監視 | 大気圧・飽和温度 |
| ⑤ 原子炉水位（S A 燃料域） | -3,800～1,300 mm ^{※2} | 事故後の水位監視 | 大気圧・飽和温度 |

※1：水位計測基準点：蒸気乾燥器スカート下端（圧力容器基準点より 13,400mm）

※2：水位計測基準点：有効燃料頂部（圧力容器基準点より 9,152mm）

第 1 表より，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において，原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（S A 燃料域）にて原子炉圧力容器内水位を確認する場合は，原子炉水位計の校正条件の違いから，「原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（S A 燃料域）補正曲線」（第 2 図）を用いる。



第2図 原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（S A燃料域）補正曲線

全交流動力電源喪失時に高圧注水系の起動に失敗した場合の処置について

1. 事象の進展

重大事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBD，TBU）」に含まれる事故シーケンス「外部電源喪失＋直流電源失敗^{*}＋高圧炉心冷却失敗（TBD）」、「外部電源喪失＋DG失敗＋高圧炉心冷却失敗（TBU）」及び「サポート系喪失（直流電源故障）＋（外部電源喪失）＋DG失敗＋高圧炉心冷却失敗（TBU）」では、原子炉の出力運転中に全交流動力電源喪失に加えて、直流電源喪失又は原子炉隔離時冷却系の故障が重畳することを想定する。これに伴い、電動の原子炉注水機能及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失することで全ての原子炉注水機能が喪失する。このため、原子炉圧力制御に伴い原子炉圧力容器内の蒸気が流出し、保有水量が減少することで原子炉水位が低下し、緩和措置が取られない場合には、原子炉水位の低下が継続し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。

また、重大事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBP）」に含まれる事故シーケンス「外部電源喪失＋DG失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋HPCS失敗」、「サポート系喪失（直流電源故障）＋（外部電源喪失）＋DG失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋HPCS失敗」では、原子炉の出力運転中に全交流動力電源喪失により、電動の原子炉注水機能が喪失するとともに、逃がし安全弁1弁が開固着することで原子炉圧力が低下し、蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系も停止することで全ての原子炉注水機能が喪失することを想定する。このため、逃がし安全弁を介して原子炉圧力容器内の蒸気が流出し、保有水量が減少することで原子炉水位が低下し、緩和措置が取られない場合には、原子炉水位の低下が継続し、炉心が露出することで炉心損傷に

至る。

※：直流電源失敗により非常用ディーゼル発電機の起動ができなくなる。

2. 全交流動力電源喪失時に高圧注水系の起動に失敗した場合の対応

(1) 全交流動力電源喪失（TBD，TBU）

重大事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBD，TBU）」においては，代替の直流電源供給機能及び交流動力電源が不要な代替の原子炉注水機能を用いた原子炉注水により原子炉水位を維持し，その後，原子炉減圧を実施し可搬型の原子炉注水機能を用いて原子炉へ注水することによって炉心損傷の防止を図る。

具体的な対応の概要については，以下のとおり。

- a. 全電源喪失に伴う低圧注水機能喪失の確認後，可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備を開始する。
- b. 全電源喪失に伴う高圧注水機能喪失の確認後，常設代替直流電源設備または可搬型代替直流電源装置からの給電により，中央制御室からの遠隔操作にて高圧代替注水系を起動し，原子炉注水を開始する。
原子炉注水を開始後，原子炉水位が回復したことを確認し，原子炉水位回復後は，原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持する。
- c. サプレッション・プール水温度がサプレッション・プール熱容量制限（原子炉が高圧の場合は65℃）に到達したことを確認し，可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作及び逃がし安全弁（自動減圧機能）に必要な電源の切替え操作が完了した後に，中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁（自動減圧

機能) 7 弁を手動開放し, 原子炉減圧を実施する。

- d. 逃がし安全弁 (自動減圧機能) による原子炉減圧により, 原子炉圧力が可搬型代替注水大型ポンプの吐出圧力を下回ると, 原子炉注水が開始され, 原子炉水位が回復する。

原子炉水位回復後は, 原子炉水位を原子炉水位低 (レベル 3) 設定点から原子炉水位高 (レベル 8) 設定点の間で維持する。また, 原子炉圧力の低下により高压代替注水系が停止したことを確認する。

(2) 全交流動力電源喪失 (T B P)

重大事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失 (T B P)」においては, 逃がし安全弁 1 弁開固着によって蒸気駆動の原子炉注水機能が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでの間は蒸気駆動の原子炉注水機能を用いた原子炉注水により原子炉水位を維持し, その後, 原子炉減圧を実施し可搬型の原子炉注水機能を用いて原子炉へ注水することによって炉心損傷の防止を図る。

具体的な対応の概要については, 以下のとおり。

- a. 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失の確認後, 可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水準備を開始する。
- b. 全交流動力電源喪失及び逃がし安全弁開固着の確認後, 原子炉水位が原子炉水位異常低下 (レベル 2) 設定点に到達した時点で原子炉隔離時冷却系が自動起動したことを確認する。

原子炉隔離時冷却系の起動により原子炉水位が回復したことを確認し, 逃がし安全弁の開固着によって, 原子炉隔離時冷却系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでの間, 原子炉水位を原子炉水位

低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持する。

- c. 全交流動力電源喪失し，早期の電源回復不能の確認後，中央制御室内及び現場配電盤にて所内常設直流電源設備の不要な負荷の切離しを実施することにより24時間後までの蓄電池による直流電源供給を確保する。
- d. 可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作が完了した後に，中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）を開固着したものを含め7弁手動開放し，原子炉減圧を実施する。
- e. 可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）により原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持する。

手順のリンク先について

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について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.2.2.2(1) a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動
 - ・原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順
 - <リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失時の手順
2. 1.2.2.3(1) a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動
 - ・原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順
 - <リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失時の手順
3. 1.2.2.3(1) b. 現場での人力操作による高圧代替注水系起動
 - ・原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順
 - <リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失時の手順
4. 1.2.2.3(2) 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
 - ・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
 - <リンク先> 1.14.2.1(1) a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
 - 1.14.2.1(1) b. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
 - 1.14.2.3(1) a. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
 - 1.14.2.3(1) b. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

5. 1.2.2.3(2) b. 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

- ・常設代替直流電源設備に関する手順及び可搬型代替直流電源設備に関する手順

<リンク先> 1.14.2.2(1) b. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.3(2) a. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2) b. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

6. 1.2.2.4(1) 原子炉水位の監視又は推定

- ・原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順

<リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失時の手順

1.15.2.2 計測に必要な電源が喪失した場合の手順

7. 1.2.2.6 その他の手順項目について考慮する手順

- ・低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水手順

<リンク先> 1.4.2.2(1) a. (a) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

- ・サプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源切替手順

<リンク先> 1.13.2.3(1) a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水時の水源の切り替え

1.13.2.3(1) b. 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水時の水源の切り替え

- ・原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系及び制御棒駆動水ポンプへの電源供給手順

<リンク先> 1.14.2.1(1) a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電

気設備への給電

1. 14. 2. 1 (1) b . 可搬型代替交流電源設備による非常用所内
電気設備への給電

1. 14. 2. 2 (1) a . 所内常設直流電源設備による非常用所内電
気設備への給電

1. 14. 2. 2 (1) b . 可搬型代替直流電源設備による非常用所内
電気設備への給電

1. 14. 2. 3 (1) a . 常設代替交流電源設備による代替所内電気
設備への給電

1. 14. 2. 3 (1) b . 可搬型代替交流電源設備による代替所内電
気設備への給電

1. 14. 2. 3 (2) a . 常設代替直流電源設備による代替所内電気
設備への給電

1. 14. 2. 3 (2) b . 可搬型代替直流電源設備による代替所内電
気設備への給電

1. 14. 2. 4 (1) 非常用交流電源設備による非常用所内電気
設備への給電

- ・ 常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車並びに非常用交流電源設備への燃料給油手順

<リンク先> 1. 14. 2. 5 (1) a . 可搬型設備用軽油貯蔵タンクから各機器への給油

1. 14. 2. 5 (1) b . 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

1. 14. 2. 5 (1) c . 軽油貯蔵タンクから 2 C ・ 2 D 非常用デ

ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系デ
ディーゼル発電機への給油

- ・原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順

<リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失時の手順

1.15.2.2 計測に必要な電源が喪失した場合の手順

- ・操作の判断, 確認に係る計装設備に関する手順

<リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失時の手順

1.15.2.2 計測に必要な電源が喪失した場合の手順

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

< 目 次 >

1.3.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備
 - (a) 代替減圧
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - b. サポート系故障時の対応手段及び設備
 - (a) 常設直流電源系統喪失時の減圧
 - (b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧
 - (c) 逃がし安全弁が作動可能な環境条件
 - (d) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失における逃がし安全弁の復旧
 - (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LOCA発生時の対応手段及び設備
 - (a) インターフェイスシステムLOCA発生時の対応
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - e. 手順等

1.3.2 重大事故等時の手順

1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

- (1) 代替減圧
 - a. 手動による原子炉減圧
- (2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順

- (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧
 - a. 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復
 - b. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復
 - c. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復
- (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧
 - a. 非常用窒素供給系による窒素確保
 - b. 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保
 - c. 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧
- (3) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失における逃がし安全弁の復旧
 - a. 代替直流電源設備による復旧
 - b. 代替交流電源設備による復旧
- (4) 重大事故等時の対応手段の選択

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

1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順

- (1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「二次格納施設制御」

1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.3.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.3.2 自主対策設備仕様

添付資料1.3.3 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.3.4 重大事故対策の成立性

1. 非常用窒素供給系による窒素確保
 - (1) 予備の高圧窒素ポンペへの交換
2. 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保
 - (1) 系統構成
 - (2) 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保
3. 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧
 - (1) 予備の高圧窒素ポンペへの交換
4. インターフェイスシステムLOCA発生時の漏えい停止
操作（残留熱除去系の場合）

添付資料1.3.5 インターフェイスシステムLOCA時の概要図

添付資料1.3.6 インターフェイスシステムLOCA発生時の破断面積及び現場環境等について

添付資料1.3.7 インターフェイスシステムLOCA発生時の検知手段について

添付資料1.3.8 原子炉の減圧操作について

添付資料1.3.9 手順のリンク先について

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

【要求事項】

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

【解釈】

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

(1) 可搬型重大事故防止設備

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

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

c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。

(2) 復旧

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

(3) 蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）

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

(PWR の場合)

(4) インターフェイスシステムLOCA (ISLOCA)

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

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

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

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

1.3.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧

状態にある場合には、原子炉の減圧が必要である。原子炉の減圧をするための設計基準対象施設として、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を設置している。また、設計基準事故対処設備として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を設置している。

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

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

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

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

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、逃がし安

全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能（以下「自動減圧系」という。）の故障を想定する。また，サポート系故障として，全交流動力電源喪失，直流電源（常設直流電源又は常設直流電源系統）喪失又は窒素供給系の故障を想定する。

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

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

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 代替減圧

設計基準事故対処設備である自動減圧系が故障により原子炉の自動での減圧ができない場合には，過渡時自動減圧機能による原子炉減圧の自動化，又は逃がし安全弁の中央制御室からの手動操作により原子炉を減圧する手段がある。

i) 原子炉減圧の自動化

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

過渡時自動減圧機能による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 過渡時自動減圧機能
- ・ 逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）
- ・ 自動減圧機能用アキュムレータ

ii) 手動による原子炉減圧

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

逃がし安全弁による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）
- ・自動減圧機能用アキュムレータ
- ・逃がし弁機能用アキュムレータ

原子炉隔離時冷却系による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・復水貯蔵タンク

タービン・バイパス弁による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・タービン・バイパス弁
- ・タービン制御系

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

る。

「1.3.1(2) a. (a) ii) 手動による原子炉減圧」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）、逃がし安全弁（逃がし弁機能）及び原子炉隔離時冷却系ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

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

（添付資料1.3.1）

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

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

- ・ 逃がし弁機能用アキュムレータ

逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に使用する逃がし弁機能用アキュムレータは、耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、逃がし安全弁（逃がし弁機能）により原子炉を減圧することができるため、逃がし安全弁（自動減圧機能）の代替減圧手段として有効である。

- ・ 復水貯蔵タンク

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

- ・ タービン・バイパス弁及びタービン制御系

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

(添付資料 1.3.2)

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、原子炉の減圧ができない場合に、常設代替直流電源設備として使用する緊急用 125V 蓄電池、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器並びに逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させ原子炉を減圧する手段がある。

i) 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

常設代替直流電源設備として使用する緊急用 125V 系蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させ原子炉を減圧する。

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

- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）

ii) 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復

させ原子炉を減圧する。

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

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）

iii) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復

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

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

- ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池
- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）

(b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

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

i) 非常用窒素供給系による窒素確保

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

非常用窒素供給系による窒素確保で使用する設備は以下のとお

り。

- ・ 高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）
- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）

ii) 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保

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

可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型窒素供給装置（小型）
- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）

iii) 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧

逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁（逃がし弁機能）のアクチュエータに窒素を供給することで、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を開放して原子炉を減圧する。また、予備の高圧窒素ポンベに切り替えることで窒素を供給することも可能である。

非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）
- ・ 逃がし安全弁（逃がし弁機能）

(c) 逃がし安全弁が作動可能な条件

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

逃がし安全弁の背圧対策で使用する設備は以下の通り。

- ・ 高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）
- ・ 高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）

(d) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失における逃がし安全弁の復旧

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

i) 代替直流電源設備による復旧

代替直流電源設備（常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器）により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を復旧させ原子炉を減圧する。

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

- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）

- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

ii) 代替交流電源設備による復旧

代替交流電源設備（常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車）により直流125V充電器に給電し、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保することにより逃がし安全弁の機能を復旧させ原子炉を減圧する。

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

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

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

「1.3.1(2) b. (b) i) 非常用窒素供給系による窒素確保」で使用する設備のうち、高圧窒素ポンペ（非常用窒素供給系）、逃がし安全弁（自動減圧機能）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2) b. (b) ii) 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）は重大事故等対処設備と位置づける。

「1.3.1(2) b. (b) iii) 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧」で使用する設備のうち、高圧窒素ポンペ（非常用逃がし安全弁駆動系）及び逃がし安全弁（逃がし弁機能）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.3.1(2) b. (c) i) 逃がし安全弁の背圧対策」で使用する設備のうち、高圧窒素ポンペ（非常用窒素供給系）及び高圧窒素ポンペ（非常用逃がし安全弁駆動系）は重大事故等対処設備として位置づける。

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

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

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

（添付資料1.3.1）

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

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備

であるため、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・可搬型窒素供給装置（小型）

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

(添付資料1.3.2)

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

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

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）
- ・自動減圧機能用アキュムレータ
- ・逃がし弁機能用アキュムレータ

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.3.1(2) c. (a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）、逃がし安全弁（逃がし弁機能）及び自動減圧機能用ア

キュムレータは重大事故等対処設備として位置づける。

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

(添付資料1.3.1)

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

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

- ・逃がし弁機能用アキュムレータ

逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に使用する逃がし弁機能用アキュムレータは、耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、逃がし安全弁（逃がし弁機能）により原子炉を減圧することができるため、逃がし安全弁（自動減圧機能）の代替減圧手段として有効である。

(添付資料1.3.2)

d. インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手段及び設備

(a) インターフェイスシステムLOCA発生時の対応

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

する手段がある。

原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）
- ・自動減圧機能用アキュムレータ
- ・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

原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する設備は以下のとおり。

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

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.3.1(2) d. (a) インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）、逃がし安全弁（逃がし弁機能）、自動減圧機能用アキュムレータ、高圧炉心スプレイ系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、低圧炉心スプレイ系注入弁、残留熱除去系 A 系注入弁、残留熱除去系 B 系注入弁及び残留熱除去系 C 系注入弁を重大事故等対処設備として位置づける。

これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備

が全て網羅されている。

(添付資料1.3.1)

以上の重大事故等対処設備により、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、中央制御室から漏えい箇所の隔離操作をすることで原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離するが、漏えい箇所の隔離ができない場合には、原子炉を減圧することで原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいすることを抑制し、現場での弁の隔離操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離することができる。

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

- ・逃がし弁機能用アキュムレータ

逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に使用する逃がし弁機能用アキュムレータは、耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、逃がし安全弁（逃がし弁機能）により原子炉を減圧することができるため、逃がし安全弁（自動減圧機能）の代替減圧手段として有効である。

- ・タービン・バイパス弁及びタービン制御系

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

(添付資料1.3.2)

- 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LOCA発生時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は, 運転員等^{※2}及び重大事故等対応要員の対応として, 「非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)」, 「非常時運転手順書Ⅲ(シビアアクシデント)」及び「重大事故等対策要領」に定める(第1.3-1表)。

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

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

(添付資料1.3.3)

1.3.2 重大事故等時の手順

1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 代替減圧

a. 手動による原子炉減圧

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

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

(a) 手順着手の判断基準

①逃がし安全弁による減圧

【逃がし安全弁7個での減圧の場合】

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

【逃がし安全弁2個での減圧の場合】

炉心損傷を判断した場合^{※3}で、原子炉圧力容器内の圧力が0.69MPa [gage] 以上の場合に高圧注水系統^{※4}が使用できず、低圧注水系統^{※5}1系統以上起動できた場合、又は原子炉注水手段がなく、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料有効長底部から燃料有効長の20%高い位置）に到達した場合。

(添付資料1.3.8)

②原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧

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

③タービン・バイパス弁による減圧

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

※1：炉心損傷前における「低圧で原子炉へ注水可能な系統」と

は、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）、給水系（電動駆動給水ポンプ）及び復水系をいう。

※2：炉心損傷前における「低圧代替注水系」とは、低圧代替注水

系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系をいう。

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

※4：炉心損傷後における「高圧注水系統」とは、高圧炉心スプレイ系、給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系をいう。

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

(b) 操作手順

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

【逃がし安全弁による減圧】

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に逃がし安全弁による原子炉の減圧を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁（自動減圧機能又は逃がし弁機能）7個又は2個を手動操作により開放し、原子炉の減圧を行い、発電長に報告する。

【原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧】

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンクの循環運転による原子炉の減圧を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系を復水貯蔵タンク循環運転で起動し、原子炉の減圧を行い、発電長に報告する。

【タービン・バイパス弁による減圧】

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にタービン・バイパス弁による原子炉の減圧を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、タービン・バイパス弁を手動で開操作し、原子炉の減圧を行い、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

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

- ・逃がし安全弁による減圧：1分以内
- ・原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧：25分以内
- ・タービン・バイパス弁による減圧：3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1.3-15図に示す。

逃がし安全弁の自動減圧機能喪失により逃がし安全弁が自動で作動しない場合、低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系による原子炉注水準備が完了した後、逃がし安全弁の中央制御室からの操作により原子

炉の減圧を実施する。

逃がし安全弁の中央制御室からの操作により原子炉の減圧ができない場合、原子炉隔離時冷却系による原子炉の減圧を実施する。

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

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

1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

a. 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を中央制御室からの手動操作により開放して、原子炉を減圧する。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁による原子炉の減圧ができない場合。

(b) 操作手順

常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3-2図に、タイムチャートを第1.3-3図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に逃がし安全

弁（自動減圧機能）の電源を所内常設直流電源設備から常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池への切替準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放に必要な緊急用直流電源母線電圧が確保されていることを確認し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に逃がし安全弁（自動減圧機能）の電源を所内常設直流電源設備から常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池への切り替えを指示する。

④運転員等は中央制御室にて、緊急用電源切替盤で逃がし安全弁の制御回路電源を所内常設直流電源設備から常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池への切り替えを実施し、発電長に報告する。

⑤発電長は、運転員等に常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放を指示する。

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

(c) 操作の成立性

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

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

b. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を中央制御室からの操作により開放して、原子炉を減圧する。

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3-4図に、タイムチャートを第1.3-5図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に逃がし安全弁（自動減圧機能）の電源を所内常設直流電源設備から可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器への切替準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放に必要な緊急用直流電源母線電圧が確保されていることを確認し、発電長に報告する。

- ③発電長は、運転員等に逃がし安全弁（自動減圧機能）の電源を所内常設直流電源設備から可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器への切り替えを指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、緊急用電源切替盤で逃がし安全弁の制御回路電源を所内常設直流電源設備から可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器への切り替えを実施し、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動操作により開放し、原子炉圧力指示値の低下により原子炉減圧が開始されたことを確認して、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

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

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

c. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復

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

手動操作により開放して、原子炉を減圧する。

なお、逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCの作動回路B系に優先で接続する。その他の逃がし安全弁（自動減圧機能）についても蒸気によるサプレッション・プールへの負荷を考慮し異なる主蒸気配管から2個を選定する。

また、原子炉減圧の確認は、中央制御室の計器により確認が可能である。

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

概要図を第1.3-6図に、タイムチャートを第1.3-7図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、可搬型計測器のケーブルを盤内に接続し、原子炉圧力指示値を確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び仮設ケーブルを接続する。
- ④運転員等は、発電長に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放の準備が完了したことを報告す

る。

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

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

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

(c) 操作の成立性

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

(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

a. 非常用窒素供給系による窒素確保

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

また、非常用窒素供給系からの供給期間中において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の窒素の供給圧力が低下した場合に、予備の高圧窒素ポンペに切り替えを実施する。

(a) 手順着手の判断基準

【窒素供給系から非常用窒素供給系への切替】

窒素供給系からの窒素の供給が喪失し、逃がし安全弁（自動減圧

機能) の作動に必要な自動減圧系作動用アキュムレータの圧力低下を確認した場合。

【非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ切替】

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

(b) 操作手順

非常用窒素供給系による窒素確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3-8図に、タイムチャートを第1.3-9図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に非常用窒素供給系による窒素確保を指示する。

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

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

④発電長は、運転員等に高圧窒素ポンベによる逃がし安全弁(自動減圧機能)への窒素供給中に、高圧窒素ポンベの圧力低下を確認した場合、予備ポンベラックに配備している予備の高圧窒素ポンベと使用済みの高圧窒素ポンベの交換を指示する。

⑤運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、予備の高圧窒素ポンベを運搬し、使用済みの高圧窒素ポンベと予備の高圧窒素ポンベの入れ

替えを実施する。

⑥運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、使用済みの高圧窒素ポンペを予備の高圧窒素ポンペに切り替えを実施し、発電長に報告する。

⑦発電長は、運転員等に高圧窒素ポンペを交換した後の窒素供給圧力指示値の確認を指示する。

⑧運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、高圧窒素ポンペを交換した後、窒素が供給されていることを自動減圧系作動用アキュムレータ供給圧力指示値により確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

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

【窒素供給系から非常用窒素供給系への切替】

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

【非常用窒素供給系高圧窒素ポンペ切替】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、281分以内と想定する。

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

(添付資料1.3.4)

b. 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保

非常用窒素供給系の予備の高圧窒素ポンペからの供給期間中において

て、逃がし安全弁（自動減圧機能）の窒素の供給圧力が低下した場合に、可搬型窒素供給装置（小型）からの供給に切り替えを実施する。

(a) 手順着手の判断基準

非常用窒素供給系の予備の高圧窒素ポンベから逃がし安全弁（自動減圧機能）へ作動用の窒素供給期間中に、高圧窒素ポンベの圧力低下を確認した場合。

(b) 操作手順

可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3-10図に、タイムチャートを第1.3-11図に示す。

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

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

③運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟及び原子炉建屋原子炉棟にて、可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための窒素供給用ホースの接続及び系統構成を実施し、発電長に報告する。

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

⑤災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保す

るための準備を指示する。

- ⑥重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置（小型）を原子炉建屋東側屋外に配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。
- ⑦重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための準備が完了したことを報告する。
- ⑧災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）への駆動源の供給開始を連絡する。
- ⑨災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）への駆動源の供給開始を指示する。
- ⑩重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）への駆動源供給のための系統構成を実施し、可搬型窒素供給装置（小型）を起動する。
- ⑪重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置（小型）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源へ供給を開始し、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置（小型）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源へ供給を開始したことを報告する。
- ⑫災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源の確保が完了したことを連絡する。
- ⑬発電長は、運転員等に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし

安全弁（自動減圧機能）駆動源が確保されていることの確認を指示する。

⑭運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、自動減圧系作動用アキュムレータ供給圧力指示値が0.902MPa [gage] 以上であり、可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源が確保されたことを確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

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

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

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

(添付資料1.3.4)

c. 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧

逃がし安全弁の駆動に必要な窒素供給が喪失した場合、非常用逃がし安全弁駆動系の中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁（逃がし弁機能）の窒素を確保し、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を開放することで、原子炉を減圧する。なお、中央制御室からの遠隔操作ができない場合、現場での手動操作を実施する。

また、原子炉減圧の確認は、中央制御室の計器により確認が可能である。

(a) 手順着手の判断基準

【非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧】

逃がし安全弁の駆動源である窒素が喪失し、中央制御室からの遠隔操作による原子炉の減圧ができない場合。

【非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ切替】

非常用逃がし安全弁駆動系による逃がし安全弁（逃がし弁機能）での原子炉減圧に失敗した場合。

(b) 操作手順

非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3-12図に、タイムチャートを第1.3-13図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、非常用逃がし安全弁駆動系窒素ブローライン隔離弁を閉とする。なお、中央制御室からの遠隔操作により閉にできない場合は、原子炉建屋原子炉棟にて現場手動操作により非常用逃がし安全弁駆動系窒素ブローライン隔離弁を閉とする。

③運転員等は、発電長に非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧の準備が完了したことを報告する。

④発電長は、運転員等に非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて、非常用逃がし安全弁駆動系窒素供給弁及び非常用逃がし安全弁駆動系窒素供給ライン隔離弁を開とする。なお、中央制御室からの遠隔操作により閉にできない場合は、原子炉建屋原子炉棟にて現場手動操作により非常用逃がし安

全弁駆動系窒素供給弁及び非常用逃がし安全弁駆動系窒素供給ライン隔離弁を閉とする。

⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力指示値の低下により原子炉減圧が開始されたことを確認し、発電長に報告する。

⑦発電長は、非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧において、逃がし安全弁（逃がし弁機能）により減圧できない場合、予備の高圧窒素ポンベと交換を指示する。

⑧運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、予備の高圧窒素ポンベを運搬し、使用済みの高圧窒素ポンベと予備の高圧窒素ポンベの入れ替えを実施する。

⑨運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、使用済みの高圧窒素ポンベを予備の高圧窒素ポンベに切り替えを実施し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

作業開始を判断してから、非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、4分以内と想定する。

【非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ切替】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ切替による原子炉減圧開始まで120分以内と想定する。

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

常状態と同程度である。

(添付資料1.3.4)

(3) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失における逃がし安全弁の復旧

a. 代替直流電源設備による復旧

常設直流電源喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流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、逃がし安全弁の機能を復旧する。

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

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

(c) 操作の成立性

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

また、逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、中央制御室対応を運

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

b. 代替交流電源設備による復旧

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

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

(c) 操作の成立性

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

また、逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、代替直流電源設備によ

り電源復旧後，逃がし安全弁の開放まで1分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等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1.3-15図に示す。

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁が作動しない場合，常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し，逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて原子炉を減圧する。常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池による直流電源の確保に失敗した場合，可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し，逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて原子炉を減圧する。可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復するまでに時間を要することから，逃がし安全弁用可搬型蓄電池を同時に準備する。

常設直流電源喪失により逃がし安全弁が作動しない場合，常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池又は可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により直流電源を確保し，逃がし安全弁の機能を復旧する。

全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車により直流125V充電器に給電す

ることで直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を復旧する。

逃がし安全弁の作動に必要な窒素の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、非常用窒素供給系により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源が確保され、逃がし安全弁（自動減圧機能）により原子炉を減圧する。

非常用窒素供給系の圧力が低下した場合については、予備ポンペへの切替又は可搬型窒素供給装置（小型）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保する。可搬型窒素供給装置（小型）については窒素確保までに時間を要することから、あらかじめ災害対策本部長へ準備を依頼する。

非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源が確保できない場合、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁(逃がし弁機能)の駆動源を確保する。

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

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

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

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するための手動による原子炉減圧の操作手順については、

「1.3.2.1(1) a. 手動による原子炉減圧」の対応手順と同様である。

1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順

(1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「二次格納施設制御」

インターフェイスシステムLOCA発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失し、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漏えい箇所の隔離、保有水を確保するための原子炉注水が必要となる。

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

a. 手順着手の判断基準

非常用炉心冷却系の系統圧力及び原子炉水位のパラメータ変化によりインターフェイスシステムLOCA発生を確認した場合。

b. 操作手順

「二次格納施設制御」における操作手順の概要は以下のとおり。

タイムチャートを第1.3-14図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に漏えい箇所を隔離し漏えいの抑制を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力、格納容器圧力、格納容器温度、主蒸気流量、給水流量及び原子炉建屋原子炉棟への異常漏えい等を示すパラメータの変化及び警報発報により、インターフェイスシステムLOCAの発生を総合的に確認することで漏えい箇所を特定し中央制御室からの遠隔操作にて隔離を実施し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に漏えい箇所の隔離ができない場合は、原子炉スクラム及び主蒸気隔離弁の閉操作を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、原子炉スクラム及び主蒸気隔離弁の閉

操作を実施し、発電長に報告する。

- ⑤発電長は、運転員等に原子炉建屋ガス処理系の停止操作及び中央制御室換気系の起動操作を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋ガス処理系の停止操作及び中央制御室換気系の起動操作を実施し、発電長に報告する。
- ⑦発電長は、運転員等に原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態
で、低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系を1系統以上
の起動後、原子炉減圧及び残留熱除去系（サブプレッション・プール
冷却系）の起動操作を指示する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の
状態で、低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系を1系
統以上の起動操作を実施する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁により原子炉急速減圧を
行い、原子炉の減圧を実施することで、原子炉建屋原子炉棟への原
子炉冷却材漏えい量を抑制する。逃がし安全弁による減圧ができな
い場合、主蒸気隔離弁が開可能であれば、復水器を使用したタービ
ン・バイパス弁による原子炉の減圧を実施する。
- ⑩運転員等は逃がし安全弁による原子炉の減圧を実施した場合、中央
制御室にて、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の起
動操作を実施し、発電長に報告する。
- ⑪発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位異常低
下（レベル2）設定点から原子炉水位低（レベル3）設定点の間で
維持するように指示する。
- ⑫運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の
状態で、低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系によ

り、原子炉水位を原子炉水位異常低下（レベル2）設定点から原子炉水位低（レベル3）設定点の間に維持し、発電長に報告する。

⑬発電長は、運転員等に漏えい箇所の隔離を指示する。

⑭運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、現場手動操作による漏えい箇所の隔離を実施し、発電長に報告する。

⑮発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように指示する。

⑯運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系により、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間に維持し、発電長に報告する。

c. 操作の成立性

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

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

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。なお、インターフェイスシステムLOCA発生時は、漏えいした水の滞留及び蒸気による高湿度環境が想定される

が、現場での隔離操作は環境性等を考慮し、自給式呼吸用保護具を着用する。

(中央制御室からの遠隔隔離操作の成立性)

インターフェイスシステム 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電動弁作動試験における原子炉注入弁の手動開閉操作である。

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

(現場隔離操作の成立性)

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

(溢水の影響)

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

(インターフェイスシステム L O C A の検知について)

インターフェイスシステム L O C A 発生時は、非常用炉心冷却系の系統圧力、原子炉圧力、原子炉水位及び格納容器圧力等の関連パラメ

ータ変化を確認することでインターフェイスシステムLOCA発生を判断する。また、非常用炉心冷却系のポンプ室は、原子炉建屋原子炉棟内において各部屋が分離されているため、床漏えい検出器及び火災報知器により、漏えい場所を特定するための参考情報の入手も可能である。

(添付資料1.3.4, 添付資料1.3.5, 添付資料1.3.6, 添付資料1.3.7)

1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

逃がし安全弁、非常用逃がし安全弁駆動系及び監視計器への電源供給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。

可搬型窒素供給装置（小型）、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車並びに非常用交流電源設備への燃料給油手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。

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

第1.3-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/21)

(フロントライン系故障時)

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|-------------|---------------------|-----------|------|---|-----------------------|
| フロントライン系故障時 | 自動減圧系 | 原子炉減圧の自動化 | 主要設備 | 過渡時自動減圧機能 逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能） ^{※3} 自動減圧機能用アキュムレータ | — ^{※2} |
| | | | 関連設備 | 主蒸気系配管・クエンチャ 非常用交流電源設備 ^{※4} <ul style="list-style-type: none"> ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 燃料給油設備 ^{※4} <ul style="list-style-type: none"> ・ 軽油貯蔵タンク ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ | |

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

※2：運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A, G, S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2/21）

（フロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|-------------|---------------------|---------------------------------|------|--|----------------------------|
| フロントライン系故障時 | 自動減圧系 | （逃がし安全弁による原子炉減圧①） 手動による原子炉減圧 | 主要設備 | 逃がし安全弁（自動減圧機能） 自動減圧機能用アキュムレータ | 重大事故等対処設備 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | 主蒸気系配管・クエンチャ 所内常設直流電源設備※4 ・125V系蓄電池 A系 ・125V系蓄電池 B系 可搬型代替交流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 常設代替直流電源設備※4 ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備※4 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | |

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

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3/21）

（フロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|-------------|---------------------|------------------------------|------|--|-----------|
| フロントライン系故障時 | 自動減圧系 | 手動による原子炉減圧 （逃がし安全弁による減圧②） | 主要設備 | 逃がし安全弁（逃がし弁機能） | 重大事故等対処設備 |
| | | | | 逃がし弁機能用アキュムレータ | 自主対策設備 |
| | | | 関連設備 | 主蒸気系配管・クエンチャ 所内常設直流電源設備※4 ・125V系蓄電池 A系 ・125V系蓄電池 B系 可搬型代替交流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 常設代替直流電源設備※4 ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備※4 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対処設備 |

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

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4/21）

（フロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} | |
|-------------|---------------------|--------------------------------|------|--|-----------------------|--|
| フロントライン系故障時 | 自動減圧系 | 手動による原子炉減圧 （原子炉隔離時冷却系による減圧） | 主要設備 | 原子炉隔離時冷却系ポンプ | 重大事故等対処設備 | |
| | | | | 復水貯蔵タンク | | 自主対策設備 |
| | | | 関連設備 | 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 所内常設直流電源設備 ^{※4} ・125V系蓄電池 A系 常設代替直流電源設備 ^{※4} ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備 ^{※4} ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備 ^{※4} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対処設備 | 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」等 重大事故等対策要領 |
| | | | | 補給水系配管・弁 | 自主対策設備 | |

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

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5/21）

（フロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | | 整備する手順書 ^{※1} |
|-------------|---------------------|---|------|-----------------------|--------|---------------------------------|
| フロントライン系故障時 | 自動減圧系 | タービン・バイパス弁による原子炉減圧 （タービン・バイパス弁による減圧） | 主要設備 | タービン・バイパス弁 タービン制御系 | 自主対策設備 | 非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「急速減圧」等 |
| | | | 関連設備 | 主蒸気系配管・弁 | 自主対策設備 | |

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

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6/21）

（サポート系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|----------|--------------------------|-----------------------------|------|---|----------------------------|
| サポート系故障時 | 所内常設直流電源設備 （常設直流電源系統） | 常設代替直流電源設備による 逃がし安全弁機能回復 | 主要設備 | 逃がし安全弁（自動減圧機能） | 重大事故等対処設備 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | 自動減圧機能用アキュムレータ 主蒸気系配管・クエンチャ 常設代替直流電源設備 ^{※4} ・緊急用125V系蓄電池 ・緊急用電源切替盤 | |

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

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（7/21）

（サポート系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|----------|--------------------------|------------------------------|------|---|----------------------------|
| サポート系故障時 | 所内常設直流電源設備 （常設直流電源系統） | 可搬型代替直流電源設備による 逃がし安全弁機能回復 | 主要設備 | 逃がし安全弁（自動減圧機能） | 重大事故等対処設備 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | 自動減圧機能用アキュムレータ 主蒸気系配管・クエンチャ 可搬型代替直流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 ・緊急用電源切替盤 燃料給油設備※4 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | |

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

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8/21）

（サポート系故障時）

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

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

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（9/21）

（サポート系故障時）

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

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

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（10/21）

（サポート系故障時）

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

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

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（11／21）

（サポート系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|----------|---------------------|----------------------|------|--|----------------------------|
| サポート系故障時 | — | 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧 | 主要設備 | 高圧窒素ポンペ（非常用逃がし安全弁駆動系） 逃がし安全弁（逃がし弁機能） | 重大事故等対処設備 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | 非常用逃がし安全弁駆動系配管・弁 主蒸気系配管・クエンチャ 常設代替直流電源設備 ^{※4} ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備 ^{※4} ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備 ^{※4} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | |

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

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (12/21)

(サポート系故障時)

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | | 整備する手順書※1 |
|----------|---------------------|-------------|------|--|-----------|-----------|
| サポート系故障時 | — | 逃がし安全弁の背圧対策 | 主要設備 | 高圧窒素ポンペ（非常用窒素供給系） 高圧窒素ポンペ（非常用逃がし安全弁駆動系） | 重大事故等対処設備 | —※7 |
| | | | 関連設備 | 非常用窒素供給系配管・弁 非常用逃がし安全弁駆動系配管・弁 | 重大事故等対処設備 | |

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

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（13/21）

（サポート系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|----------|---|----------------|------|---|----------------------------|
| サポート系故障時 | 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備のうち蓄電池及び充電器（常設直流電源） | 代替直流電源設備による復旧① | 主要設備 | 逃がし安全弁（自動減圧機能） | 重大事故等対処設備 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | 自動減圧機能用アキュムレータ 主蒸気配管・クエンチャ 常設代替直流電源設備 ^{※4} ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備 ^{※4} ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備 ^{※4} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | |

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

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（14/21）

（サポート系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|----------|---|----------------|------|--|--|
| サポート系故障時 | 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備のうち蓄電池及び充電器（常設直流電源） | 代替直流電源設備による復旧② | 主要設備 | 逃がし安全弁（逃がし弁機能） | 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | 主蒸気系配管・クエンチャ常設代替直流電源設備 ^{※4} ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備 ^{※4} ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備 ^{※4} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対処設備 |
| | | | | 逃がし弁機能用アキュムレータ | 自主対策設備 |
| | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「急速減圧」等 重大事故等対策要領 |

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

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（15/21）

（サポート系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|----------|--|----------------|------|--|----------------------------|
| サポート系故障時 | 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備のうち蓄電池（常設直流電源） | 代替交流電源設備による復旧① | 主要設備 | 逃がし安全弁（自動減圧機能） | 重大事故等対処設備 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | 自動減圧機能用アキュムレータ 主蒸気系配管・クエンチャ 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 燃料補給設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | |

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

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（16／21）

（サポート系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|----------|--|----------------|------|--|--|
| サポート系故障時 | 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機等（全交流動力電源） 所内常設直流電源設備のうち蓄電池（常設直流電源） | 代替交流電源設備による復旧② | 主要設備 | 逃がし安全弁（逃がし弁機能） | 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | 主蒸気系配管・クエンチャ 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対処設備 |
| | | | | 逃がし弁機能用アキュムレータ | 自主対策設備 |
| | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「急速減圧」等 重大事故等対策要領 |

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

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（17/21）

（原子炉格納容器破損の防止）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|--------------|---------------------|---------------------------|------|--|-----------|
| 原子炉格納容器破損の防止 | — | 炉心損傷時における格納容器雰囲気気直接加熱の防止① | 主要設備 | 逃がし安全弁（自動減圧機能） 自動減圧機能用アキュムレータ | 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | 主蒸気系配管・クエンチャ 所内常設直流電源設備※4 ・125V系蓄電池 A系 ・125V系蓄電池 B系 可搬型代替交流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 常設代替直流電源設備※4 ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備※4 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | |

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

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（18/21）

（原子炉格納容器破損の防止）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|--------------|---------------------|----------------------------------|------|--|-----------------------|
| 原子炉格納容器破損の防止 | — | 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止② | 主要設備 | 逃がし安全弁（逃がし弁機能） | 重大事故等対処設備 |
| | | | | 逃がし弁機能用アキュムレータ | 自主対策設備 |
| | | | 関連設備 | 主蒸気系配管・クエンチャ 所内常設直流電源設備 ^{※4} ・125V系蓄電池 A系 ・125V系蓄電池 B系 可搬型代替交流電源設備 ^{※4} ・可搬型代替低圧電源車 常設代替直流電源設備 ^{※4} ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備 ^{※4} ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備 ^{※4} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対処設備 |

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

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（19／21）

（インターフェイスシステムLOCA発生時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 | |
|---------------------|---------------------|-------------------------|------|---|-----------|--|
| インターフェイスシステムLOCA発生時 | - | インターフェイスシステムLOCA発生時の対応① | 主要設備 | 逃がし安全弁（自動減圧機能） 自動減圧機能用アキュムレータ 高圧炉心スプレー系注入弁 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁 低圧炉心スプレー系注入弁 残留熱除去系A系注入弁 残留熱除去系B系注入弁 残留熱除去系C系注入弁 | 重大事故等対処設備 | 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「二次格納施設制御」等 重大事故等対策要領 |
| | | | 関連設備 | 主蒸気系配管・クエンチャ 所内常設直流電源設備※4 ・125V系蓄電池 A系 ・125V系蓄電池 B系 常設代替直流電源設備※4 ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替交流電源設備※4 ・可搬型代替交流電源設備 可搬型代替直流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料補給設備※4 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対処設備 | |

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

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (20/21)

(インターフェイスシステムLOCA発生時)

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|---------------------|---------------------|-------------------------|------|---|--|
| インターフェイスシステムLOCA発生時 | - | インターフェイスシステムLOCA発生時の対応② | 主要設備 | 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) 高圧炉心スプレイ系注入弁 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁 低圧炉心スプレイ系注入弁 残留熱除去系A系注入弁 残留熱除去系B系注入弁 残留熱除去系C系注入弁 | 重大事故等対処設備 |
| | | | | 逃がし弁機能用アキュムレータ | 自主対策設備 |
| | | | 関連設備 | 主蒸気系配管・クエンチャ 所内常設直流電源設備※4 ・125V系蓄電池 A系 ・125V系蓄電池 B系 常設代替直流電源設備※4 ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替交流電源設備※4 ・可搬型代替交流電源設備 可搬型代替直流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料補給設備※4 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対処設備 |
| | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「二次格納施設制御」等 重大事故等対策要領 |

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

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（21／21）

（インターフェイスシステムLOCA発生時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|---------------------|---------------------|-------------------------|---|--|-----------|
| インターフェイスシステムLOCA発生時 | - | インターフェイスシステムLOCA発生時の対応③ | 主要設備 | 高圧炉心スプレイ系注入弁 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁 低圧炉心スプレイ系注入弁 残留熱除去系A系注入弁 残留熱除去系B系注入弁 残留熱除去系C系注入弁 | 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | タービン・バイパス弁 タービン制御系 | 自主対策設備 |
| | | | 所内常設直流電源設備※4 ・125V系蓄電池 A系 ・125V系蓄電池 B系 常設代替直流電源設備※4 ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替交流電源設備※4 ・可搬型代替交流電源設備 可搬型代替直流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料補給設備※4 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対処設備 | |
| | | | | 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「二次格納施設制御」等 | |
| | | | | 重大事故等対策要領 | |

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

※2：過渡時自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※6：逃がし安全弁（自動減圧機能）2個が対象である。

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

□：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.3-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/6)

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

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
- ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
- ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については, 重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (2/6)

| 対応手順 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|--|-----------------------------------|----------------|---|
| 1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 代替減圧 | | | |
| a. 手動による原子炉減圧 ②原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧 | 判断基準 | 注水手段の確保 (運転状態) | 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 |
| | | 原子炉圧力容器内の圧力 | 原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1} |
| | 操作 | 運転状態の監視 (運転状態) | 原子炉隔離時冷却系系統流量 ^{※3} 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 復水貯蔵タンク水位 |
| | | 原子炉圧力容器内の圧力 | 原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1} |
| | | 原子炉圧力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (SA広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA燃料域) ^{※1} |
| | | 原子炉格納容器内の水位 | サブプレッション・プール水位 ^{※1} |
| | | 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 ^{※1} |
| | a. 手動による原子炉減圧 ③タービン・バイパス弁による減圧 | 判断基準 | 注水手段の確保 (運転状態) |
| 原子炉圧力容器内の圧力 | | | 原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1} |
| 運転状態の監視 (運転状態) | | | 原子炉隔離時冷却系系統流量 ^{※3} 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 復水貯蔵タンク水位 |
| 操作 | | 原子炉圧力容器内の圧力 | 原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1} |
| | | 原子炉圧力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (SA広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA燃料域) ^{※1} |
| | | 補機監視機能 | 復水器真空度 |
| b. 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧 | 判断基準 | 原子炉圧力容器内の圧力 | 原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1} |
| | 操作 | 原子炉圧力容器内の圧力 | 原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1} |
| | | 原子炉圧力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (SA広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA燃料域) ^{※1} |
| | | 補機監視機能 | 高圧窒素供給系供給圧力 ^{※3} 非常用逃がし安全弁駆動系窒素ポンベ出口圧力 ^{※3} |

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2：重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (3/6)

| 対応手順 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|---|------------------|--------------|---|
| 1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧 | | | |
| a. 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 | 判断基準 | 電源 | 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 ^{※3} 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧 ^{※3} |
| | | 原子炉圧力容器内の圧力 | 原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (S A) ^{※1} |
| | 操作 | 電源 | 緊急用直流 125V 主母線盤電圧 ^{※3} |
| | | 原子炉圧力容器内の圧力 | 原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (S A) ^{※1} |
| b. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 | 判断基準 | 電源 | 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 ^{※3} 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧 ^{※3} 緊急用直流 125V 主母線盤電圧 ^{※3} |
| | | 原子炉圧力容器内の圧力 | 原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (S A) ^{※1} |
| | 操作 | 電源 | 緊急用直流 125V 主母線盤電圧 ^{※3} 緊急用 P / C 電圧 ^{※3} |
| | | 原子炉圧力容器内の圧力 | 原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (S A) ^{※1} |
| c. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復 | 判断基準 | 電源 | 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 ^{※3} 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧 ^{※3} 緊急用直流 125V 主母線盤電圧 ^{※3} |
| | | 原子炉圧力容器内の圧力 | 原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (S A) ^{※1} |
| | 操作 | 原子炉圧力容器内の圧力 | 原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (S A) ^{※1} |

- ※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2：重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (4/6)

| 対応手順 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) |
|--|------------------|--|
| 1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 | | |
| a. 非常用窒素供給系による窒素確保【窒素供給系から非常用窒素供給系への切替】 | 判断基準 | 駆動源の確保 自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低警報 高圧窒素供給系供給圧力 ^{*3} |
| | 操作 | 補機監視機能 高圧窒素供給系供給圧力 |
| a. 非常用窒素供給系による窒素確保【非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ切替】 | 判断基準 | 高圧窒素ポンベ圧力低警報 高圧窒素供給系供給圧力 ^{*3} 窒素ポンベ出口圧力 ^{*3} |
| | 操作 | 補機監視機能 高圧窒素供給系供給圧力 ^{*3} 窒素ポンベ出口圧力 ^{*3} |
| b. 可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保 | 判断基準 | 高圧窒素ポンベ圧力低警報 高圧窒素供給系供給圧力 ^{*3} 窒素ポンベ出口圧力 ^{*3} |
| | 操作 | 補機監視機能 高圧窒素供給系供給圧力 ^{*3} |
| c. 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧 | 判断基準 | 高圧窒素ポンベ圧力低警報 高圧窒素供給系供給圧力 ^{*3} 窒素ポンベ出口圧力 ^{*3} |
| | 操作 | 高圧窒素供給系供給圧力 ^{*3} 非常用逃がし安全弁駆動系窒素ポンベ出口圧力 ^{*3} |

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (5/6)

| 対応手順 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) |
|-------------------------------------|------------------|--|
| 1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順 | | |
| (1) 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「二次格納施設制御」 | 判断基準 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA燃料域) ※ ¹ 高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力※ ¹ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力※ ¹ 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力※ ¹ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力※ ¹ |
| | 操作 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA燃料域) ※ ¹ 原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (SA) ※ ¹ ドライウエル雰囲気温度※ ¹ ドライウエル圧力※ ¹ 高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力※ ¹ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力※ ¹ 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力※ ¹ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力※ ¹ 主蒸気流量 給水流量 |
| | 操作 | 原子炉圧力容器への注水量 高圧炉心スプレー系系統流量※ ¹ 残留熱除去系系統流量※ ¹ 低圧炉心スプレー系系統流量※ ¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ※ ¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) ※ ¹ |
| | 操作 | 補機監視機能 高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 |
| | 操作 | 水源の確保 サプレッション・プール水位※ ¹ 代替淡水貯槽水位※ ¹ |
| | 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※ ¹ |
| | 操作 | 最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系熱交換器入口温度※ ¹ 残留熱除去系熱交換器出口温度※ ¹ 残留熱除去系系統流量※ ¹ 残留熱除去系海水系統流量※ ¹ |

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

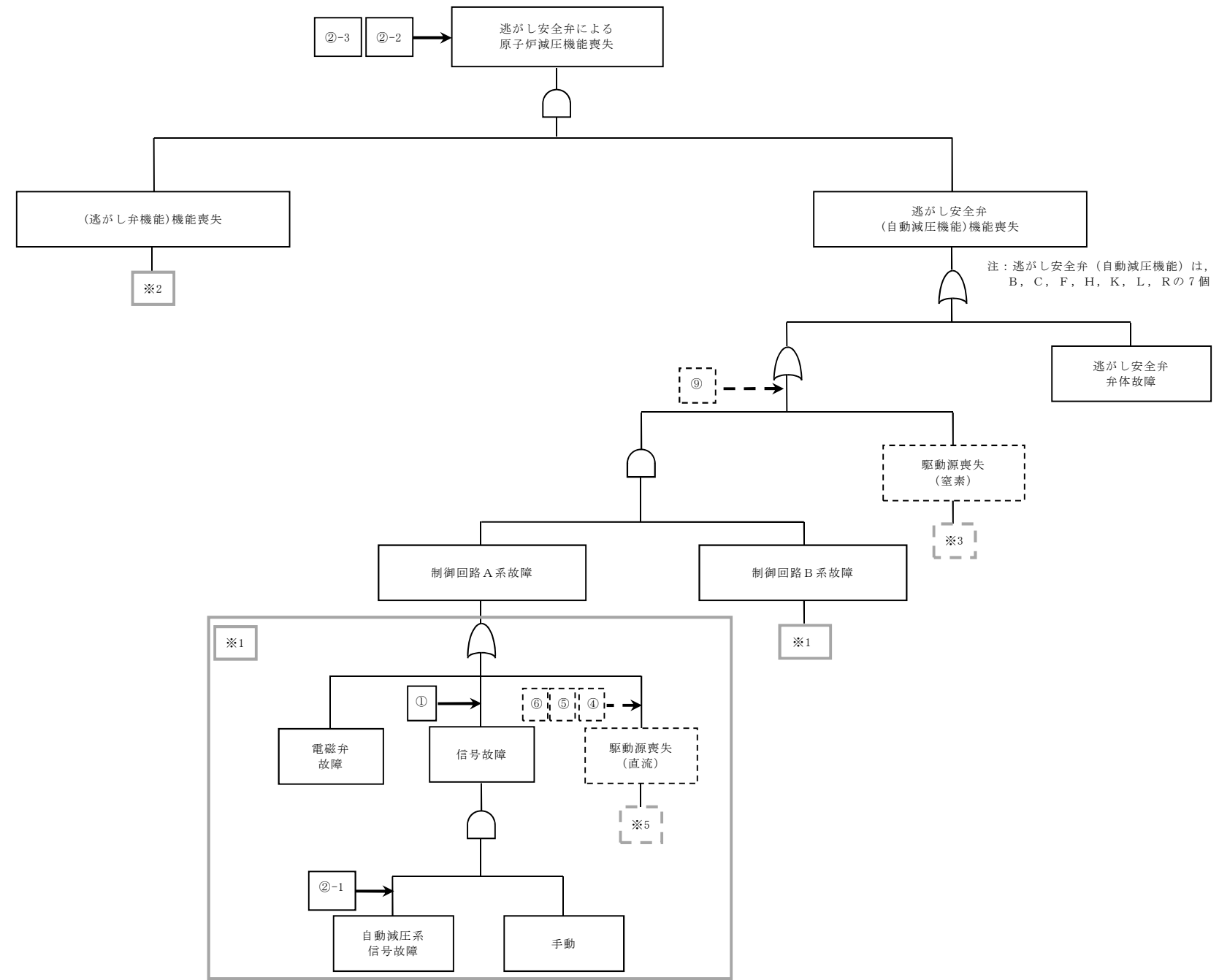
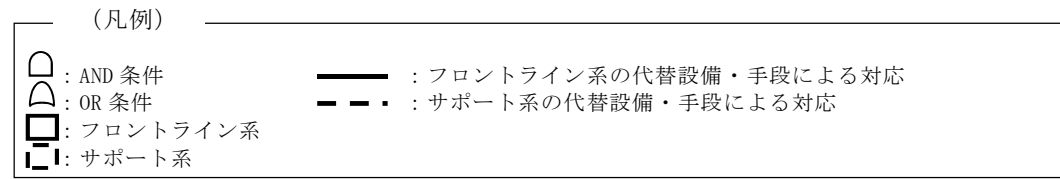
監視計器一覧 (6/6)

| 対応手順 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) |
|-------------------------------------|-------------------|--|
| 1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順 | | |
| (1) 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「二次格納施設制御」 | 操作 漏えい関連警報 | <p>【漏えい検知】</p> <p>ISOLATION SYS MS LINE PRESS LOW ISOLATION SYS MS LINE FLOW HIGH LDS CUW ΔF HIGH OR CONT. TROUBLE RCIC STEAM LINE BREAK ΔP HIGH LDS MS TUNNEL TEMP HI LDS T/B MS LINE TEMP HI LDS RCIC EQUIP AREA TEMP HI LDS RCIC PIPE AREA TEMP HI LDS CUW ROOMS TEMP HI LDS RHR EQUIP AREA TEMP HI LDS CUW ROOMS AMBIENT TEMP HI LDS RHR EQUIP ROOMS AMBIENT TEMP HI</p> <p>プロセス放射線モニタ警報 火災報知器警報 原子炉建屋内放射線モニタ警報 原子炉建屋内ダストモニタ警報</p> <p>【床漏えい警報】</p> <p>HPCS PUMP AREA FLOODING RCIC PUMP AREA FLOODING LPCS PUMP AREA FLOODING RHR PUMP A(B,C) AREA FLOODING RHR Hx A(B) AREA FLOODING R/B EAST SUMP PUMP AREA FLOODING R/B WEST SUMP PUMP AREA FLOODING</p> <p>【原子炉建屋サンプ液位警報】</p> <p>R/B FD SUMP A(B) LEVEL HI-HI OR POWER FAILURE R/B ED SUMP A(B) LEVEL HI-HI OR POWER FAILURE R/B SD SUMP A(B) LEVEL HI-HI OR POWER FAILURE R/B OD SUMP A(B) LEVEL HI OR HI-HI OR POWER FAILURE</p> <p>【原子炉建屋サンプ温度警報】</p> <p>R/B ED SUMP A OR B TEMP HIGH</p> <p>【原子炉建屋内異常漏えい警報】</p> <p>R/B FD SUMP A(B) LEAKAGE HIGH R/B ED SUMP A(B) LEAKAGE HIGH R/B SD SUMP A(B) LEAKAGE HIGH</p> <p>【圧力】</p> <p>HPCS SPRAY HEAD TO TOP OF CORE-PLATE ΔP HIGH HPCS PUMP SUCTION PRESS HI/LO RCIC PUMP SUCTION PRESS HIGH RHR INJECTION VALVE ΔP LOW RHR PUMP DISCH PRESS ABNORMAL HI/LO RHR SHUTDOWN HEADER PRESS HIGH LPCS INJECTION VALVE ΔP LOW LPCS PUMP ABNORMAL HI/LO DISCH PRESS</p> |

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
- ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
- ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

第 1.3-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

| 対象条文 | 供給対象設備 | 給電元 給電母線 |
|---|---------------|--|
| <p>【1.3】 原子炉冷却材圧力パウ 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 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B</p> |



- ① 原子炉減圧の自動化
 - ・ 過渡時自動減圧機能
 - ・ 逃がし安全弁 (過渡時自動減圧機能)
 - ・ 自動減圧機能用アキュムレータ
- ②-1 手動による原子炉の減圧 (逃がし安全弁)
 - ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
 - ・ 逃がし安全弁 (逃がし弁機能)
 - ・ 自動減圧機能用アキュムレータ
 - ・ 逃がし弁機能用アキュムレータ
- ②-2 手動による原子炉の減圧 (原子炉隔離時冷却系)
 - ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ
 - ・ 復水貯蔵タンク
- ②-3 手動による原子炉の減圧 (タービン・バイパス弁)
 - ・ タービン・バイパス弁
 - ・ タービン制御系
- ④ 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復
 - ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
- ⑤ 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復
 - ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
- ⑥ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復
 - ・ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池
 - ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
- ⑦ 非常用窒素供給系による窒素確保
 - ・ 高圧窒素ポンプ (非常用窒素供給系)
 - ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
- ⑧ 可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保
 - ・ 可搬型窒素供給装置 (小型)
 - ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
- ⑨ 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧
 - ・ 高圧窒素ポンプ (非常用逃がし安全弁駆動系)
 - ・ 逃がし安全弁 (逃がし弁機能)
- ⑩ 代替直流電源設備による復旧
 - ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
 - ・ 逃がし安全弁 (逃がし弁機能)
- ⑪ 代替交流電源設備による復旧
 - ・ 逃がし安全弁 (自動減圧機能)
 - ・ 逃がし安全弁 (逃がし弁機能)

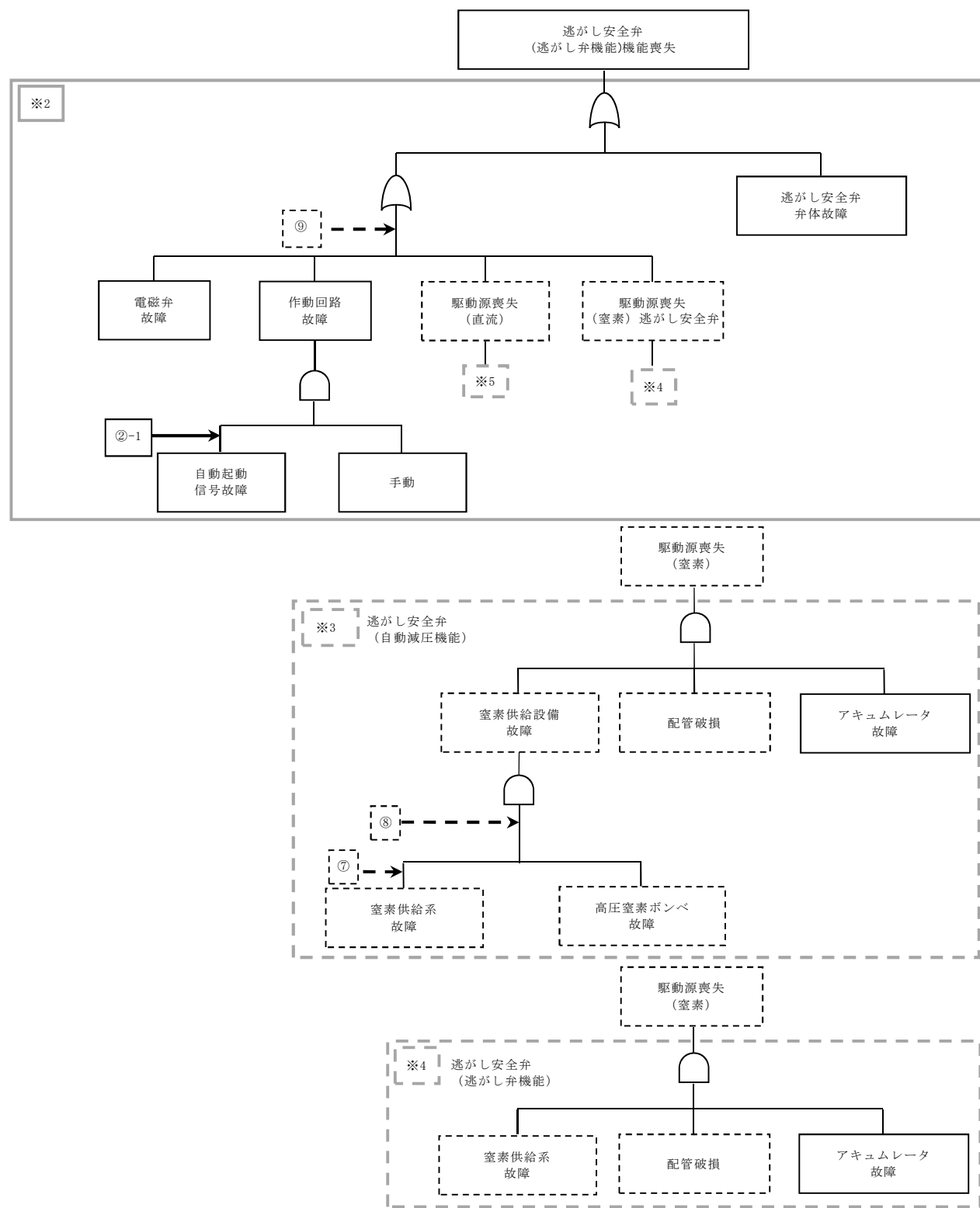
注：①の逃がし安全弁 (過渡時自動減圧機能) は逃がし安全弁 (自動減圧機能) B 及び C が対象
 注：②-2 の対策は、主蒸気隔離弁開時のみ有効
 注：③の対策は、逃がし安全弁 (逃がし弁機能) A, G, S 及び V が対象
 注：⑥の対策は、逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7 個のうち 2 個
 注：④, ⑤及び⑥の対策は、逃がし安全弁 (自動減圧機能) 用電磁弁 A 系のみ有効

第1.3-1図 機能喪失原因対策分析 (1/3)

(凡例)

- AND条件
- OR条件
- フロントライン系
- サポート系

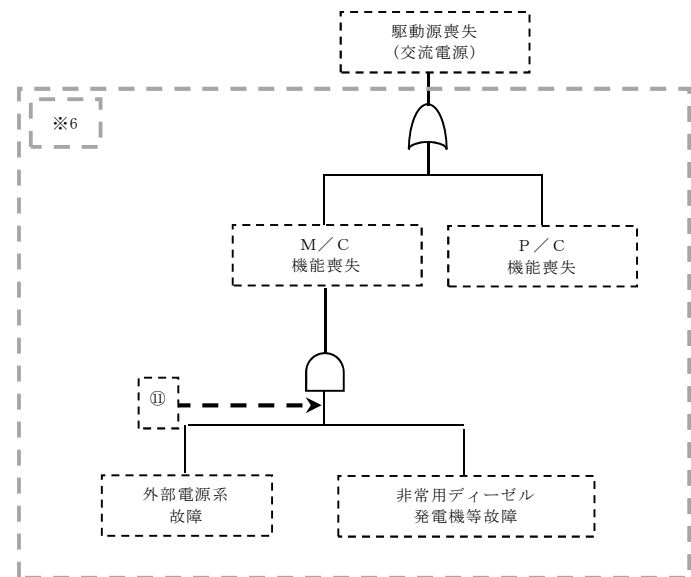
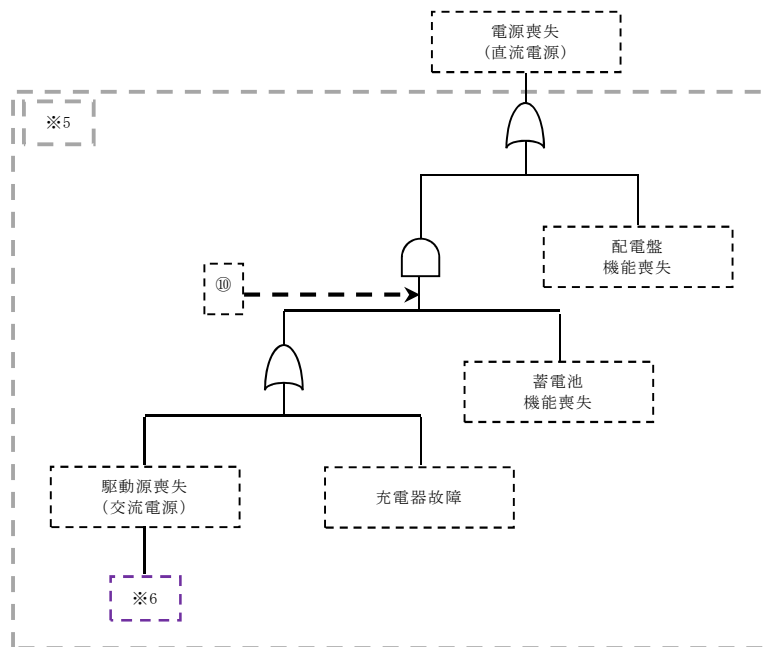
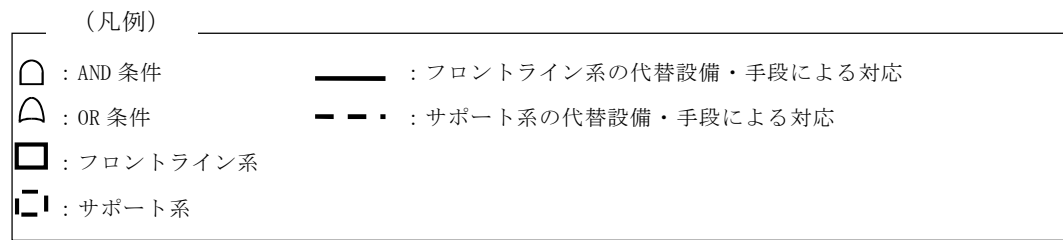
—— : フロントライン系の代替設備・手段による対応
 - - - : サポート系の代替設備・手段による対応



- ① 原子炉減圧の自動化
 - ・過渡時自動減圧機能
 - ・逃がし安全弁 (過渡時自動減圧機能)
 - ・自動減圧機能用アキュムレータ
- ②-1 手動による原子炉の減圧 (逃がし安全弁)
 - ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
 - ・逃がし安全弁 (逃がし弁機能)
 - ・自動減圧機能用アキュムレータ
 - ・逃がし弁機能用アキュムレータ
- ②-2 手動による原子炉の減圧 (原子炉隔離時冷却系)
 - ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
 - ・復水貯蔵タンク
- ②-3 手動による原子炉の減圧 (タービン・バイパス弁)
 - ・タービン・バイパス弁
 - ・タービン制御系

- ④ 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復
 - ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
- ⑤ 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復
 - ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
- ⑥ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復
 - ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池
 - ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
- ⑦ 非常用窒素供給系による窒素確保
 - ・高圧窒素ポンプ (非常用窒素供給系)
 - ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
- ⑧ 可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保
 - ・可搬型窒素供給装置 (小型)
 - ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
- ⑨ 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧
 - ・高圧窒素ポンプ (非常用逃がし安全弁駆動系)
 - ・逃がし安全弁 (逃がし弁機能)
- ⑩ 代替直流電源設備による復旧
 - ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
 - ・逃がし安全弁 (逃がし弁機能)
- ⑪ 代替交流電源設備による復旧
 - ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
 - ・逃がし安全弁 (逃がし弁機能)

第1.3-1図 機能喪失原因対策分析 (2/3)



① 原子炉減圧の自動化
 ・過渡時自動減圧機能
 ・逃がし安全弁 (過渡時自動減圧機能)
 ・自動減圧機能用アキュムレータ

②-1 手動による原子炉の減圧 (逃がし安全弁)
 ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
 ・逃がし安全弁 (逃がし弁機能)
 ・自動減圧機能用アキュムレータ
 ・逃がし弁機能用アキュムレータ

②-2 手動による原子炉の減圧 (原子炉隔離時冷却系)
 ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
 ・復水貯蔵タンク

②-3 手動による原子炉の減圧 (タービン・バイパス弁)
 ・タービン・バイパス弁
 ・タービン制御系

④ 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復
 ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)

⑤ 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復
 ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)

⑥ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復
 ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池
 ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)

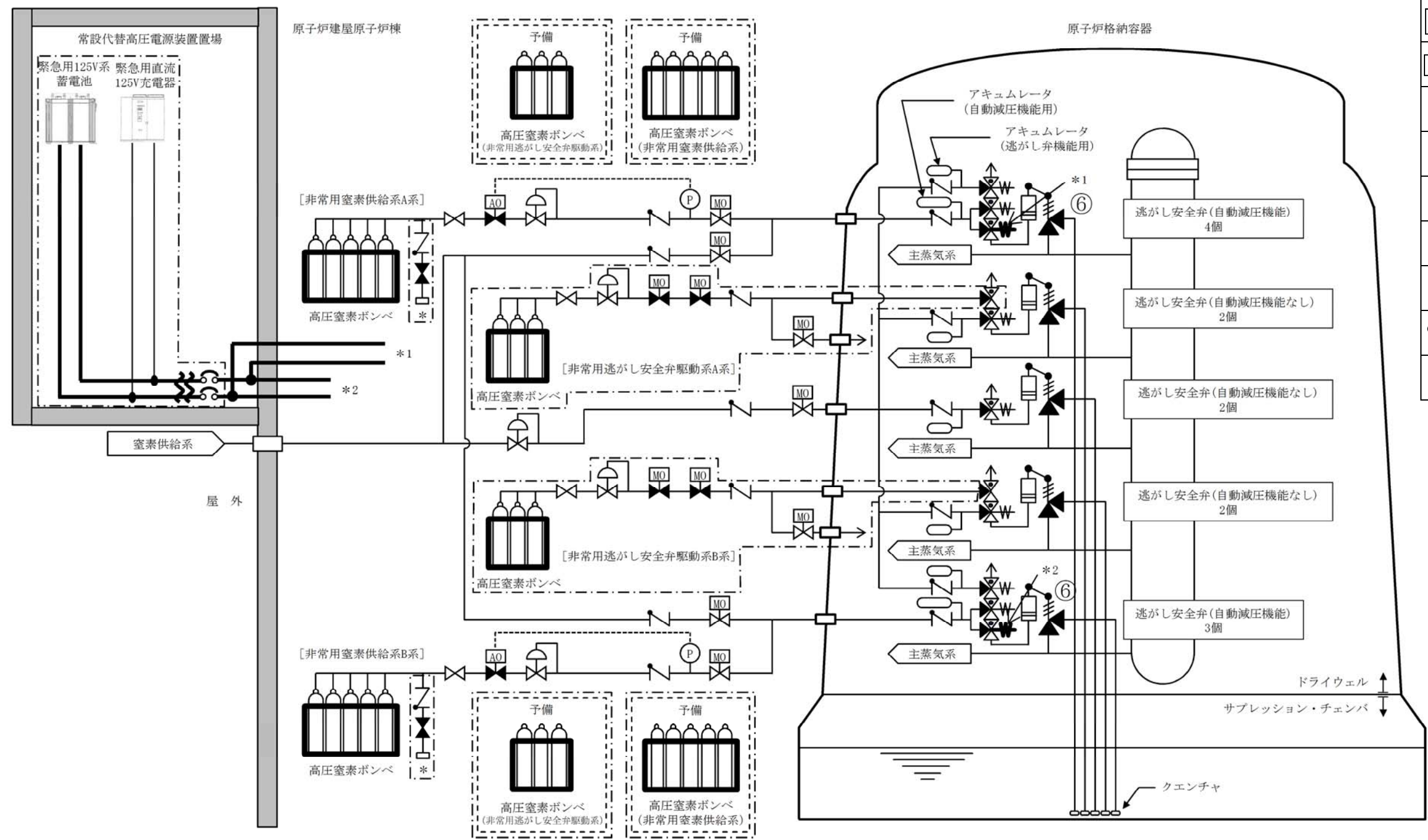
⑦ 非常用窒素供給系による窒素確保
 ・高圧窒素ポンプ (非常用窒素供給系)
 ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)

⑧ 可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保
 ・可搬型窒素供給装置 (小型)
 ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)

⑨ 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧
 ・高圧窒素ポンプ (非常用逃がし安全弁駆動系)
 ・逃がし安全弁 (逃がし弁機能)

⑩ 代替直流電源設備による復旧
 ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
 ・逃がし安全弁 (逃がし弁機能)

⑪ 代替交流電源設備による復旧
 ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
 ・逃がし安全弁 (逃がし弁機能)



凡例

| | |
|----|------------------|
| MO | 電動駆動 |
| AO | 空気駆動 |
| ⊗ | 弁 |
| ↗ | 逆止弁 |
| ⊗ | 圧力調整弁 |
| ⊗ | 電磁弁 |
| ⊗ | 逃がし安全弁 |
| ⊗ | アキュムレータ |
| ⊗ | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

注：常設直流電源設備による電源供給については、逃がし安全弁（自動減圧機能）用電磁弁A系への供給を示す。

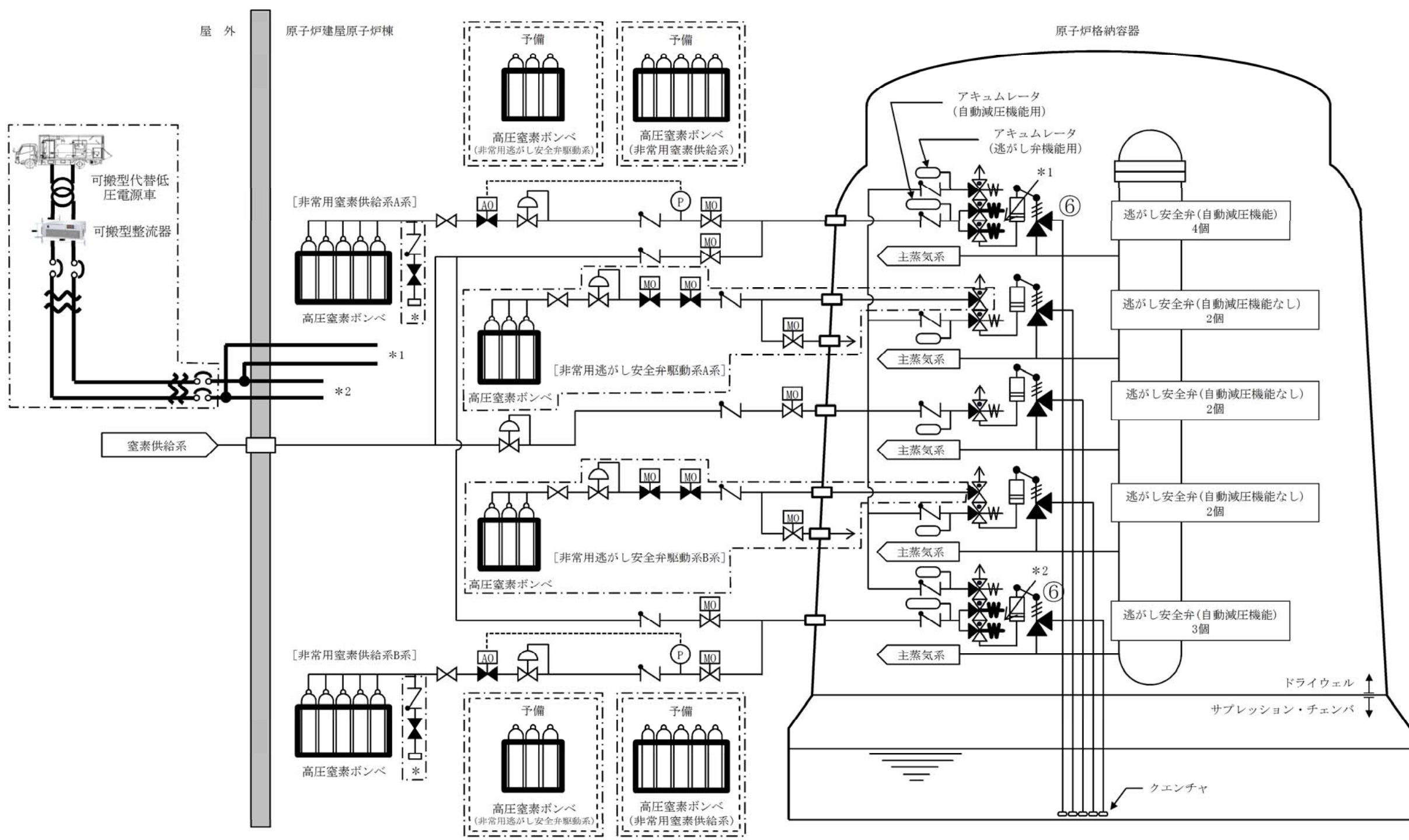
| 操作手順 | 弁名称 |
|------|----------------|
| ⑥ | 逃がし安全弁（自動減圧機能） |

記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.3-2図 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 概要図

| 手順の項目 | | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | 備考 | | | |
|-------------------------|--|----------------------------|----------------------------|---|---|---|---|--------------|---|----|---|---|--|
| | | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | | 8 | 9 | |
| | | | 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 5分 | | | | | | | | | | |
| 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 | | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | 必要な負荷の電源切替操作 | | | | | |
| | | | | | | | | 減圧開始操作 | | | | | |

第1.3-3図 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 タイムチャート



凡例

| | |
|----|------------------|
| MO | 電動駆動 |
| A0 | 空気駆動 |
| ∩ | 弁 |
| ∟ | 逆止弁 |
| ⊗ | 圧力調整弁 |
| ⊗W | 電磁弁 |
| ⊗ | 逃がし安全弁 |
| ∩ | アキュムレータ |
| ⋯ | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

注：可搬型直流電源設備による電源供給については、逃がし安全弁（自動減圧機能）用電磁弁A系への供給を示す。

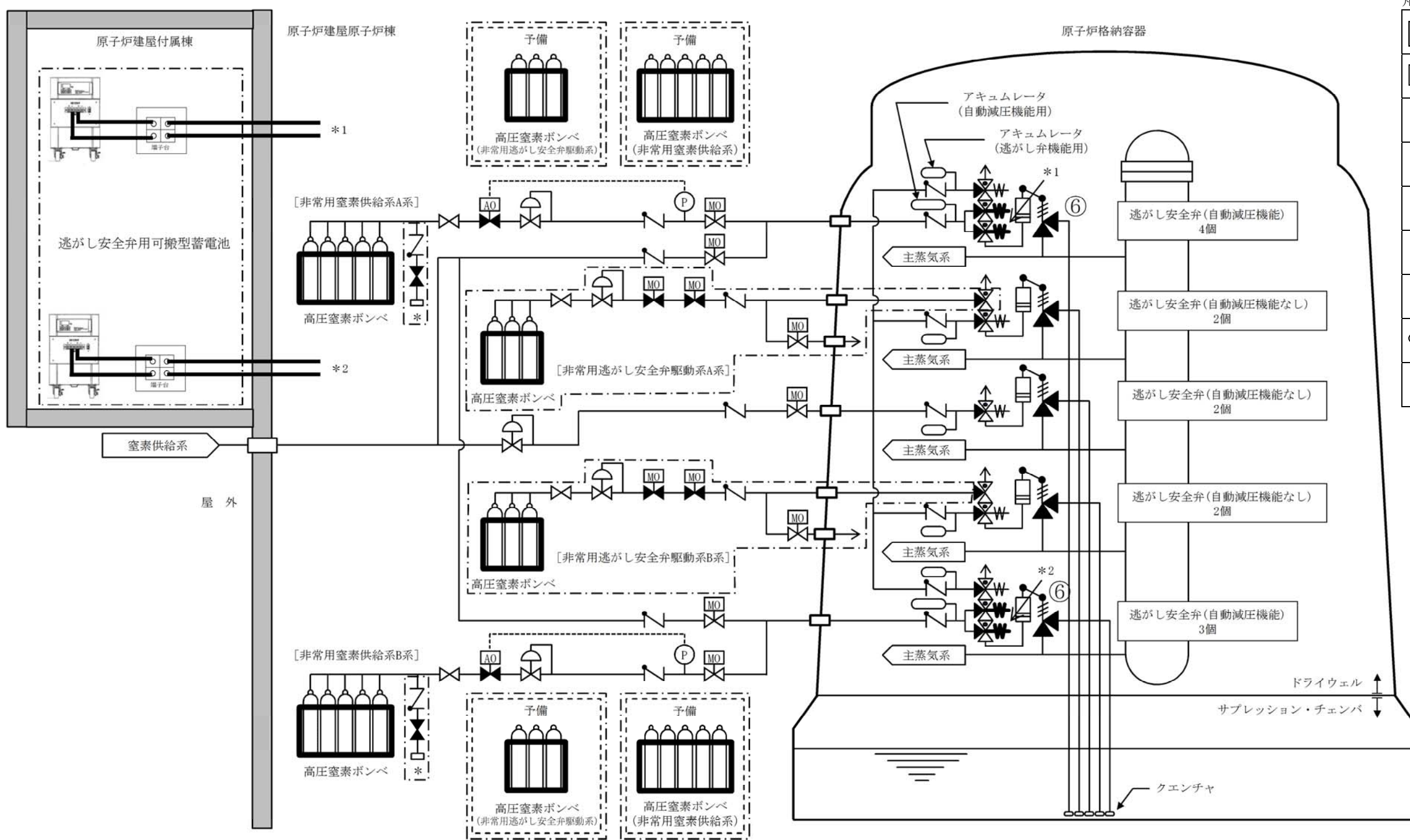
| 操作手順 | 弁名称 |
|------|----------------|
| ⑥ | 逃がし安全弁（自動減圧機能） |

記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.3-4図 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 概要図

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | 備考 | |
|--------------------------|----------------------------|-----------------------------|---|---|---|---|--------------|---|---|---|----|--|
| | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 5分 | | | | | | | | | | |
| 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | 必要な負荷の電源切替操作 | | | | | |
| | | | | | | | 減圧開始操作 | | | | | |
| | | | | | | | → | | | | | |

第1.3-5図 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 タイムチャート



凡例

| | |
|----|------------------|
| MO | 電動駆動 |
| AO | 空気駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | 圧力調整弁 |
| | 電磁弁 |
| | 逃がし安全弁 |
| | アキュムレータ |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

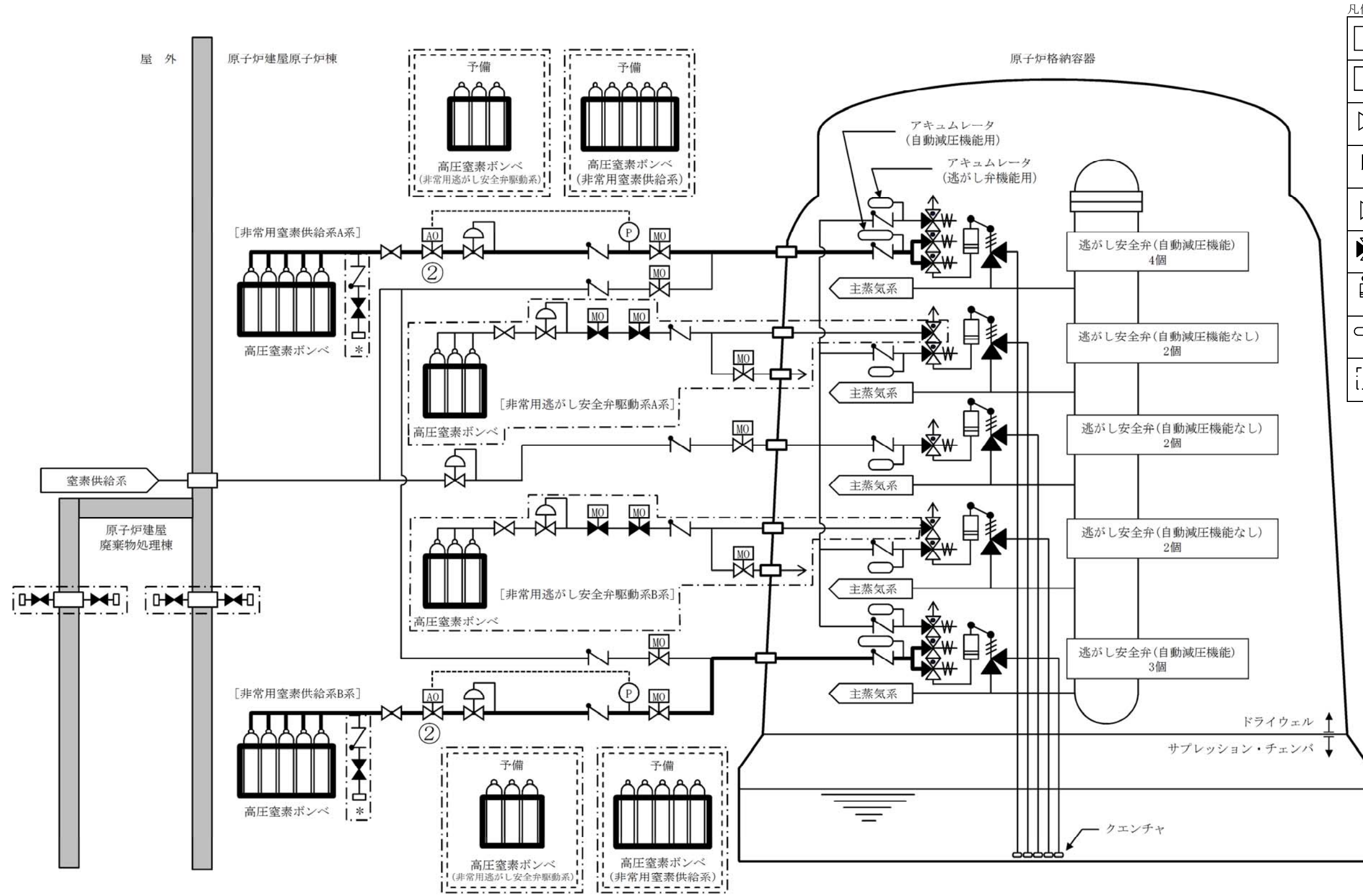
| 操作手順 | 弁名称 |
|------|-----------------|
| ⑥ | 逃がし安全弁 (自動減圧機能) |

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第1.3-6図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復 概要図

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | 備考 | |
|----------------------------|----------------------------|--------------------------------|----------|----|----|----------------|----|----|----|----|----|--|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復 56分 | | | | | | | | | | |
| 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | 可搬型計測器接続 | | | | | | | | | |
| | | | | | | 可搬型蓄電池, ケーブル接続 | | | | | | |
| | | | | | | 減圧開始操作 | | | | | | |
| | | | | | | 減圧確認 | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | |

第1.3-7図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復 タイムチャート



凡例

| | |
|----|------------------|
| MO | 電動駆動 |
| A0 | 空気駆動 |
| ⊗ | 弁 |
| ↯ | 逆止弁 |
| ⊗ | 圧力調整弁 |
| ⊗ | 電磁弁 |
| ⊗ | 逃がし安全弁 |
| ⊗ | アキュムレータ |
| ⊗ | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

| 操作手順 | 弁名称 |
|------|--------------|
| ② | 高圧窒素ポンベ供給止め弁 |

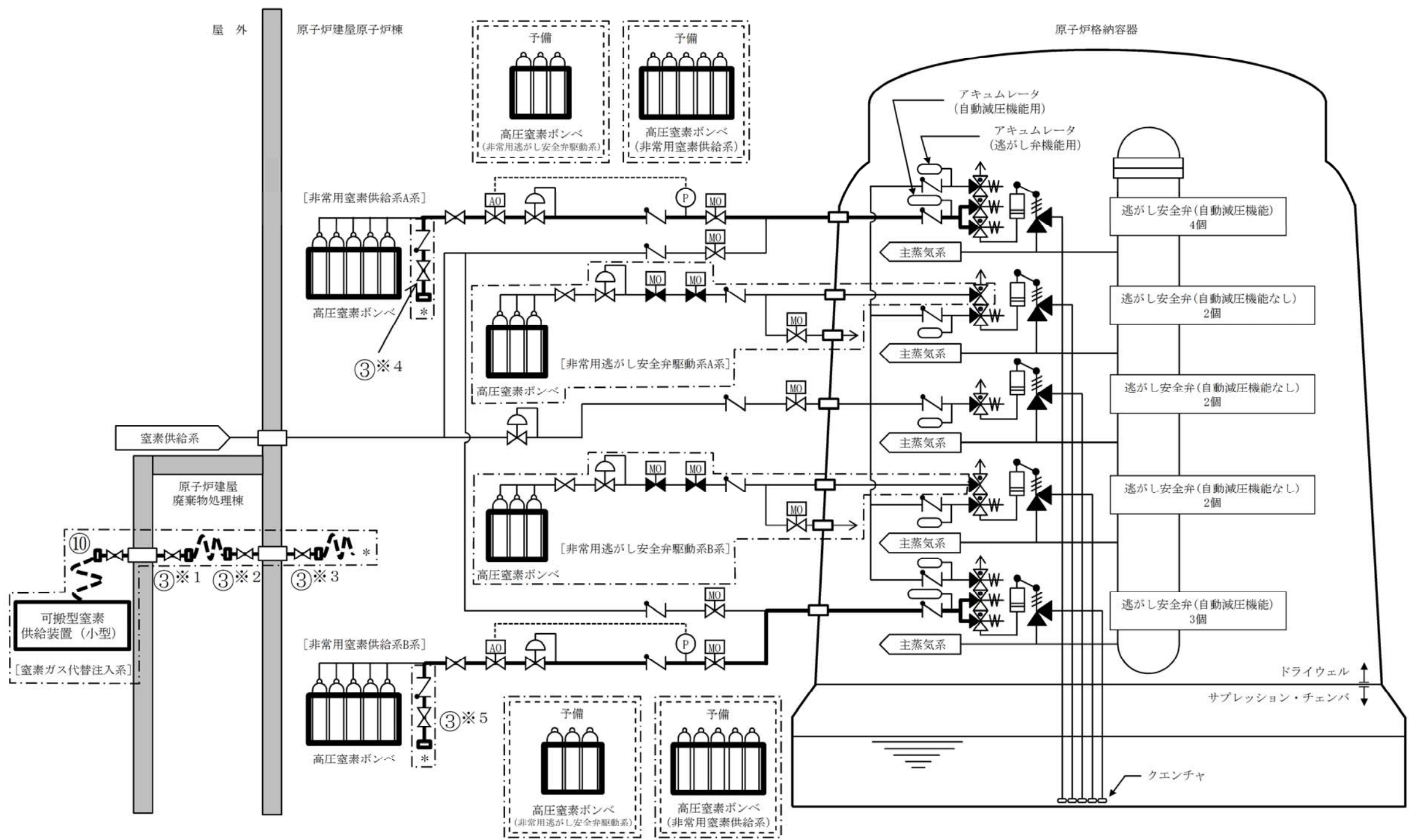
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第 1.3-8 図 非常用窒素供給系による窒素確保 概要図

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | 備考 | |
|--|----------------------------|--------------------|---|-----|---|-----|---|-----|---|-----|--|----|--|
| | | 0.5 | 1 | 1.5 | 2 | 2.5 | 3 | 3.5 | 4 | 4.5 | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 1分 非常用窒素供給系による窒素確保 | | | | | | | | | | | |
| 非常用窒素供給系による窒素確保 (窒素供給系から非常用窒素供給系への切替) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | |

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | 備考 | |
|-----------------------|----------------------------|----------|-------------|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|--|----|--|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 250 | 260 | 270 | 280 | 290 | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | | | | | | | | | | | | |
| 非常用窒素供給系による窒素確保 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | 警報確認 | | | | | | | | | | |
| (非常用窒素供給系高圧窒素ガスボンベ切替) | 運転員等 (当直運転員) (現場) | 2 | 移動, ボンベ交換操作 | | | | | | | | | | |

第 1.3-9 図 非常用窒素供給系による窒素確保 タイムチャート



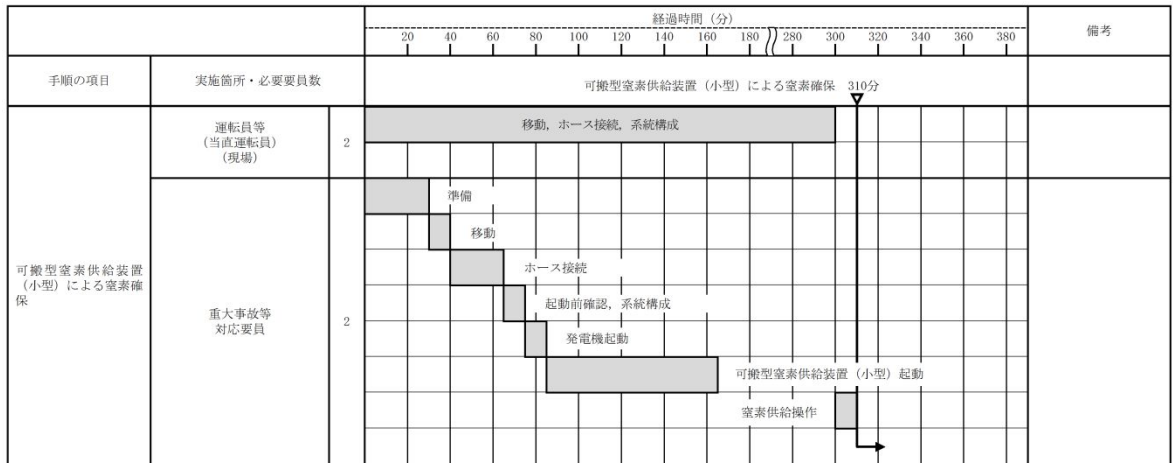
凡例

| | |
|----|------------------|
| MO | 電動駆動 |
| AO | 空気駆動 |
| ◇ | 弁 |
| ▽ | 逆止弁 |
| ◇ | 圧力調整弁 |
| ◇ | 電磁弁 |
| ◇ | 逃がし安全弁 |
| ◇ | アキュムレータ |
| ◇ | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

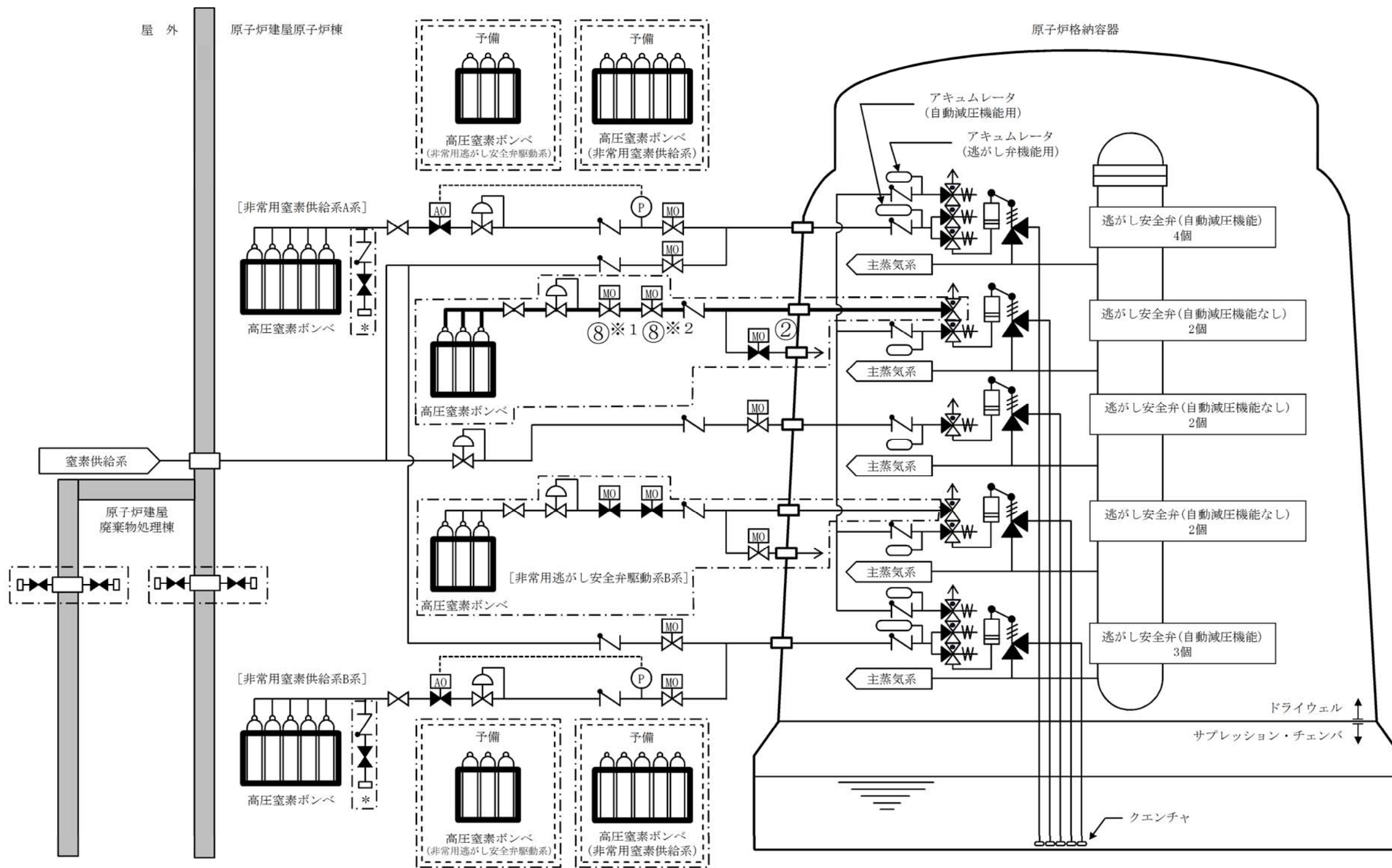
| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|------|---------------------|------|----------------------|
| ③※1 | 非常用窒素供給系原子炉建屋内側隔離弁 | ③※4 | 非常用窒素供給系窒素供給弁 A |
| ③※2 | 非常用窒素供給系原子炉棟外側隔離弁 | ③※5 | 非常用窒素供給系窒素供給弁 B |
| ③※3 | 非常用窒素供給系窒素原子炉棟内側隔離弁 | ⑩ | 非常用窒素供給系窒素原子炉建屋外側隔離弁 |

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

第 1.3-10 図 可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保 概要図



第 1.3-11 図 可搬型窒素供給装置(小型)による窒素確保 タイムチャート



凡例

| | |
|----|------------------|
| MO | 電動駆動 |
| AO | 空気駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | 圧力調整弁 |
| | 電磁弁 |
| | 逃がし安全弁 |
| | アキュムレータ |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|------|-------------------------|------|------------------------|
| ② | 非常用逃がし安全弁駆動系窒素ブローライン隔離弁 | ⑧※2 | 非常用逃がし安全弁駆動系窒素供給ライン隔離弁 |
| ⑧※1 | 非常用逃がし安全弁駆動系窒素供給弁 | | |

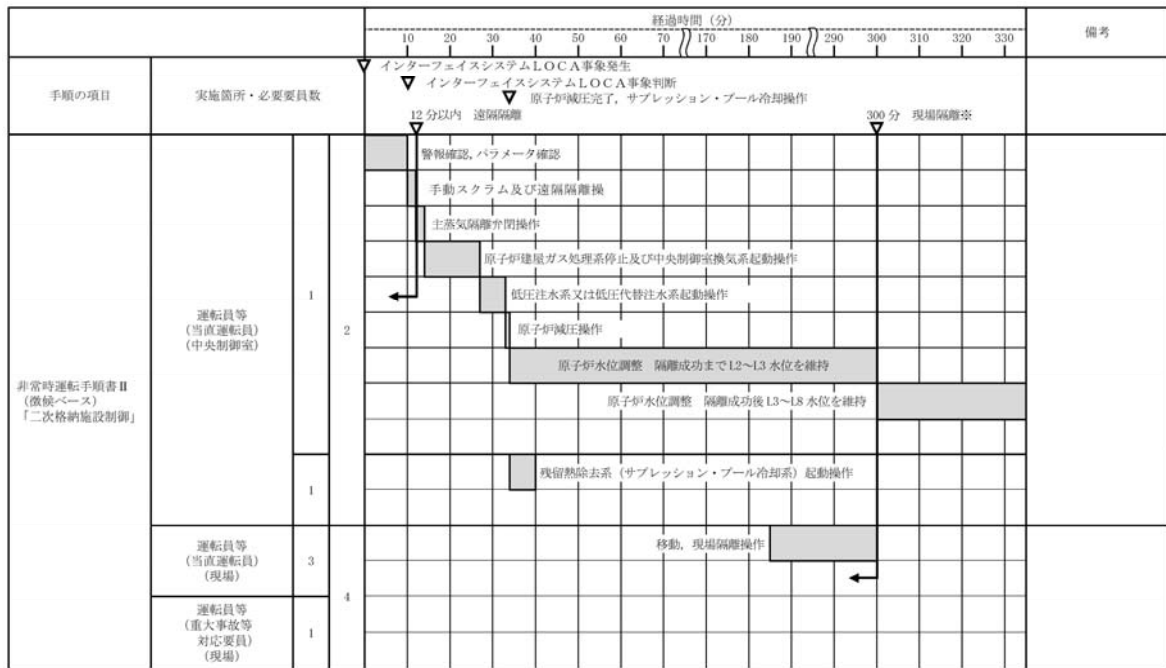
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.3-12図 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧 概要図

| 手順の項目 | | 実施箇所・必要員数 | | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | 備考 |
|-----------------------------------|----------------------------|-----------|-------------|-------------------------|---|---|---|---|---|---|---|---|----|----|----|----|
| | | | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | |
| | | | | 逃し安全弁駆動源喪失確認 | | | | | | | | | | | | |
| | | | | 4分 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧 | | | | | | | | | | | | |
| 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧 (中央制御室操作) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | 系統構成、減圧開始操作 | | | | | | | | | | | | | |
| | | | 減圧確認 | | | | | | | | | | | | | |

| 手順の項目 | | 実施箇所・必要員数 | | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | | 備考 |
|---|-------------------------|-----------|------------|--------------------------|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|-----|-----|-----|--|--|--|----|
| | | | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 100 | 110 | 120 | 130 | 140 | 150 | | | | |
| | | | | 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧失敗確認 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | 非常用逃がし安全弁駆動系による窒素確保 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧 (現場操作) (非常用逃がし安全弁駆動系 高压窒素ガスボンベ切替) | 運転員等 (当直運転員) (現場) | 2 | 移動、ボンベ交換操作 | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | 120分 | | | | | | | | | | | | | | | | |

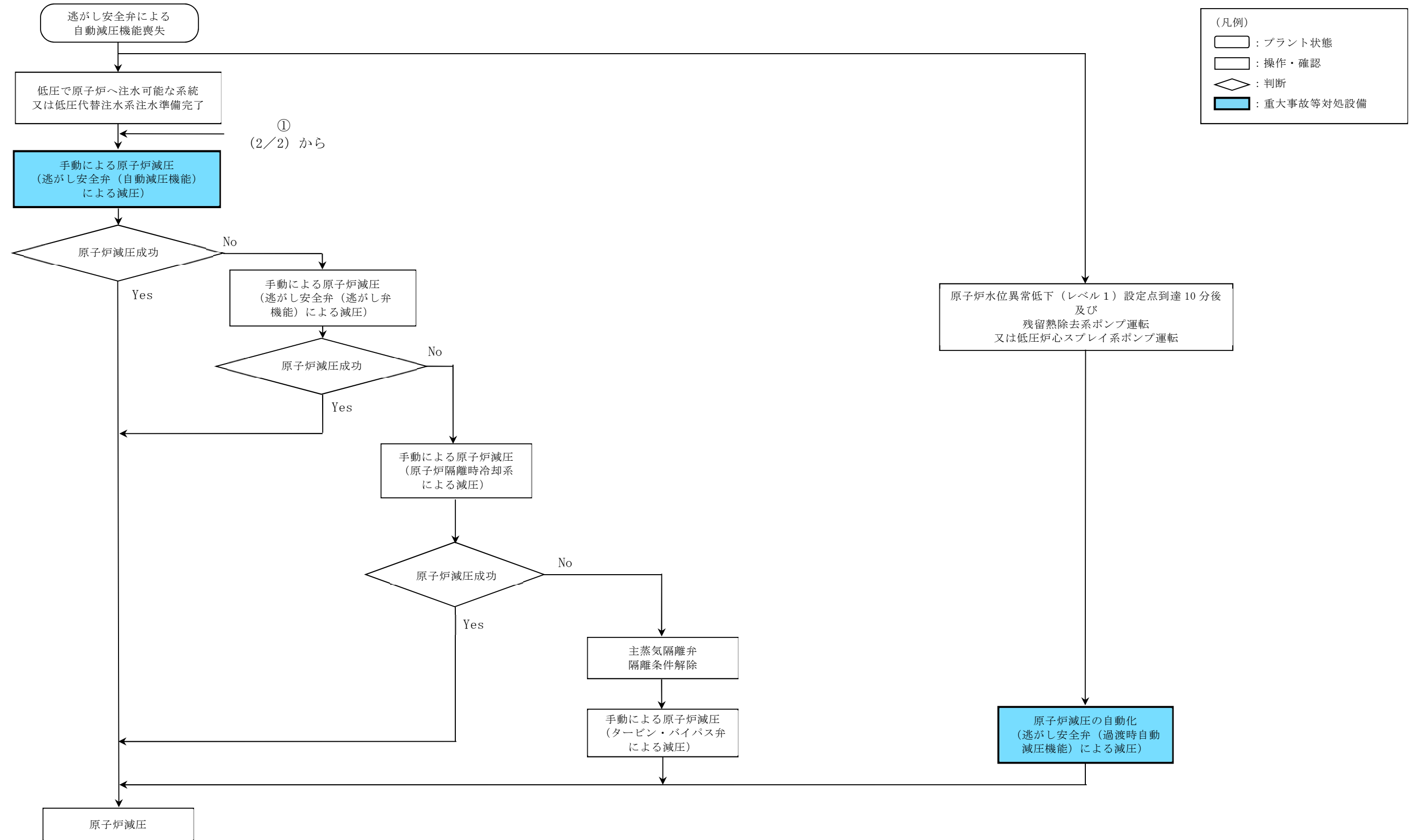
第 1.3-13 図 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧 タイムチャート



※：漏えい量によらず，現場での隔離操作の所要時間は300分以内と想定する。

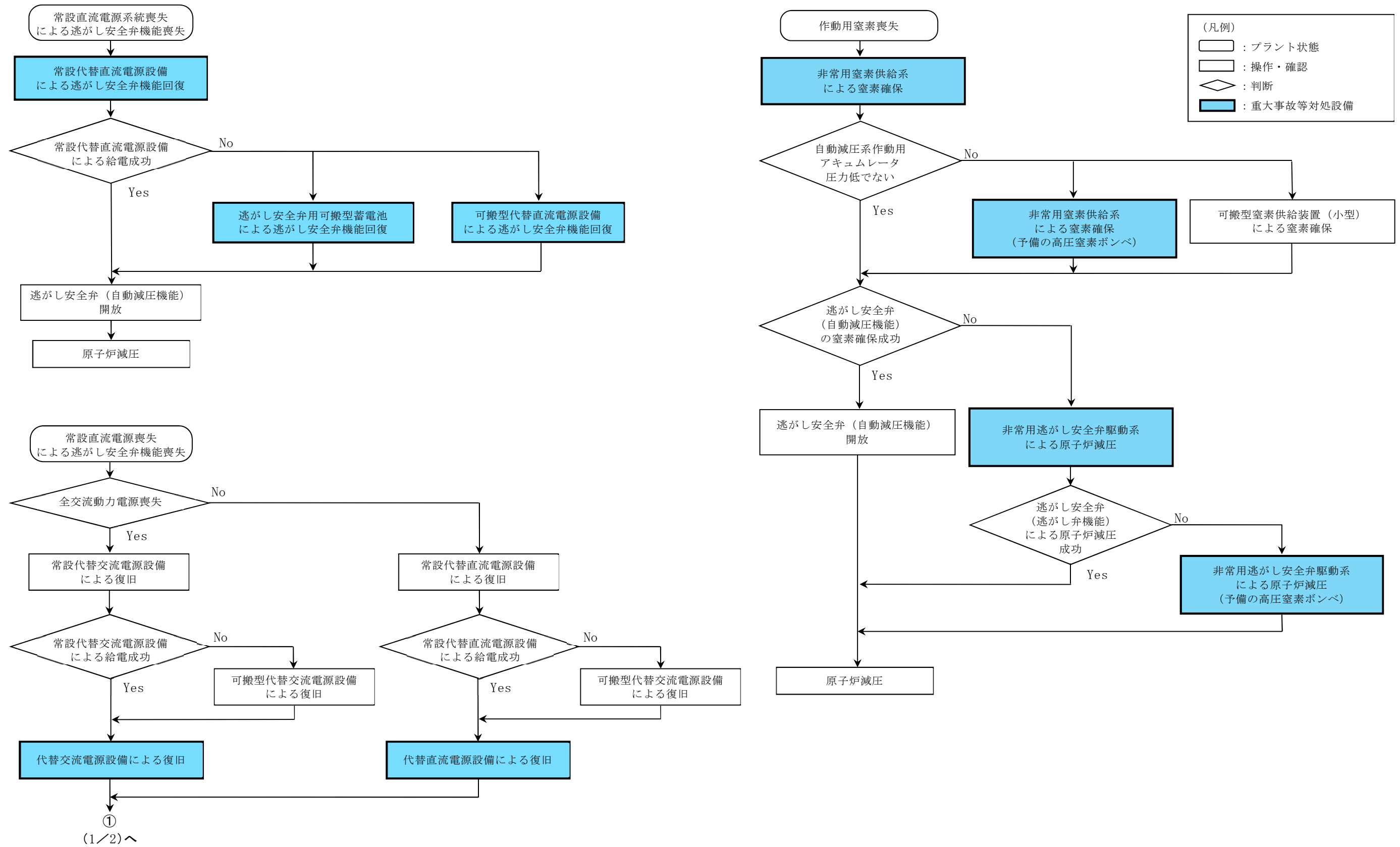
第 1.3-14 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「二次格納施設制御」 タイムチャート（中央制御室からの遠隔操作による漏えい箇所の隔離ができない場合）

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



第 1.3-15 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)

(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第 1.3-15 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/11)

| 技術的能力審査基準 (1.3) | 番号 | 設置許可基準規則 (第 46 条) | 技術基準規則 (第 61 条) | 番号 |
|---|----|--|--|----|
| <p>【本文】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | ① | <p>【本文】 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。</p> | <p>【本文】 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を施設しなければならない。</p> | ⑦ |
| <p>【解釈】 1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> | — | <p>【解釈】 1 第 46 条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> | <p>【解釈】 1 第 61 条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> | — |
| <p>(1) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁 (逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合)) を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p> | ② | <p>(1) ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること (BWR の場合)。</p> | <p>(1) ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること (BWR の場合)。</p> | ⑧ |
| <p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。</p> | ③ | <p>(2) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁 (逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合)) を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p> | <p>(2) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁 (逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合)) を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p> | ⑨ |
| <p>c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。</p> | ④ | <p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p> | <p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p> | ⑩ |
| <p>(2) 復旧 a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。</p> | ⑤ | | | |
| <p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR) a) SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。 (PWR の場合)</p> | — | <p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p> | <p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p> | ⑪ |
| <p>(4) インターフェイスシステム LOCA (ISLOCA) a) ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合) を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p> | ⑥ | | | |

※1：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。
 ※2：逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。
 ※3：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA，G，S及びVである。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/11)

| 重大事故等対処設備 | | | | | 自主対策設備 | |
|--------------------------|---------------------|----------|-------------|----|--------------------------|----------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 原子炉減圧の自動化 | 過渡時自動減圧機能 | 既設 | ① ⑦ ⑧ | - | - | - |
| | 逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）※1 | 既設 | | | | |
| | 自動減圧機能用アキュムレータ | 既設 | | | | |
| | 主蒸気系配管・クエンチャ | 既設 | | | | |
| | 非常用交流電源設備 | 既設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 既設 | | | | |
| 手動による原子炉減圧（逃がし安全弁による減圧①） | 逃がし安全弁（自動減圧機能） | 既設 | ① ⑦ | - | 手動による原子炉減圧（逃がし安全弁による減圧②） | 逃がし安全弁（逃がし弁機能） |
| | 自動減圧機能用アキュムレータ | 既設 | | | | 逃がし安全弁用アキュムレータ |
| | 主蒸気系配管・クエンチャ | 既設 | | | | 主蒸気系配管・クエンチャ |
| | 所内常設直流電源設備 | 既設 | | | | 所内常設直流電源設備 |
| | 可搬型代替交流電源設備 | 新設 | | | | 可搬型代替交流電源設備 |
| | 常設代替直流電源設備 | 新設 | | | | 常設代替直流電源設備 |
| | 可搬型代替直流電源設備 | 新設 | | | | 可搬型代替直流電源設備 |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | 燃料給油設備 |

※1：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。

※2：逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。

※3：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA，G，S及びVである。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/11)

| 重大事故等対処設備 | | | | | 自主対策設備 | |
|-----------|------|----------|------------|----|-------------------|----------------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| - | - | - | - | - | (原子炉隔離時冷却系による減圧) | 原子炉隔離時冷却系ポンプ |
| | | | | | | 復水貯蔵タンク |
| | | | | | | 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 |
| | | | | | | 主蒸気系配管・弁 |
| | | | | | | 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁 |
| | | | | | | 補給水系配管・弁 |
| | | | | | | 所内常設直流電源設備 |
| | | | | | | 常設代替直流電源設備 |
| | | | | | | 可搬型代替交流電源設備 |
| | | | | | 燃料給油設備 | |
| | | | | | (タービン・バイパス弁による減圧) | タービン・バイパス弁 |
| | | | | | | タービン制御系 |
| | | | | | | 主蒸気系配管・弁 |

※1：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。

※2：逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。

※3：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA，G，S及びVである。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/11)

| 重大事故等対処設備 | | | | | 自主対策設備 | |
|--------------------------------|----------------------|----------|---|----|--------|------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 常設代替直流電源設備に よる逃がし安全弁機能回復 | 逃がし安全弁（自動減圧機能） | 既設 | ① ⑤ ⑦ | - | | |
| | 自動減圧機能用アキュムレータ | 既設 | | | | |
| | 主蒸気系配管・クエンチャ | 既設 | | | | |
| | 常設代替直流電源設備 | 新設 | | | | |
| 可搬型代替直流電源設備に よる逃がし安全弁機能回復 | 逃がし安全弁（自動減圧機能） | 既設 | ① ② ③ ④ ⑤ ⑦ ⑨ ⑩ ⑪ | - | - | - |
| | 自動減圧機能用アキュムレータ | 既設 | | | | |
| | 主蒸気系配管・クエンチャ | 既設 | | | | |
| | 可搬型代替直流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | |
| 逃がし安全弁用可搬型蓄電池に よる逃がし安全弁機能回復 | 逃がし安全弁（自動減圧機能） ※2 | 既設 | ① ② ③ ④ ⑦ ⑨ ⑩ ⑪ | - | | |
| | 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 | 新設 | | | | |
| | 自動減圧機能用アキュムレータ | 既設 | | | | |
| | 主蒸気系配管・クエンチャ | 既設 | | | | |

※1：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。

※2：逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。

※3：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA，G，S及びVである。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/11)

| 重大事故等対処設備 | | | | | 自主対策設備 | |
|--------------------------|-------------------------|----------|--------------------------------------|----|----------------------|----------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 非常用窒素供給系による窒素確保 | 逃がし安全弁（自動減圧機能） | 既設 | ① ② ③ ④ ⑦ ⑨ ⑩ ⑪ | - | 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保 | 可搬型窒素供給装置（小型） |
| | 高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系） | 既設 新設 | | | | 逃がし安全弁（自動減圧機能） |
| | 自動減圧機能用アキュムレータ | 既設 | | | | 自動減圧機能用アキュムレータ |
| | 主蒸気系配管・クエンチャ | 既設 | | | | 主蒸気系配管・クエンチャ |
| | 非常用窒素供給系配管・弁 | 既設 | | | | 非常用窒素供給系配管・弁 |
| 非常用逃がし安全弁駆動系による 原子炉減圧 | 高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）※3 | 新設 | ① ② ③ ④ ⑦ ⑨ ⑩ ⑪ | - | - | - |
| | 非常用逃がし安全弁駆動系配管・弁 | 新設 | | | | |
| | 常設代替直流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 可搬型代替直流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | |
| 逃がし安全弁の背圧対策 | 高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系） | 既設 新設 | ① ④ ⑦ ⑪ | - | - | - |
| | 高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系） | 新設 | | | | |
| | 非常用窒素供給系配管・弁 | 既設 | | | | |
| | 非常用逃がし安全弁駆動系配管・弁 | 新設 | | | | |

※1：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。
 ※2：逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。
 ※3：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA，G，S及びVである。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/11)

| 重大事故等対処設備 | | | | | 自主対策設備 | |
|----------------|----------------|----------|-------------|----|----------------|----------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 代替直流電源設備による復旧① | 逃がし安全弁（自動減圧機能） | 新設 | ① ⑤ ⑦ | - | 代替直流電源設備による復旧② | 逃がし安全弁（逃がし弁機能） |
| | 自動減圧機能用アキュムレータ | 既設 | | | | 自動減圧機能用アキュムレータ |
| | 主蒸気配管・クエンチャ | 既設 | | | | 主蒸気配管・クエンチャ |
| | 常設代替直流電源設備 | 新設 | | | | 常設代替直流電源設備 |
| | 可搬型代替直流電源設備 | 新設 | | | | 可搬型代替直流電源設備 |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | 燃料給油設備 |
| 代替交流電源設備による復旧① | 逃がし安全弁（自動減圧機能） | 新設 | ① ⑤ ⑦ | - | 代替交流電源設備による復旧② | 逃がし安全弁（逃がし弁機能） |
| | 自動減圧機能用アキュムレータ | 既設 | | | | 自動減圧機能用アキュムレータ |
| | 主蒸気配管・クエンチャ | 既設 | | | | 主蒸気配管・クエンチャ |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | 常設代替交流電源設備 |
| | 可搬型代替交流電源設備 | 新設 | | | | 可搬型代替交流電源設備 |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | 燃料給油設備 |

- ※1：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。
 ※2：逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。
 ※3：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA，G，S及びVである。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (7/11)

| 重大事故等対処設備 | | | | | 自主対策設備 | |
|------------------------------|------------------|----------|-------------|----|------------------------------|------------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 炉心損傷時における 格納容器雰囲気直接加熱の防止① | 逃がし安全弁（自動減圧機能） | 既設 | ① ⑦ | - | 炉心損傷時における 格納容器雰囲気直接加熱の防止② | 逃がし安全弁（逃がし弁機能） |
| | 自動減圧機能用アキュムレータ | 既設 | | | | 逃がし弁機能用アキュムレータ |
| | 主蒸気系配管・クエンチャ | 既設 | | | | 主蒸気系配管・クエンチャ |
| | 所内常設直流電源設備 | 既設 | | | | 所内常設直流電源設備 |
| | 可搬型代替交流電源設備 | 既設 | | | | 可搬型代替交流電源設備 |
| | 常設代替交流電源設備 | 既設 | | | | 常設代替交流電源設備 |
| | 可搬型代替直流電源設備 | 既設 | | | | 可搬型代替直流電源設備 |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | 燃料給油設備 |
| インターフェイスシステム LOCA発生時の対応① | 逃がし安全弁（自動減圧機能） | 既設 | ① ⑥ ⑦ | - | インターフェイスシステム LOCA発生時の対応② | 逃がし安全弁（逃がし弁機能） |
| | 自動減圧機能用アキュムレータ | 既設 | | | | 逃がし弁機能用アキュムレータ |
| | 主蒸気系配管・クエンチャ | 既設 | | | | 主蒸気系配管・クエンチャ |
| | 高圧炉心スプレー系注入弁 | 既設 | | | | 高圧炉心スプレー系注入弁 |
| | 原子炉隔離時冷却系 原子炉注入弁 | 既設 | | | | 原子炉隔離時冷却系 原子炉注入弁 |
| | 低圧炉心スプレー系注入弁 | 既設 | | | | 低圧炉心スプレー系注入弁 |
| | 残留熱除去系A系注入弁 | 既設 | | | | 残留熱除去系A系注入弁 |
| | 残留熱除去系B系注入弁 | 既設 | | | | 残留熱除去系B系注入弁 |
| | 残留熱除去系C系注入弁 | 既設 | | | | 残留熱除去系C系注入弁 |
| | 所内常設直流電源設備 | 既設 | | | | 所内常設直流電源設備 |
| | 常設代替直流電源設備 | 新設 | | | | 常設代替直流電源設備 |
| | 可搬型代替交流電源設備 | 新設 | | | | 可搬型代替交流電源設備 |
| | 可搬型代替直流電源設備 | 新設 | | | | 可搬型代替直流電源設備 |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | 燃料給油設備 |

※1：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。
 ※2：逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。
 ※3：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA，G，S及びVである。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (8/11)

| 技術的能力審査基準 (1.3) | 適合方針 |
|---|--|
| <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準対象施設である逃がし安全弁が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止する手段として、逃がし安全弁による原子炉を減圧するために必要な手順等を整備する。</p> <p>また、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止する手段として、逃がし安全弁による原子炉を減圧するために必要な手順等を整備する。</p> |
| <p>【解釈】 1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> | <p>—</p> |
| <p>(1) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWR の場合）又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p> | <p>設計基準事故対処設備である自動減圧機能が常設直流電源系統喪失により使用できない場合には、可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器並びに逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう手順等を整備する。</p> |

※1：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。

※2：逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。

※3：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA，G，S及びVである。

審査基準，基準規則との対応表 (9/11)

| 技術的能力審査基準 (1.3) | 適合方針 |
|--|---|
| <p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。</p> | <p>設計基準対象施設である(逃がし弁機能)又は設計基準事故対処設備である逃がし安全弁(自動減圧機能)が逃がし安全弁作動用窒素喪失により使用できない場合は、非常用窒素供給系又は可搬型窒素供給装置(小型)により逃がし安全弁(自動減圧機能)の作動に必要な窒素を供給し、逃がし安全弁(自動減圧機能)を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう手順等を整備する。</p> <p>また、非常用逃がし安全弁駆動系により逃がし安全弁(逃がし弁機能)のアクチュエータに窒素を供給することで逃がし安全弁(逃がし弁機能)を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう手順等を整備する。</p> |
| <p>c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。</p> | <p>想定される重大事故等の環境条件を考慮し、原子炉格納容器内圧力が設計圧力の2倍の状態(620kPa [gage] (2Pd))となった場合においても確実に逃がし安全弁(自動減圧機能)を作動させることができるように、あらかじめ供給圧力を設定している。</p> |

※1：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。

※2：逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。

※3：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA，G，S及びVである。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (10/11)

| 技術的能力審査基準 (1.3) | 適合方針 |
|---|---|
| <p>(2) 復旧</p> <p>a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。</p> | <p>設計基準事故対処設備である自動減圧機能が常設直流電源喪失により使用できない場合には、代替直流電源（常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池並びに可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器）及び代替交流電源（常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備として使用する常設代替低圧電源車）により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう手順等を整備する。</p> <p>なお、電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> |
| <p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR)</p> <p>a) SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。（PWR の場合）</p> | <p>対象外</p> |

※1：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。

※2：逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。

※3：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA，G，S及びVである。

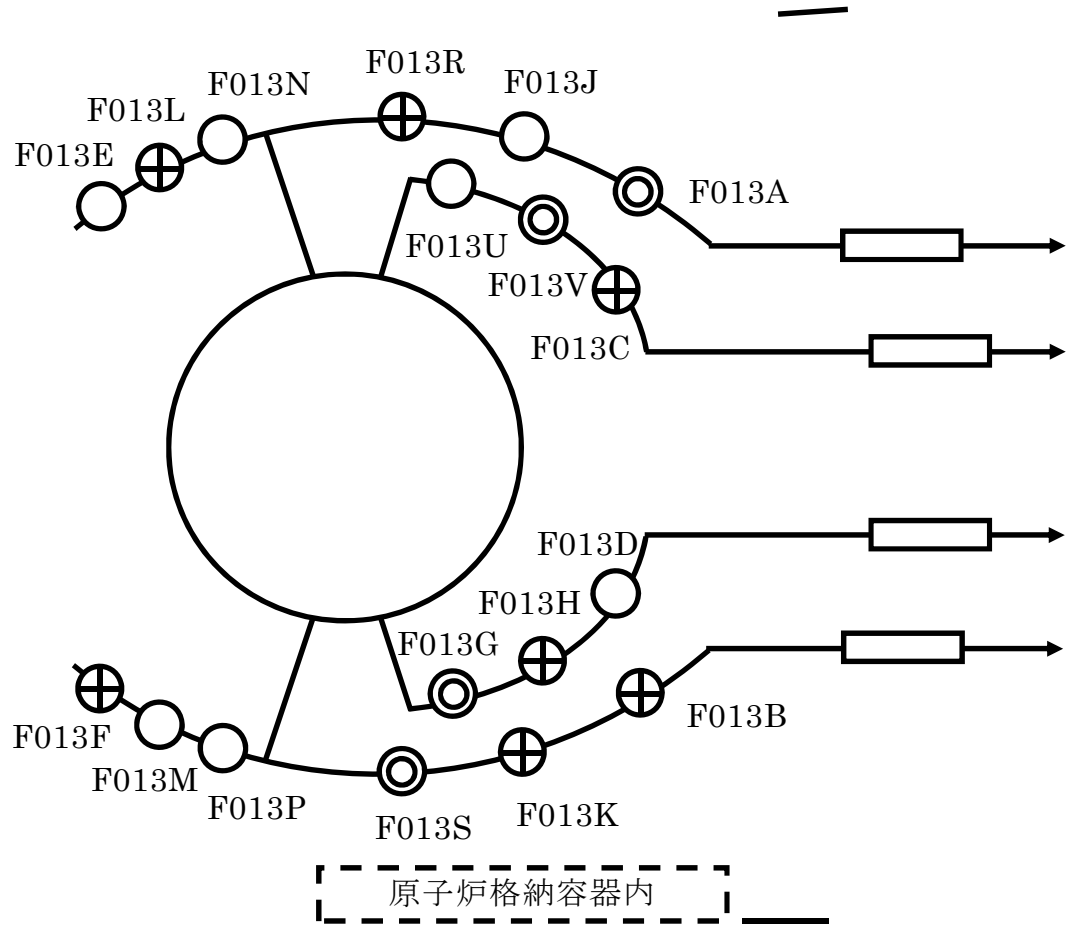
審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (11/11)

| 技術的能力審査基準 (1.3) | 適合方針 |
|--|---|
| <p>(4) インターフェイスシステム LOCA (ISLOCA)</p> <p>a) ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合) を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p> | <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時には、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離し、原子炉冷却材の漏えいを抑制する。また、損傷箇所の隔離ができない場合、逃がし安全弁を作動させることにより原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制する手順等を整備する。</p> |

※1：過渡時自動減圧機能の対象はB及びCである。

※2：逃がし安全弁用可搬型蓄電池の対象は2個である。

※3：非常用逃がし安全弁駆動系の対象はA，G，S及びVである。



| 凡例 | |
|----|----------------------------------|
| ⊕ | ：逃がし安全弁 (自動減圧機能+逃がし弁機能) |
| ○ | ：逃がし安全弁 (逃がし弁機能) |
| ⊙ | ：逃がし安全弁 (逃がし弁機能+非常用逃がし安全弁駆動系) |

第 1 図 逃がし安全弁の配置図

第1表 対応手段と逃がし安全弁の対象

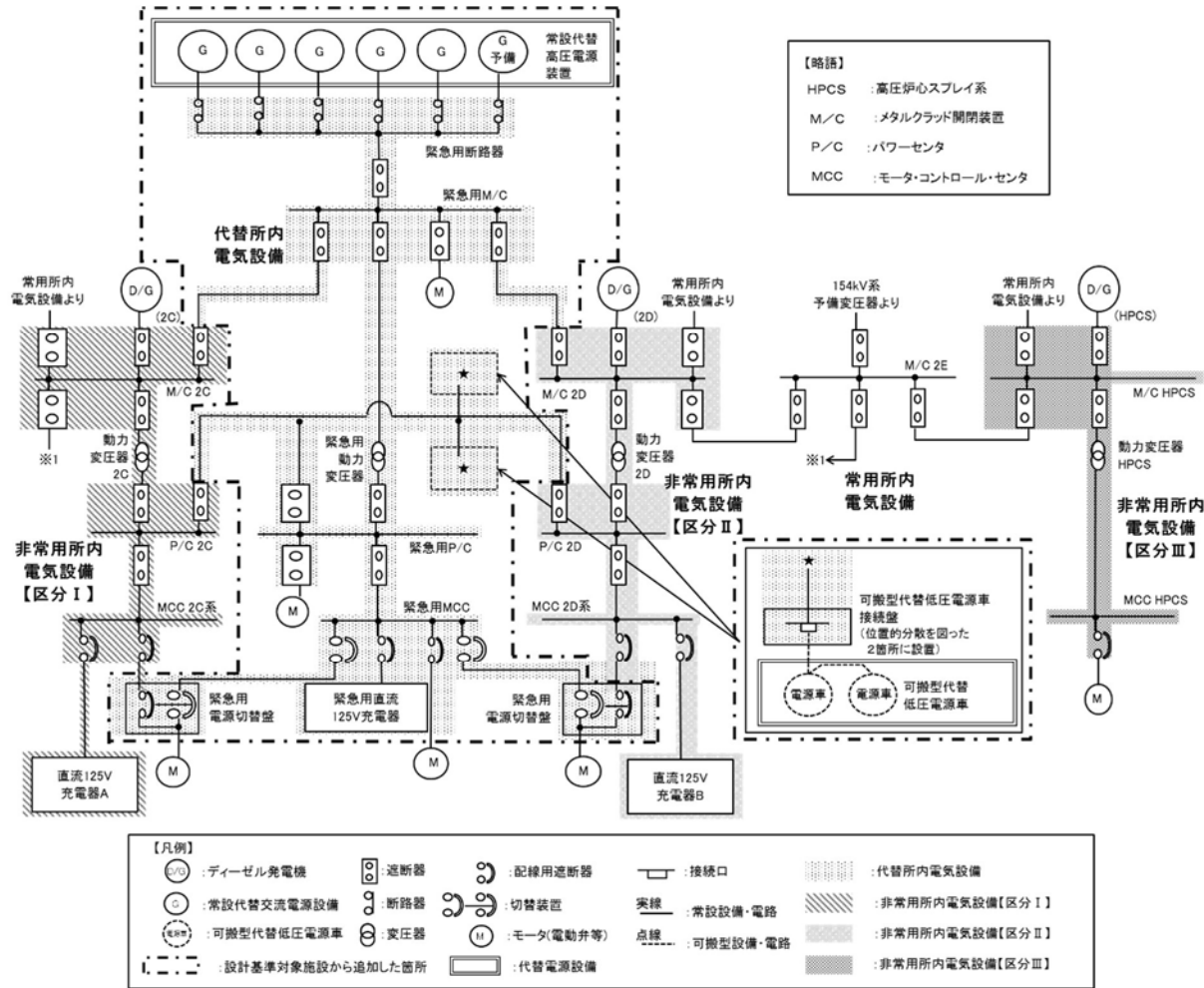
| 対応手段 | 逃がし弁機能 | | | 備考 |
|-------------------------------|--|-----------------|-------------|---------------------|
| | — | 自動減圧機能 | | |
| | (A) (D) (E) (G) (J) (M) (N) (P) (S) (U) (V) | (C) (H) (K) (L) | (B) (F) (R) | |
| 原子炉減圧の自動化 (過渡時自動減圧機能による減圧) | | ○ | ○ | (B) (C) が対象 |
| 手動による原子炉減圧 (逃がし安全弁による減圧) | ○ | ○ | ○ | |
| 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 | | ○ | ○ | |
| 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 | | ○ | ○ | |
| 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復 | | ○ | ○ | 7個のうち2個が対象 |
| 非常用窒素供給系による窒素確保 | | ○ | ○ | |
| 可搬型窒素供給装置(小型)による窒素確保 | | ○ | ○ | |
| 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧 | ○ | | | (A) (G) (S) (V) が対象 |
| 代替直流電源設備による復旧 | ○ | ○ | ○ | |
| 代替交流電源設備による復旧 | ○ | ○ | ○ | |

第2表 逃がし安全弁用可搬型蓄電池接続の優先順位

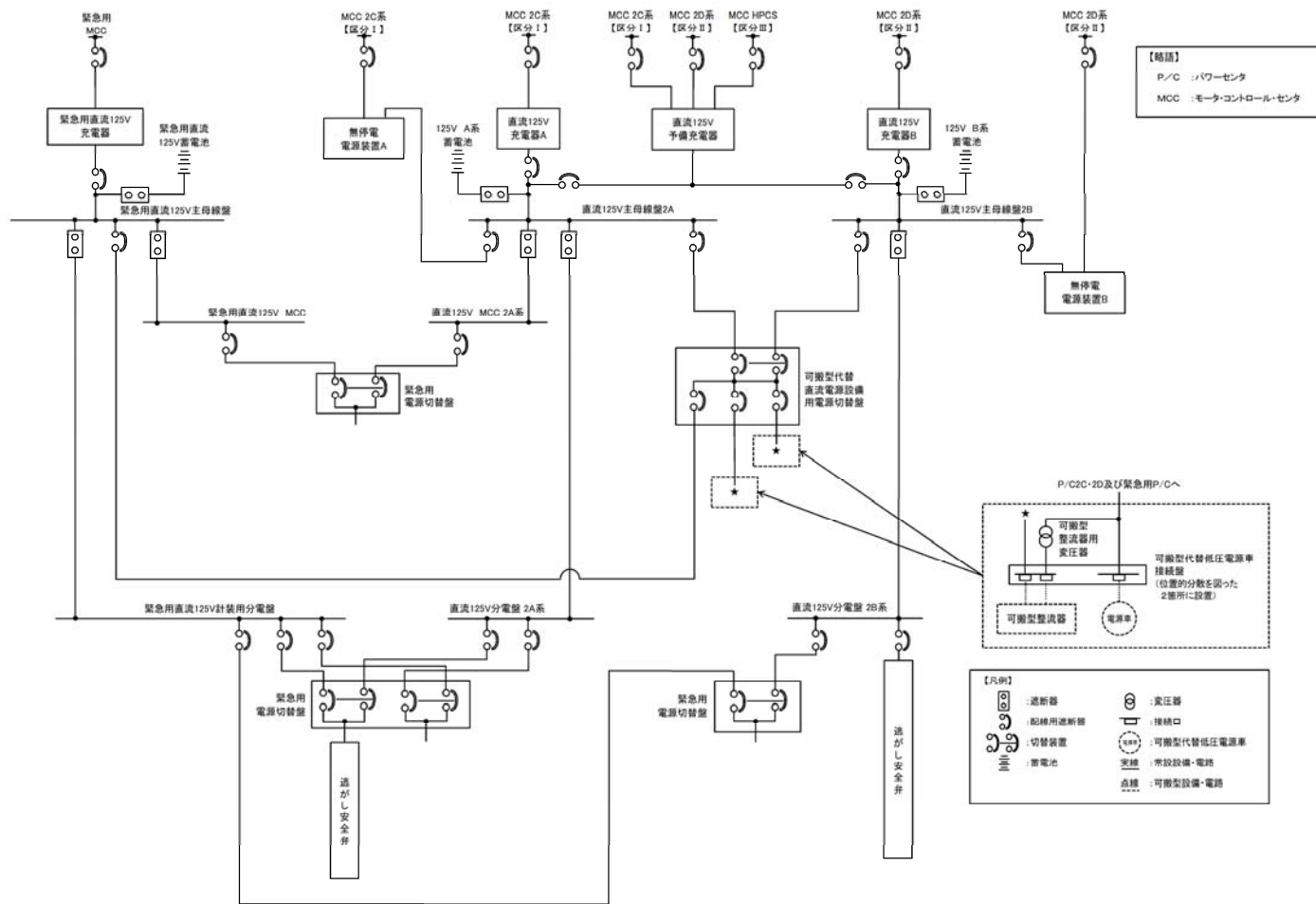
| 順位 | 作動回路 | 主蒸気配管 | | | | | | |
|----|------|--------|-----|-----|-----|-----|-----|-----|
| | | 【A】 | 【B】 | | 【C】 | 【D】 | | |
| | | 逃がし安全弁 | | | | | | |
| | | (H) | (B) | (F) | (K) | (L) | (R) | (C) |
| 1 | B系 | | ○ | | | | | ○ |
| 2 | B系 | ○ | | | | ○ | | |
| 3 | B系 | | | ○ | | | ○ | |
| 4 | B系 | | | | ○ | | | ○ |
| 5 | A系 | ○ | | | | ○ | | |
| 6 | A系 | | | ○ | | | ○ | |
| 7 | A系 | | | | ○ | | | ○ |
| 8 | A系 | ○ | ○ | | | | | |

自主対策設備仕様

| 機器名称 | 常設／可搬 | 耐震性 | 容量 | 台数 |
|----------------|-------|------|------------------------|------|
| 逃がし弁機能用アキュムレータ | 常設 | Cクラス | 0.085m ³ | 18 個 |
| 復水貯蔵タンク | 常設 | Bクラス | 2,000m ³ ／基 | 2 基 |
| タービン・バイパス弁 | 常設 | Bクラス | — | 5 弁 |
| 可搬型窒素供給装置 (小型) | 可搬 | — | 14Nm ³ ／h／台 | 1 台 |



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）

重大事故対策の成立性

1. 非常用窒素供給系による窒素確保

(1) 予備の高圧窒素ポンベへの交換

a. 操作概要

予備の高圧窒素ポンベへの交換が必要な状況において、原子炉建屋原子炉棟地上3階まで移動するとともに、予備の高圧窒素ポンベを運搬して使用済みの高圧窒素ポンベと交換を実施した後、予備の高圧窒素ポンベに切り替えて逃がし安全弁（自動減圧機能）へ窒素を供給する。

b. 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上3階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

非常用窒素供給系による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保における、予備の高圧窒素ポンベへの交換に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安※：280分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

d. 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能で

ある。

操作性 : 設置未完のため, 設置工事完了後, 操作性について検証する。

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

2. 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保

(1) 系統構成

a. 操作概要

可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保が必要な状況において、原子炉建屋廃棄物処理棟地上1階、原子炉建屋原子炉棟地上1階及び原子炉建屋原子炉棟地上3階まで移動するとともに、ホースの接続及び系統構成を実施した後、逃がし安全弁（自動減圧機能）へ窒素を供給する。

b. 作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟地上1階、原子炉建屋原子炉棟地上1階及び原子炉建屋原子炉棟地上3階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保における、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安[※] : 300分以内（放射線防護具着用、移動及びホース敷設を含む）

※ : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

原子炉建屋廃棄物処理棟地上1階 : 4分以内（操作対象 : 2弁）

原子炉建屋原子炉棟地上1階 : 2分以内（操作対象 : 1弁）

原子炉建屋原子炉棟地上3階 : 4分以内（操作対象 : 2弁）

d. 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

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

(2) 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保

a. 操作概要

可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保が必要な状況において、原子炉建屋東側屋外に可搬型窒素供給装置（小型）を配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に接続して可搬型窒素供給装置（小型）により逃がし安全弁（自動減圧機能）へ窒素を供給する。

b. 作業場所

原子炉建屋東側屋外（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保における、現場でのホース接続、系統構成、窒素供給操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（重大事故等対応要員2名）

所要時間目安[※] : 310分以内（放射線防護具着用、移動及びホース敷設を含む）

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

d. 操作の成立性について

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

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

移動経路：車両のヘッドライトの他、ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

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



可搬型窒素供給装置（小型）起動



可搬型窒素供給装置（小型）系統構成

3. 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧

(1) 予備の高圧窒素ポンベへの交換

a. 操作概要

予備の高圧窒素ポンベへの交換が必要な状況において、原子炉建屋原子炉棟地上1階まで移動するとともに、予備の高圧窒素ポンベを運搬して使用済みの高圧窒素ポンベと交換を実施した後、予備の高圧窒素ポンベに切り替えて逃がし安全弁（逃がし弁機能）へ窒素を供給する。

b. 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上1階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧における、予備の高圧窒素ポンベへの交換に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安※：120分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

d. 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性 : 設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証す

る。

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

4. インターフェイスシステム L O C A 発生時の漏えい停止操作（残留熱除去系の場合）

(1) 操作概要

インターフェイスシステム L O C A 発生時の漏えい停止操作が必要な状況において、中央制御室からの遠隔操作により隔離ができない場合は、逃がし安全弁により原子炉を減圧して原子炉建屋原子炉棟への原子炉冷却材漏えいを抑制した後、原子炉建屋原子炉棟地上3階まで移動し、現場での人力による隔離操作により漏えいを停止する。

(2) 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上3階（管理区域）

(3) 必要要員数及び操作時間

インターフェイスシステム L O C A 発生時の残留熱除去系からの漏えい停止操作における、現場での隔離操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：4名（運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）4名）

所要時間目安：115分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

原子炉建屋原子炉棟地上3階：23分以内（操作対象：1弁）

(4) 操作の成立性について

作業環境：操作現場の温度は作業時間において約41℃程度、湿度は100%程度となる可能性があるが、放射線防護

具（PVA，アノラック，個人線量計，長靴・胴長靴，自給式呼吸用保護具，綿手袋，ゴム手袋）を着用することにより作業可能である。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性：通常の弁操作であり，操作性に支障はない。

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



現場手動隔離操作
(放射線防護具着用)



自給式呼吸用保護具



自給式呼吸用保護具着用状態

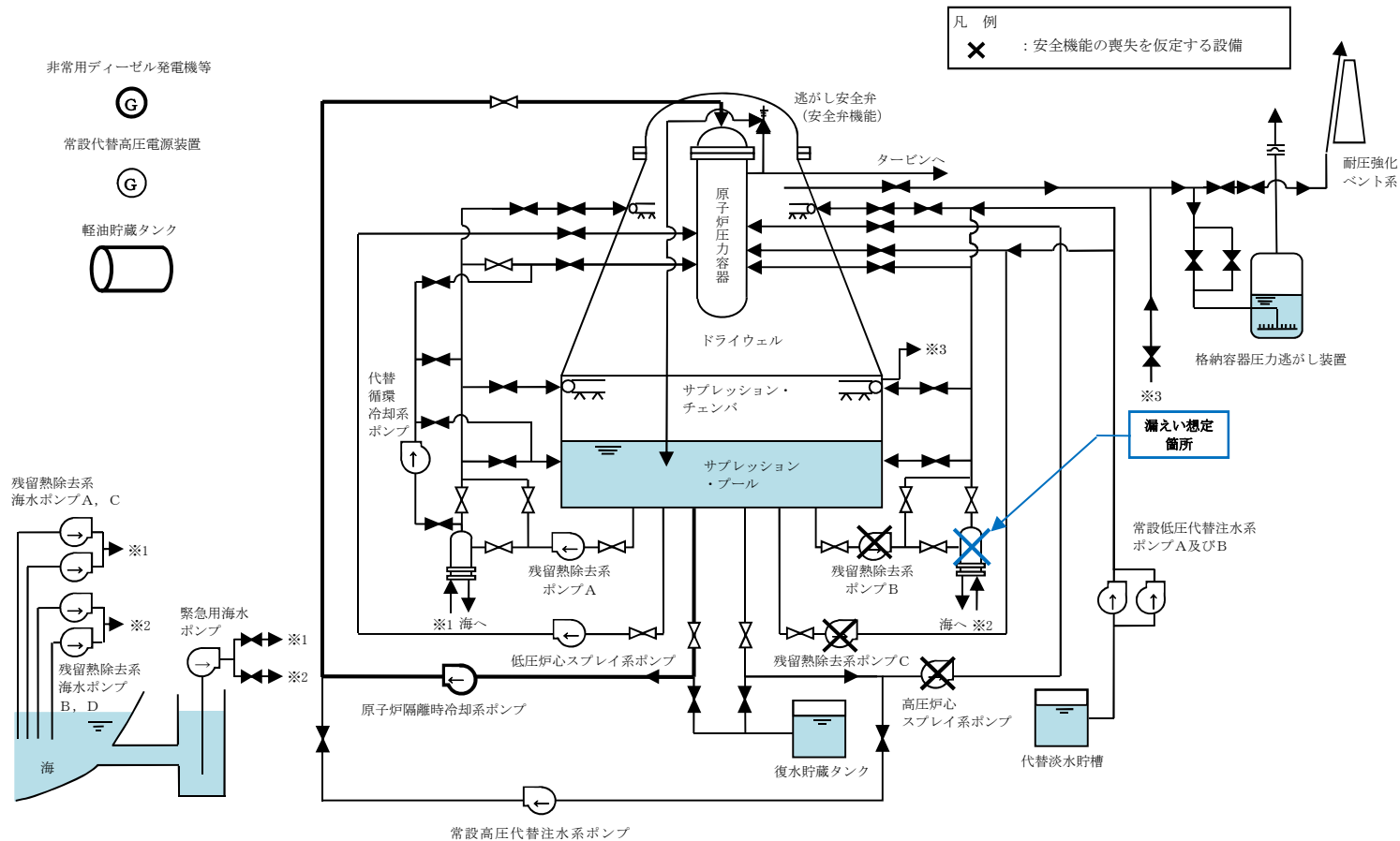
(前面)



自給式呼吸用保護具着用状態

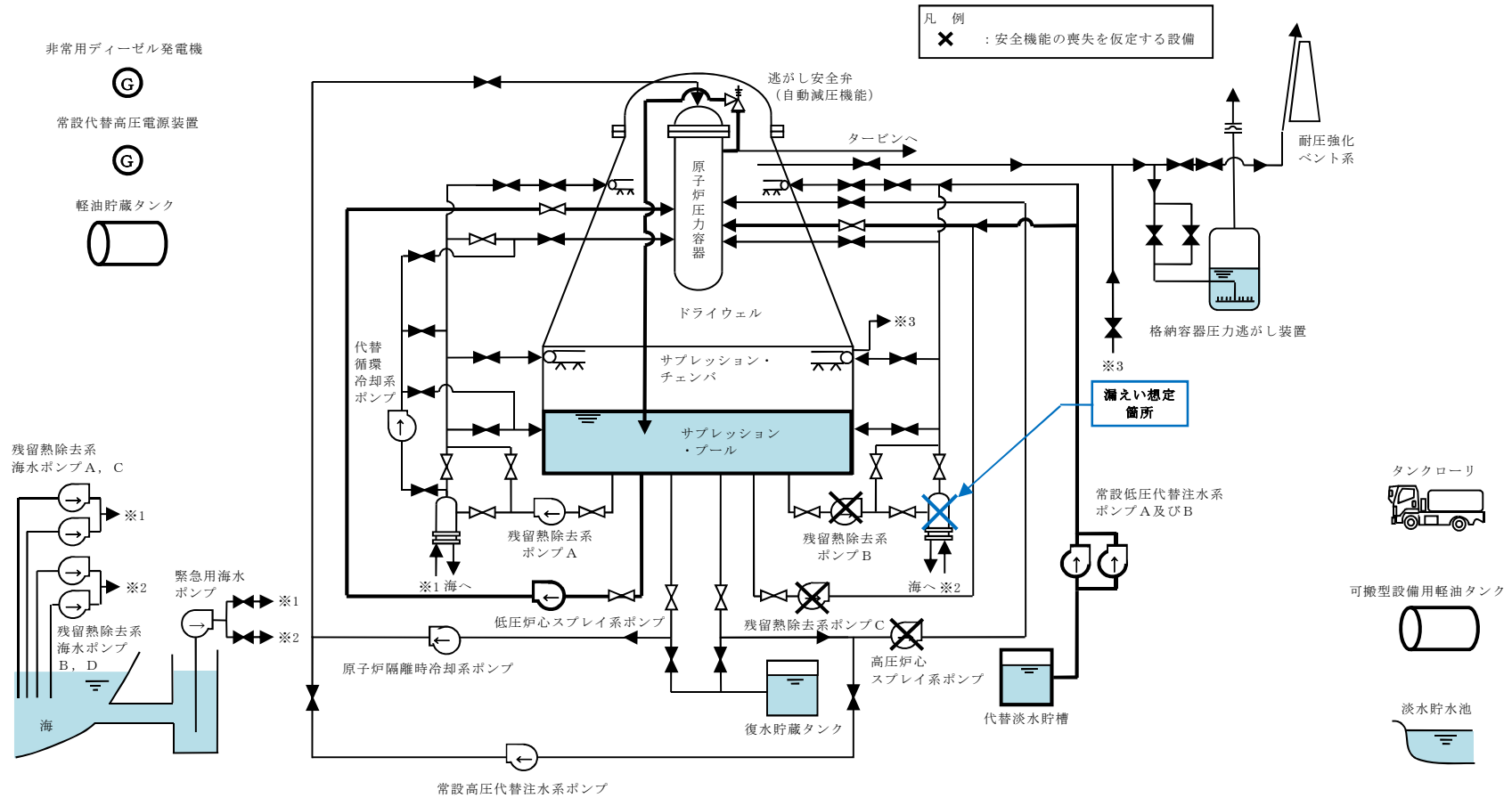
(後面)

インターフェイスシステムLOCA時の概要図



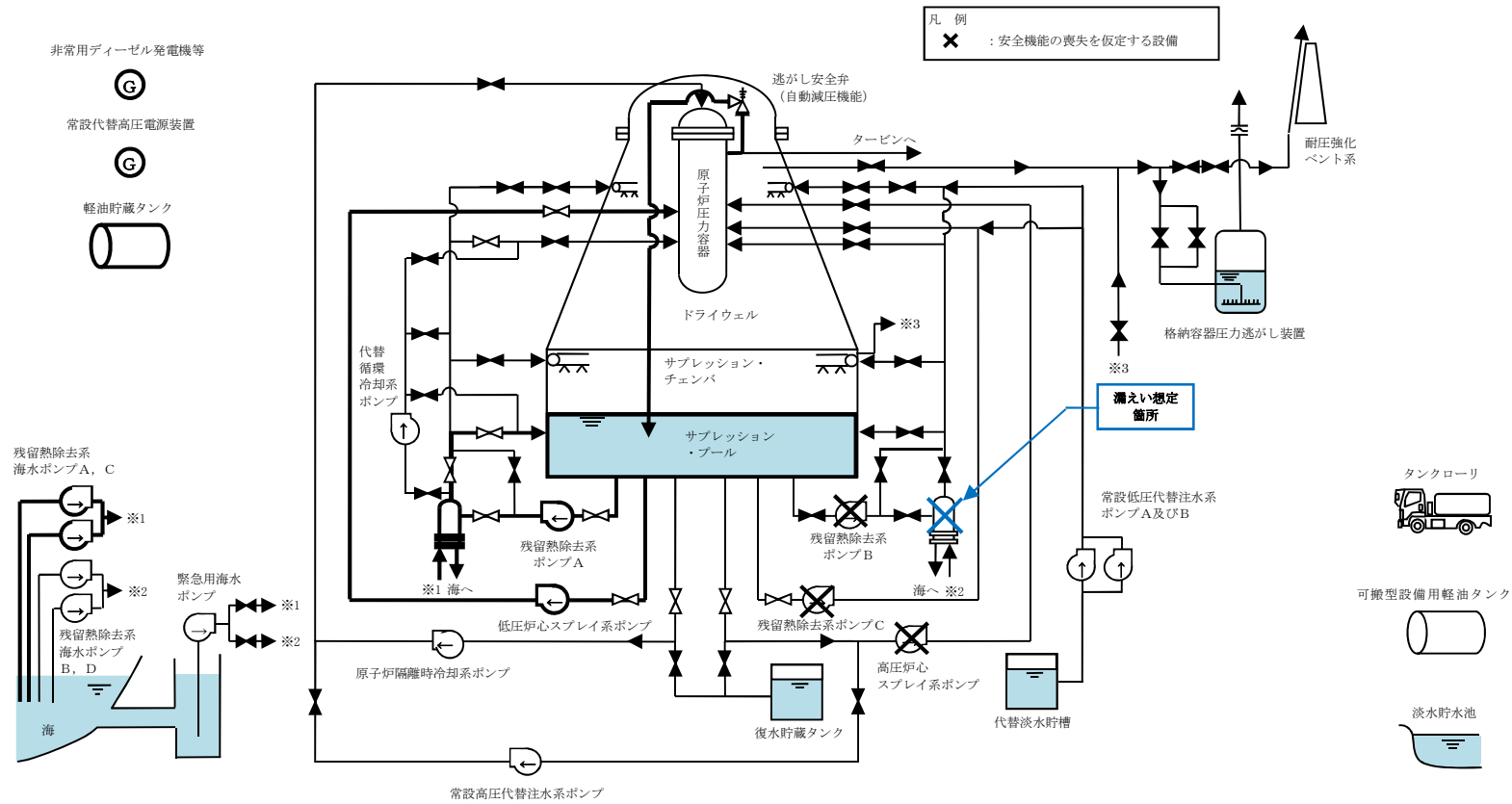
第1図 格納容器バイパス (ISLOCA) 時の重大事故等対策の概要図

(原子炉隔離時冷却系による原子炉注水段階)



第2図 格納容器バイパス (ISLOCA) 時の重大事故等対策の概略系統図 (2/3)

(漏えい抑制のための原子炉減圧後の低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水段階)



第3図 格納容器バイパス (ISLOCA) 時の重大事故等対策の概要図

(隔離成功後の低圧炉心スプレイ系による原子炉注水及び残留熱除去系による格納容器除熱段階)

インターフェイスシステム L O C A 発生時の破断面積及び現場環境等について

1. 評価対象系統について

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）」（以下「I S L O C A」という。）では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続し格納容器外に敷設された配管を有する系統において、高圧設計部分と低圧設計部分を分離する隔離弁の誤開放等により低圧設計部分が過圧され、格納容器外での原子炉冷却材の漏えいが発生することを想定する。

I S L O C A の評価対象となる系統は、確率論的リスク評価（以下「P R A」という。）での対象系統の選定の考え方に従い以下の条件を基に選定している。原子炉冷却材圧力バウンダリに接続し格納容器外に敷設された配管を第 1 図に、P R A での選定結果を第 1 表に示す。

- ①出力運転中に高圧設計部と低圧設計部とを分離する隔離弁が閉止されており、隔離弁の誤開放等により低圧設計部が過圧されることで I S L O C A 発生の可能性のある系統を選定
- ②閉状態の弁が直列に 4 弁以上設置されている系統は発生頻度の観点で除外

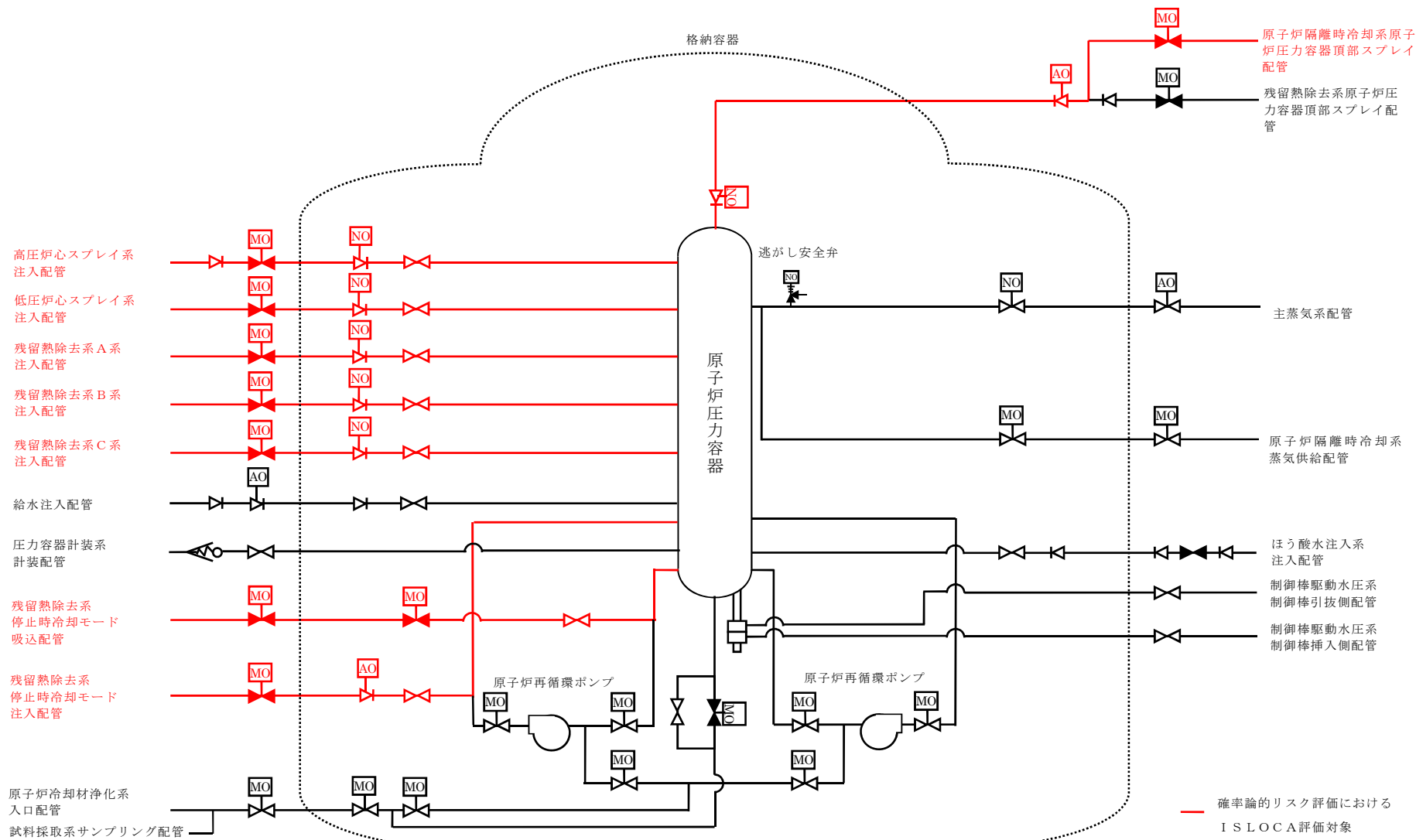
P R A において選定された対象系統のうち、残留熱除去系停止時冷却モード配管については、通常運転中に隔離弁の開閉試験を実施しない系統であるため、対象外とした。なお、仮に残留熱除去系停止時冷却モード吸込配管にて I S L O C A が発生した場合は、原子炉圧力はサプレッション・プールに放出されるため系統が加圧されることはなく、残留熱除去系停止時冷却モード原子炉圧力容器戻り配管にて I S L O C A が発生した場合は、系統加圧状

態が注入配管にて発生した場合と同じとなることから、注入配管にて I S L O C A 発生を想定した場合の構造健全性評価に包含される。

以上により、I S L O C A の評価対象としては、以下が選定された。

- ・ 高圧炉心スプレイ系
- ・ 原子炉隔離時冷却系
- ・ 低圧炉心スプレイ系
- ・ 残留熱除去系（低圧注水系）（A系，B系）
- ・ 残留熱除去系（低圧注水系）（C系）

これらの評価対象に対して構造健全性評価を実施し、この結果に基づき有効性評価における破断面積を設定する。



第1図 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続し、格納容器外に敷設されている配管

第1表 PRAでのISLOCAの評価対象の選定結果

| 系統名 | 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続されている配管 | 選定結果 | 備考 |
|---------------|---------------------------|-------------------|---|
| 給水系 | 給水系注入配管 | 対象外 ^{※1} | 通常運転時に隔離弁が開状態となっており、隔離弁の誤開放等により発生するISLOCA評価の対象外 |
| 高圧炉心スプレイ系 | 高圧炉心スプレイ注入配管 | 評価対象 | — |
| 原子炉隔離時冷却系 | 原子炉隔離時冷却系原子炉圧力容器頂部スプレイ配管 | 評価対象 | — |
| | 原子炉隔離時冷却系蒸気供給配管 | 対象外 ^{※1} | 通常運転時に隔離弁が開状態となっており、隔離弁の誤開放等により発生するISLOCA評価の対象外 |
| 低圧炉心スプレイ系 | 低圧炉心スプレイ系注入配管 | 評価対象 | — |
| 残留熱除去系（A，B，C） | 残留熱除去系原子炉注入配管 | 評価対象 | — |
| 残留熱除去系（A，B） | 残留熱除去系停止時冷却モード吸込配管 | 評価対象 | — |
| | 残留熱除去系停止時冷却モード原子炉圧力容器戻り配管 | 評価対象 | — |
| 残留熱除去系（A） | 残留熱除去系原子炉圧力容器頂部スプレイ配管 | 対象外 ^{※2} | 閉状態の弁が直列に4弁設置されておりISLOCAの発生頻度が十分低いため対象外 |
| 制御棒駆動水圧系 | 制御棒駆動水圧系制御棒挿入側配管 | 対象外 ^{※1} | 通常運転時に隔離弁が開状態となっており、隔離弁の誤開放等により発生するISLOCA評価の対象外 |
| | 制御棒駆動水圧系制御棒引抜側配管 | 対象外 ^{※1} | |
| ほう酸水注入系 | ほう酸水注入系注入配管 | 対象外 ^{※2} | 閉状態の弁が直列に4弁設置されておりISLOCAの発生頻度が十分低いため対象外 |
| 原子炉冷却材浄化系 | 原子炉冷却材浄化系入口配管 | 対象外 ^{※1} | 通常運転時に隔離弁が開状態となっており、隔離弁の誤開放等により発生するISLOCA評価の対象外 |
| 主蒸気系 | 主蒸気系配管 | 対象外 ^{※1} | |
| 原子炉圧力容器計装系 | 原子炉圧力容器計装系配管 | 対象外 ^{※1} | |
| 試料採取系 | 試料採取系サンプリング配管 | 対象外 ^{※1} | |

※1：出力運転中に高圧設計部と低圧設計部とを分離する隔離弁が閉止されており、隔離弁の誤開放等により低圧設計部が過圧されることでISLOCA発生の可能性のある系統ではないため除外。

※2：閉状態の弁が直列に4弁以上設置されている系統は発生頻度の観点で除外。

2. I S L O C A発生時に低圧設計部に負荷される圧力及び温度条件の設定

1. で選定された I S L O C A の評価対象に対して隔離弁の誤開放等による加圧事象が発生した場合の構造健全性評価を実施した結果、いずれの評価対象においても構造健全性が維持される結果が得られた。いずれの評価対象においても低圧設計部の機器設計は同等であることを踏まえ、以下では加圧範囲に大きなシール構造である熱交換器が設置されている残留熱除去系（A系）に対する構造健全性評価の内容について示す。

残留熱除去系は、通常運転中に原子炉圧力が負荷される高圧設計部と低圧設計部とを内側隔離弁（逆止弁（テストブルチェック弁））及び外側隔離弁（電動弁）の2弁により隔離している。外側隔離弁には、弁の前後差圧が低い場合のみ開動作を許可するインターロックが設けられており、開許可信号が発信した場合は警報が発報する。また、これらの弁の開閉状態は中央制御室にて監視が可能である。本重要事故シーケンスでは、内側隔離弁の内部リーク及び外側隔離弁前後差圧低の開許可信号が誤発信している状態を想定し、この状態で外側隔離弁が誤開放することを想定する。また、評価上は、保守的に逆止弁の全開状態を想定する。

隔離弁によって原子炉定格圧力が負荷されている高圧設計部と低圧設計部が物理的に分離されている状態から隔離弁を開放すると、高圧設計部から低圧設計部に水が移動し、配管内の圧力は最終的に原子炉定格圧力にほぼ等しい圧力で静定する。

一般に、大きな圧力差のある系統間が隔離弁の誤開放等により突然連通した場合、低圧側の系統に大きな水撃力が発生することが知られている。特に低圧側の系統に気相部が存在する場合、圧力波の共振が発生し、大きな水撃力が発生する場合があるが、残留熱除去系は満水状態で運転待機状態にあるため、その懸念はない。また、残留熱除去系以外の非常用炉心冷却系及び原

子炉隔離時冷却系も満水状態で運転待機状態にある。

一方、満水状態であったとしても、隔離弁が急激に開動作する場合は大きな水撃力が発生するが、緩やかな開動作であれば管内で生じる水撃力も緩やかとなり、また、後述するとおり圧力波の共振による大きな水撃力も発生せず、圧力がバランスするまで低圧側の系統が加圧される。

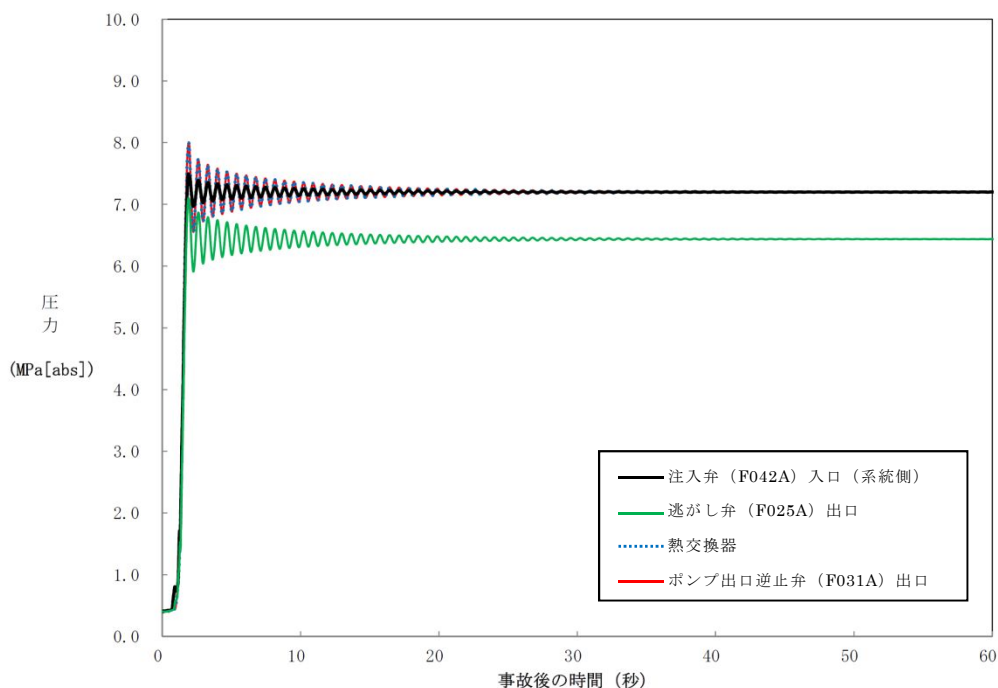
電動弁は、駆動機構にねじ構造やギアボックス等があるため機械的要因では急激な開動作（以下「急開」という。）とはなり難い。また、電動での開放時間は約 10.6 秒であり、電氣的要因でも急開とならないことから、誤開放を想定した場合、水撃作用による圧力変化が大きくなるような急開とはならない。

以上より、残留熱除去系の隔離弁の誤開放等により系統が加圧される場合においても、原子炉圧力を大きく超える圧力は発生しないものと考えられるが、残留熱除去系の逆止弁が全開状態において電動弁が 10.6 秒で全閉から全開する場合の残留熱除去系の圧力推移を T R A C G コードにより評価した。

残留熱除去系過圧時の各部の圧力最大値を第 2 表に、圧力推移図を第 2 図に示す。

第 2 表 残留熱除去系過圧時の各部の圧力最大値

| 位 置 | 圧力最大値 (MPa [abs]) |
|----------------------|-------------------|
| 注入弁 (F042A) 入口 (系統側) | 約 7.50 |
| 逃がし弁 (F025A) 入口 | 約 7.10 |
| 熱交換器 | 約 8.00 |
| ポンプ出口逆止弁 (F031A) 出口 | 約 8.01 |



第 2 図 残留熱除去系過圧時の圧力推移

開放直後は、定格運転状態の残留熱除去系の注入弁出口（原子炉压力容器側）の圧力（7.2MPa [abs]）に比べて最大約 0.8MPa 高い圧力（8.01MPa [abs]）まで上昇し、その後、上昇幅は減衰し 10 秒程度で静定する。

次項の構造健全性評価にあたっては、圧力の最大値であるポンプ出口逆止弁出口における約 8.01MPa [abs] に、加圧される範囲の最下端の水頭圧（0.24MPa）を加えた約 8.25MPa [abs] を丸めてゲージ圧力に変換した 8.2MPa [gage] が保守的に系統に負荷され続けることを想定する。また、圧力の上昇は 10 秒程度で静定することからこの間に流体温度や構造材温度が大きく上昇することはないと考えられるが、評価上は保守的に構造材温度が定格運転状態の原子炉冷却材温度である 288℃となっている状態を想定する。

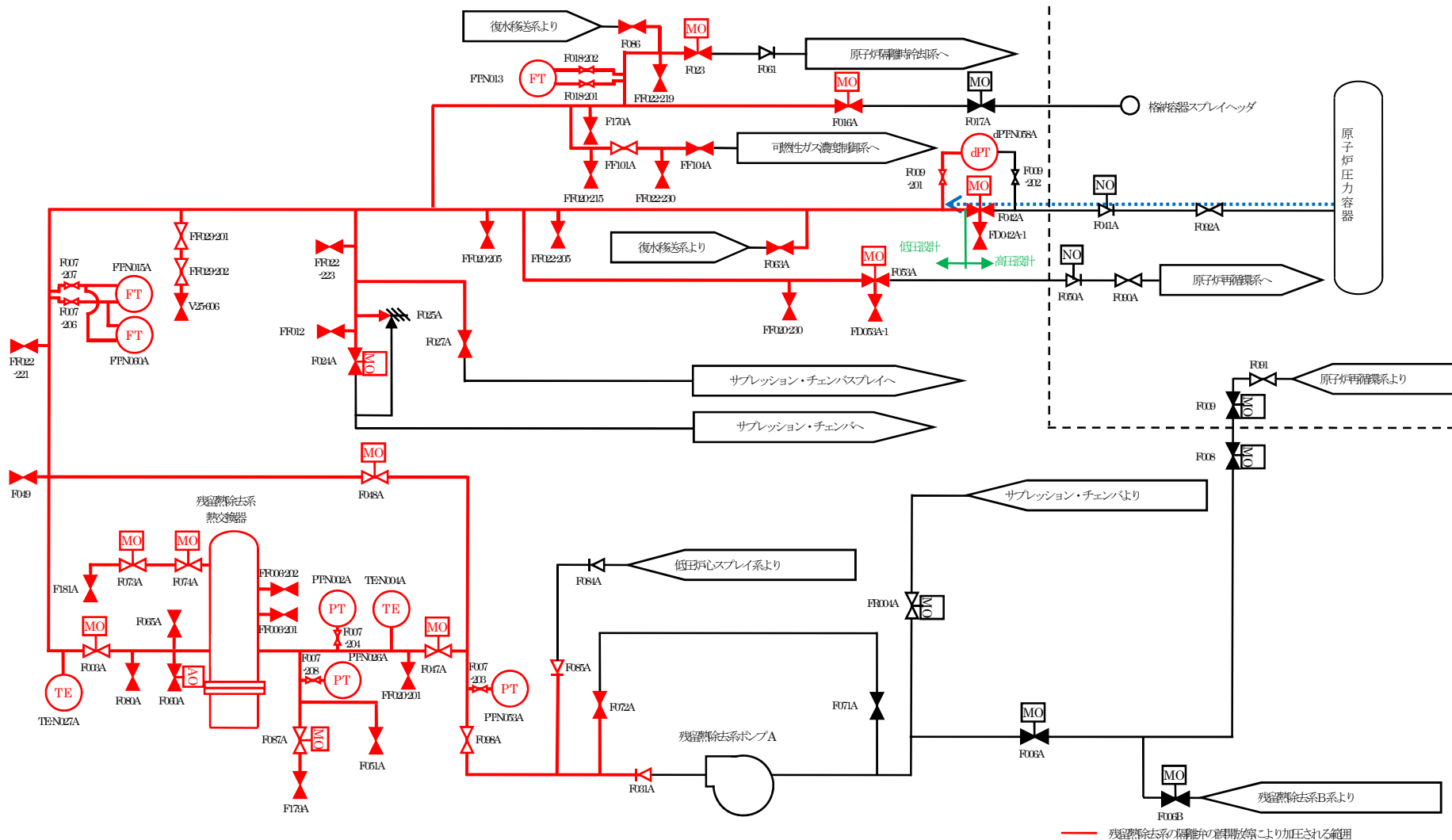
3. 構造健全性評価

3. 1 構造健全性評価の対象とした機器等について

残留熱除去系の隔離弁の誤開放等により加圧される範囲において、圧力バウンダリとなる以下の箇所に対して 2. で評価した圧力（8.2MPa [gage]）、温度（288℃）の条件下に晒された場合の構造健全性評価を実施した。

- ① 熱交換器
- ② 逃がし弁
- ③ 弁
- ④ 計器
- ⑤ 配管・配管フランジ部

詳細な評価対象箇所を第 3 図に示す。



第3図 残留熱除去系A系の評価対象範囲

3. 2 構造健全性評価の結果

(1) 熱交換器

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧，加温される熱交換器の各部位について，「東海第二発電所 工事計画認可申請書」（以下「既工認」という。）を基に設計上の裕度を確認し，裕度が評価上の想定圧力（8.2MPa [gage]）と系統の最高使用圧力（3.45MPa [gage]）との比である2.4より大きい部位を除く胴板（厚肉部，薄肉部），胴側鏡板，胴側入口・出口管台及びフランジ部について評価した。

a. 胴側胴板（厚肉部，薄肉部）

「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版を含む））＜第I編 軽水炉規格＞（JSME S NC1-2005/2007）」

（以下「設計・建設規格」という。）「PCV-3122 円筒形の胴の厚さの規定」を適用し，胴板の必要最小厚さを算出した。その結果，実機の最小厚さは必要最小厚さ以上であり，評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

b. 胴側鏡板

設計・建設規格「PCV-3225 半だ円形鏡板の厚さの規定1」を適用し，胴側鏡板の必要最小厚さを算出した。その結果，実機の最小厚さは必要最小厚さ以上であり，評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

c. 胴側入口・出口管台

設計・建設規格「PVC-3610 管台の厚さの規定」を適用し，胴側入口・出口管台の必要最小厚さを算出した。その結果，実機の最小厚さは必要最小厚さ以上であり，評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

d. フランジ部

日本工業規格 JIS B8265「圧力容器の構造—一般事項」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果、ボルトの実機の断面積はボルトの必要な断面積以上であり、かつ、発生応力が許容応力以下であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

(2) 逃がし弁

a. 弁 座

設計・建設規格「VVC-3230 耐圧部に取り付く管台の必要最小厚さ」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要最小厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

b. 弁 体

弁体下面にかかる圧力が全て弁体の最小肉厚部に作用するとして発生するせん断応力を評価した。その結果、許容せん断応力は発生せん断応力以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

c. 弁本体の耐圧部

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

d. 弁耐圧部の接合部

設計・建設規格「VVC-3310 弁箱と弁ふたがフランジ結合の弁のフランジの応力評価」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。

上記の評価の結果、ボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上であるが、発生応力が許容圧力以上であったため、ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量を算出した。その結果、ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がマイナスであり、弁耐圧部の接合部が圧縮されることになるが、許容応力が発生応力以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

(3) 弁

a. 弁本体

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは計算上必要な厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

b. 弁耐圧部の接合部

設計・建設規格「VVC-3310 弁箱と弁ふたがフランジ結合の弁のフランジの応力評価」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果、F024A, F086, F065A, F080A, F060A, FF029-201 及び FF029-202 の弁はボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上であり、かつ、発生応力が許容圧力以下の弁の評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

また、上記の条件を満たさない弁については、ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量を算出した。その結果、ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がプラスである

弁については、伸び量がガスケットの復元量以下であり、評価した部位は漏えいが発生しないことを確認した。伸び量がマイナスの弁についてはボンネットフランジとリフト制限板がメタルタッチしており、それ以上ガスケットが圧縮しない構造となっていることから、ボンネットナット座面の面圧とボンネットフランジとリフト制限板の合わせ面の面圧が材料の許容応力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいが発生しないことを確認した。

なお、以下の弁は加圧時の温度、圧力以上で設計していることから、破損は発生しないことを確認した。

また、以下の弁は設計・建設規格第 I 編 別表 1 にて温度 300℃における許容圧力を確認し、加圧時の圧力を上回ることから、破損は発生しないことを確認した。

(4) 計 器

a. 圧力計，差圧計

以下の圧力計及び差圧計は、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力以上の計装設備耐圧値を有しており、構造材の温度上昇に伴う耐力低下（温度－30～40℃における設計引張強さに対する 288℃における設計引張強さの割合は SUS316L の場合で約 79%）を考慮しても加圧時における圧力以上であることから、破損は発生しないことを確認した。

b. 温度計

日本機械学会「配管内円柱状構造物の流量振動評価指針」（JSME S012-1998）を適用し、同期振動発生の回避又は抑制の判定並びに応力評価及び疲労評価を実施した。その結果、換算流速 V_v が 1 より小さく、許容値が組み合わせ応力を上回り、かつ、設計疲労限 σ_F が応力振幅を上回ることから、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないこと

を確認した。

(5) 配管

a. 管

設計・建設規格「PPC-3411 直管(1)内圧を受ける直管」を適用し、必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

b. フランジ部

設計・建設規格「PPC-3414 フランジ」を適用してフランジ応力算定用応力を算出し、フランジボルトの伸び量を評価した。その結果、伸び量がマイナスであり、フランジ部が圧縮されることになるが、ガスケットの許容圧縮量が合計圧縮量以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

4. 破断面積の設定について

3. の評価結果から、隔離弁の誤開放等により残留熱除去系の低圧設計部分が加圧されたとしても、破損は発生しないことを確認した。

そこで、残留熱除去系の加圧範囲のうち最も大きなシール構造である熱交換器フランジ部に対して、保守的に弁開放直後の圧力ピーク値（8.2Mpa

[gage]）、原子炉冷却材温度（288℃）に晒され続け、かつ、ガスケットに期待しないことを想定した場合の破断面積を評価した。

| 評価部位 | 圧力 (MPa) | 温度 (℃) | 伸び量 (mm) | | | 内径 (mm) | 全部材伸び量 (mm) | 破断面積 (cm ²) |
|---------------|----------|--------|----------|----------|----------|---------|-------------|-------------------------|
| | | | + △L1 | + △L2 | - △L3 | | | |
| 熱交換器 フランジ部 | 8.2 | 288 | 0.19 | 1.31 | 1.19 | 2,120 | 0.31 | 約 21 |

△L1：ボルトの内圧による伸び量

△L2：ボルトの熱による伸び量

△L3：管板及びフランジ部の熱による伸び量

その結果、破断面積は約 21cm²となり、有効性評価の I S L O C A では、残留熱除去系熱交換器フランジ部に約 21cm²の漏えいが発生することを想定

する。

なお、1. で選定された残留熱除去系（低圧）（A系，B系）以外の評価対象である高圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系，低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）（C系）は，加圧範囲に熱交換器のような大きなシール構造を有する機器は設置されていない。

また，構造健全性評価の結果，設計・建設規格を適用した1次評価において許容値を満足せず，ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量を算出する2次評価に基づき破損が発生しないことを確認している評価部位の中で，許容値に対する裕度の最も低いF048Aの弁耐圧部の接合部における漏えいを想定する場合，漏えい面積は熱交換器フランジ部と比較して小さくなり，また漏えい場所も同じ熱交換器室であることから，その影響は熱交換器フランジ部に約 21cm^2 の漏えいを想定した場合に包含されると考えられる。

5. 現場の環境評価

I S L O C Aが発生した場合，事象を収束させるために，健全な原子炉注水系統による原子炉注水操作，逃がし安全弁による原子炉減圧操作及び残留熱除去系によるサプレッション・プール冷却操作を実施する。また，漏えい箇所の隔離は，残留熱除去系（低圧注水系）の注入弁を現場にて閉止する想定としている。

I S L O C A発生に伴い原子炉冷却材が原子炉建屋内に漏えいすることで，建屋下層階への漏えい水の滞留並びに高温水及び蒸気による建屋内の雰囲気温度，湿度，圧力及び放射線量の上昇が想定されることから，設備の健全性及び現場作業の成立性に与える影響を評価した。

現場の環境評価において想定する事故条件，重大事故等対策に関連する機

器条件及び重大事故等対策に関連する操作条件は、有効性評価の解析と同様であり、I S L O C Aは残留熱除去系B系にて発生するものとする。

なお、I S L O C Aが残留熱除去系A系にて発生することを想定した場合は、破断面積（21 cm²）及び破断箇所（熱交換器フランジ部）はB系の場合と同じであり、漏えい発生区画は東側となることから、原子炉建屋の東側区画の建屋内雰囲気温度等が同程度上昇する。

(1) 設備の健全性に与える影響について

有効性評価において、残留熱除去系B系におけるI S L O C A発生時に期待する設備は、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレー系、残留熱除去系A系及び低圧代替注水系（常設）、逃がし安全弁並びに関連する計装設備である。

I S L O C A発生時の原子炉建屋内環境を想定した場合の設備の健全性への影響について以下のとおり評価した。

a. 溢水による影響

東海第二発電所の原子炉建屋は、地下2階から5階まで耐火壁を設置し東側区分と西側区分に区画化することで、非常用炉心冷却系を物理的に分離する方針である。I S L O C Aによる原子炉冷却材の漏えいは、残留熱除去系B系が設置されている西側区画において発生するのに対して、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレー系及び残留熱除去系A系は東側区画に位置していることから、溢水の影響はない。

低圧代替注水系（常設）は、ポンプが原子炉建屋から物理的に分離された区画に設置されているため、溢水の影響はない。また、低圧代替注水系（常設）の電動弁のうち原子炉建屋内に設置されるものは原子炉建屋3階以上に位置しており、事象発生から有効性評価において現場隔離操作の完了タイミングとして設定している5時間までの原子炉冷却材の

流出量は 300t であり、原子炉冷却材が全て水として存在すると仮定しても浸水深は地下 2 階の床面から約 2m 程度であるため、溢水の影響はない。

b. 雰囲気温度・湿度による影響

別紙 7 に示すとおり、東側区画における温度・湿度については、初期値から有意な上昇がなく、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 A 系への影響はない。また、低圧代替注水系（常設）の原子炉建屋内の電動弁は、西側区画に位置するものが 2 弁あるが、これらは I S L O C A 発生時の原子炉建屋内の環境を考慮しても機能が維持される設計とすることから影響はない。逃がし安全弁及び関連する計装設備についても、別紙 6 に示す温度・湿度条件において機能喪失することはない。

(2) 現場操作の成立性に与える影響について

有効性評価において、残留熱除去系 B 系における I S L O C A 発生時に必要な現場操作は、残留熱除去系 B 系の注入弁の閉止操作である。また、I S L O C A 発生時のアクセスルートは、原子炉建屋内の環境を考慮して、残留熱除去系 B 系における I S L O C A 発生時には漏えいが発生している原子炉建屋西側とは逆の原子炉建屋東側区画から入域し、東側区画の 3 階まで昇った後に注入弁の閉止操作場所である西側区画 3 階に移動して作業を実施する。残留熱除去系 B 系の注入弁の操作場所及びアクセスルートを第 4 図に示す。

I S L O C A 発生時の原子炉建屋内環境を想定した場合のアクセス性への影響を以下のとおり評価した。

a. 溢水による影響

東側区画は、I S L O C A による原子炉冷却材漏えいが発生する西側

区画とは物理的に分離されていることから、溢水による東側区画のアクセス性への影響はない。また、別紙 7 に示すとおり、注入弁は西側区画の 3 階に設置されており、この場所において注入弁の現場閉止操作を実施するが、事象発生から有効性評価において現場隔離操作の完了タイミングとして設定している 5 時間までの原子炉冷却材の流出量は 300t であり、原子炉冷却材が全て水として存在すると仮定しても浸水深は地下 2 階の床面から約 2m 程度であるため、操作及び操作場所へのアクセスへの影響はない。

なお、別紙 8 に示すとおりブローアウトパネルに期待しない場合でも、同様に操作及び操作場所へのアクセスへの影響はない。

b. 雰囲気温度・湿度による影響

別紙 7 に示すとおり、東側区画における温度・湿度については、初期値から有意な上昇がなく、アクセス性への影響はない。また、西側区画のうちアクセスルート及び操作場所である 3 階においては、原子炉減圧操作後に建屋内環境が静定する事象発生 2 時間から有効性評価において現場隔離操作の完了タイミングとして設定している 5 時間までの雰囲気温度及び湿度の最大値は約 41℃、約 100%であるが、放射線防護具（PVA、アノラック、個人線量計、長靴・胴長靴、自給式呼吸用保護具、綿手袋、ゴム手袋）を着用することにより、操作場所へのアクセス及び操作は可能である*。

なお、別紙 8 に示すとおりブローアウトパネルに期待しない場合でも、同様に操作及び操作場所へのアクセスは可能である。



※：想定している作業環境（最大約 41℃）においては、主に低温やけどが懸念されるが、一般的に、接触温度と低温やけどになるまでのおおよその時間の関係は、44℃で 3～4 時間として知られている。

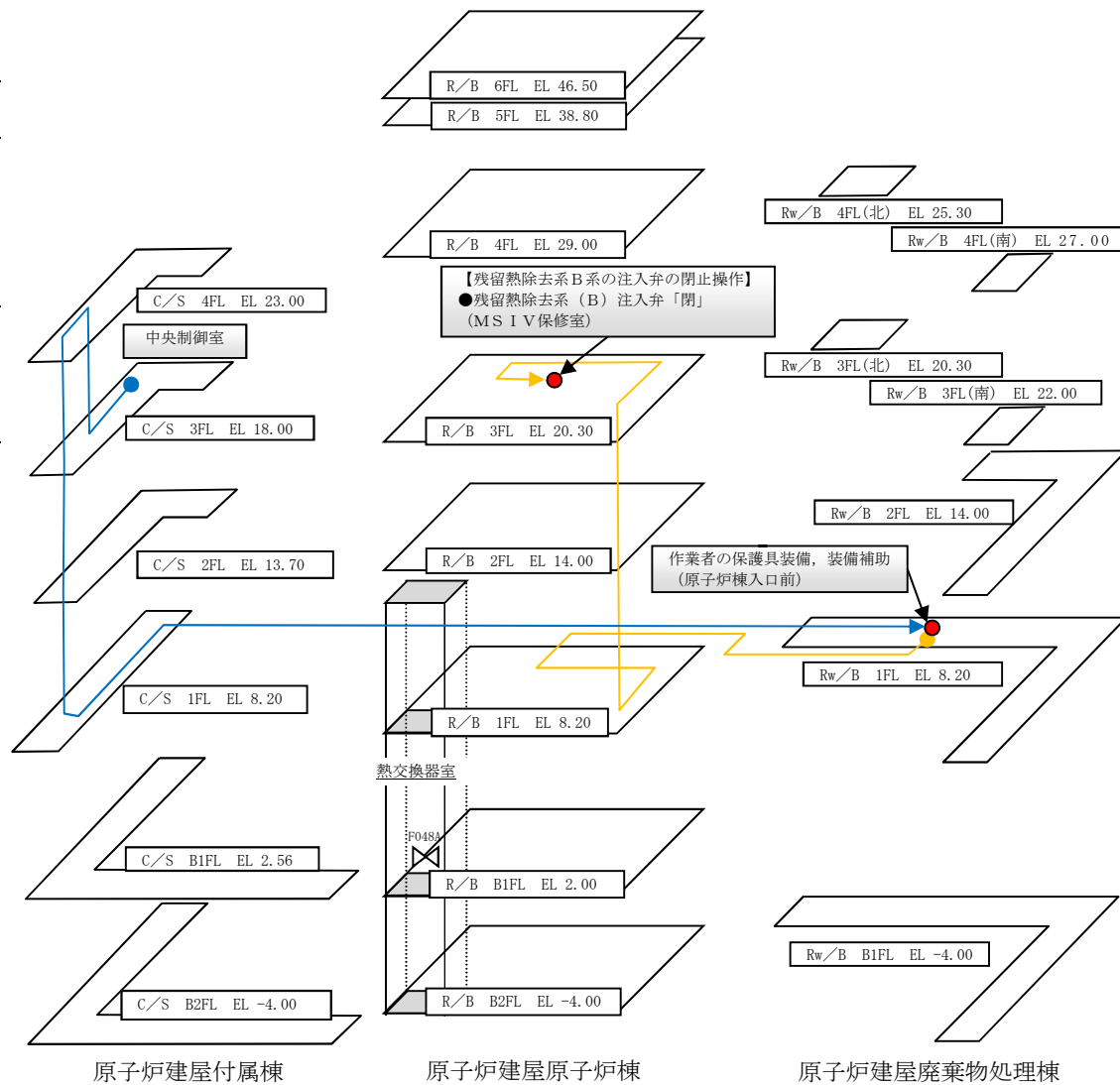
(出典：消費者庁 News Release (平成 25 年 2 月 27 日))

c. 放射線による影響

別紙 9 に示すとおり，原子炉減圧時に燃料から追加放出される核分裂生成物の全量が，原子炉建屋内に瞬時に移行するという保守的な条件で評価した結果，線量率は最大でも約 15.2mSv/h 程度である。残留熱除去系 B 系の注入弁の閉止操作は 2 チーム体制で交代で実施し，1 チーム当たりの原子炉建屋内の滞在時間は約 36 分であるため，作業時間を 1 時間と設定し時間減衰を考慮しない場合においても作業員の受ける実効線量は約 15.2mSv である。

また，事故時には原子炉建屋内に漏えいした放射性物質の一部はブローアウトパネルを通じて環境へ放出されるおそれがあるが，これらの事故時には原子炉建屋放射能高の信号により中央制御室の換気系は閉回路循環運転となるため，中央制御室内にいる運転員は過度な被ばくの影響を受けることはない。

| 操作者 | 凡例 | 操作項目 |
|---------------------------------|---|---|
| 運転員 C, D, E, 重大事故等対応 要員 a |  | 原子炉建屋付属棟 3FL 中央制御室 ↓ 原子炉建屋付属棟 4FL 空調機械室 ↓ 作業者の保護具装備, 装備補助 (Rw/B 1FL) |
| |  | 原子炉建屋廃棄物処理棟 1FL 原子炉棟入口前 ↓ 【残留熱除去系 B 系の注入弁の閉止操作】 弁閉 (R/B 3FL) |



第 4 図 操作場所へのアクセスルート

(3) 結 論

I S L O C A発生時の原子炉建屋内環境を想定した場合でも，I S L O C A対応に必要な設備の健全性は維持される。また，中央制御室の隔離操作に失敗した場合でも，現場での隔離操作が可能であることを確認した。

6. 敷地境界外の実効線量評価について

I S L O C Aが発生後，原子炉建屋が加圧されブローアウトパネルが開放された場合，原子炉建屋内に放出された核分裂生成物がブローアウトパネルから大気中に放出されるため，この場合における敷地境界外の実効線量を評価した。

その結果，敷地境界外における実効線量は約 1.2×10^{-1} mSv となり，「2.6 L O C A時注水機能喪失」における耐圧強化ベント系によるベント時の実効線量（約 6.2×10^{-1} mSv）及び事故時線量限度の 5mSv を下回ることを確認した。

熱交換器からの漏えいの可能性について

既工認から設計上の裕度を算出し、裕度が 2.4 より大きい部位を除く胴板（厚肉部、薄肉部）、胴側鏡板及び胴側入口・出口管台及びフランジ部について、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力（8.2Mpa [gage]）、温度（288℃）の条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

1. 強度評価

1. 1 評価部位の選定

既工認から設計上の裕度を算出し、裕度が 2.4（隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力 8.2Mpa [gage] と最高使用圧力 3.45MPa [gage] の比）より大きい部位を除く胴板（厚肉部、薄肉部）、胴側鏡板、胴側入口・出口管台及びフランジ部について評価した。

1. 2 評価方法

(1) 胴側胴板の評価

設計・建設規格「PVC-3122 円筒形の胴の厚さの規定」を適用して必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが必要な最小厚さ以上であることを確認した。

(2) 胴側鏡板の評価

設計・建設規格「PVC-3225 半だ円形鏡板の厚さの規定 1」を適用して必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。

(3) 胴側入口、出口管台

設計・建設規格「PVC-3610 管台の厚さの規定」を適用して必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが必要な最小厚さ以上であることを確認した。

(4) フランジ部

日本工業規格 JIS B8265「圧力容器の構造—一般事項」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果、ボルトの実機の断面積はボルトの必要な断面積以上であり、かつ、発生応力が許容応力以下であることを確認した。

1. 3 評価結果

熱交換器の各部位について評価した結果、実機の値は判定基準を満足し、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力 (8.2Mpa [gage]), 温度 (288℃) の条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。

逃がし弁からの漏えいの可能性について

逃がし弁について、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力（8.2MPa [gage]）、温度（288℃）の条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

1. 強度評価

1. 1 評価部位

逃がし弁については、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時において吹き出し前に加圧される弁座、弁体及び入口配管並びに吹き出し後に加圧される弁耐圧部及び弁耐圧部の接合部について評価した。

1. 2 評価方法

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時には8.2MPa [gage]になる前に逃がし弁が吹き出し、圧力は低下すると考えられるが、ここでは、逃がし弁の吹き出し前に加圧される箇所と吹き出し後に加圧される箇所ともに8.2MPa [gage]、288℃になるものとして評価する。

(1) 弁座の評価

設計・建設規格には安全弁に関する強度評価手法の記載がない。弁座は円筒形の形状であることから、設計・建設規格「VVC-3230 耐圧部に取り付く管台の必要最小厚さ」を準用し、計算上必要な厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。

(2) 弁体の評価

設計・建設規格には安全弁に関する強度評価手法の記載がない。弁体の中心部は弁棒で支持されており、外周付近は構造上拘束されていることから、弁体下面にかかる圧力（8.2Mpa [gage]）がすべての弁体の最小肉厚部に作用するとして発生するせん断応力を算出し、許容せん断応

力以下であることを確認する。

(3) 弁本体の耐圧部の評価

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。

(4) 弁耐圧部の接合部の評価

設計・建設規格「VVC-3310 弁箱と弁ふたがフランジ結合の弁のフランジ応力評価」を適用しボルトの必要な断面積及び許容応力を算出し、実機のボルトの断面積がボルトの必要な断面積以上であるが、発生応力が許容応力以下であることを確認した。

1. 3 評価結果

逃がし弁の各部位について評価した結果、実機の値は判定基準を満足し、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力 (8.2Mpa [gage]), 温度 (288°C) の条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。

弁（逃がし弁を除く。）からの漏えいの可能性について

逃がし弁を除く弁について、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力（8.2MPa [gage]）、温度（288℃）の条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

評価対象弁について隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力、温度以上で設計していることから破損が発生しないことを確認した。

1. 強度評価

評価対象弁の構成部品のうち、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に破損が発生すると想定される部位として、弁箱及び弁蓋からなる弁本体の耐圧部並びに弁本体耐圧部の接合部について評価した。

(1) 弁本体の耐圧部の評価

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが必要な最小厚さを上回ることを確認した。

(2) 弁耐圧部の接合部の評価

設計・建設規格「VVC-3310 弁箱と弁ふたがフランジ結合の弁のフランジ応力評価」を適用しボルトの必要な断面積及び許容応力を算出し、実機のボルトの断面積がボルトの必要な断面積を上回り、かつ、発生応力が許容応力を下回ることを確認した。

1. 3 評価結果

弁（逃がし弁を除く。）の各部位について評価した結果、実機の値は判定基準を満足し、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力（8.2MPa [gage]）、温度（288℃）の条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。

計器からの漏えいの可能性について

計器について、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力（8.2Mpa [gage]）、温度（288℃）の条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

1. 圧力計，差圧系計

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧される以下の全ての計器について、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力以上の計装設備耐圧値を有しており、構造材の温度上昇に伴う耐力低下（温度 $-30^{\circ}\text{C}\sim 40^{\circ}\text{C}$ における設計引張強さに対する 288°C における設計引張強さの割合はSUS316Lの場合で約79%）を考慮しても加圧時における圧力以上であることから破損が発生しないことを確認した。

2. 温度計

2. 1 評価方針

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧される温度計について、耐圧部となる温度計ウェルの健全性を評価した。評価手法として、日本機械学会「配管内円通状構造物の流量振動評価指針（JSME S 012-1998）に従い、同期振動発生回避又は抑制評価、一次応力評価並びに疲労評価を実施し、破損の有無を確認した。

2. 3 評価結果

計器について評価した結果、実機の値は判定基準を満足し、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力（8.2Mpa [gage]）、温度（ 288°C ）の条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。

配管からの漏えいの可能性について

配管及び配管フランジ部について、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力（8.2MPa）、温度（288℃）の条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

1. 強度評価

1. 1 評価部位の選定

配管の構成部品のうち漏えいが想定される部位は、高温・高圧の加わる配管と、配管と配管を繋ぐフランジ部があり、それらについて評価を実施した。

1. 2 評価方法

(1) 配管の評価

クラス 2 配管の評価手法である設計・建設規格「PPC-3411(1)内圧を受ける直管」を適用して必要な厚さを算出し、実機の最小厚さが必要な最小厚さを上回ることを確認した。

(2) フランジ部の評価

設計・建設規格「PPC-3411 フランジ」を適用してフランジの手法を適用してフランジ応力算定用圧力からフランジボルトの伸び量を算出したところ、伸び量がマイナスの場合は、フランジ部が増し締めされるため、ガスケット最大圧縮量を下回ることを確認した。

また、熱曲げモーメントの影響については、設計・建設規格で規定されている（PPC-1.7）式を使用し、フランジ部に作用するモーメントを圧力に換算して評価を実施した。

1. 3 評価結果

配管の各部位について評価した結果，実機の値は判定基準を満足し，隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力（8.2Mpa [gage]），温度（288℃）の条件下で破損せず，漏えいは発生しないことを確認した。

破断面積の設定について

1. 評価部位の選定と破断面積の評価方法

別紙 1～5 の評価結果から、隔離弁の誤開放等により残留熱除去系の低圧設計部分が加圧されたとしても、破損が発生しないことを確認した。

そこで、隔離弁の誤開放による加圧事象発生時の加圧範囲のうち最も大きなシール構造であり、損傷により原子炉冷却材が流出した際の影響が最も大きい熱交換器フランジ部に対して、保守的に弁開放直後の圧力ピーク値

(8.2MPa [gage])、原子炉冷却材温度 (288℃) に晒され続け、かつ、ガスケットに期待しないことを想定した場合の破断面積を評価した。

2. 破断面積の評価結果

熱交換器フランジの破断面積について評価した結果、別第 6-1 表に示すとおり破断面積は約 21cm²となり、有効性評価の I S L O C A では、残留熱除去系熱交換器フランジ部に約 21cm²の漏えいが発生することを想定する。

別第 6-1 表 破断面積評価結果

| 評価部位 | 圧力 (MPa) | 温度 (℃) | 伸び量 (mm) | | | 内径 (mm) | 全部材伸び量 (mm) | 破断面積 (cm ²) |
|-------|----------|--------|----------|----------|----------|---------|-------------|-------------------------|
| | | | + △L1 | + △L2 | - △L3 | | | |
| フランジ部 | 8.2 | 288 | 0.19 | 1.31 | 1.19 | 2,120 | 0.31 | 約 21 |

△L1：ボルトの内圧による伸び量

△L2：ボルトの熱による伸び量

△L3：管板及びフランジ部の熱による伸び量

I S L O C A発生時の原子炉冷却材漏えい量評価及び原子炉建屋内環境評価

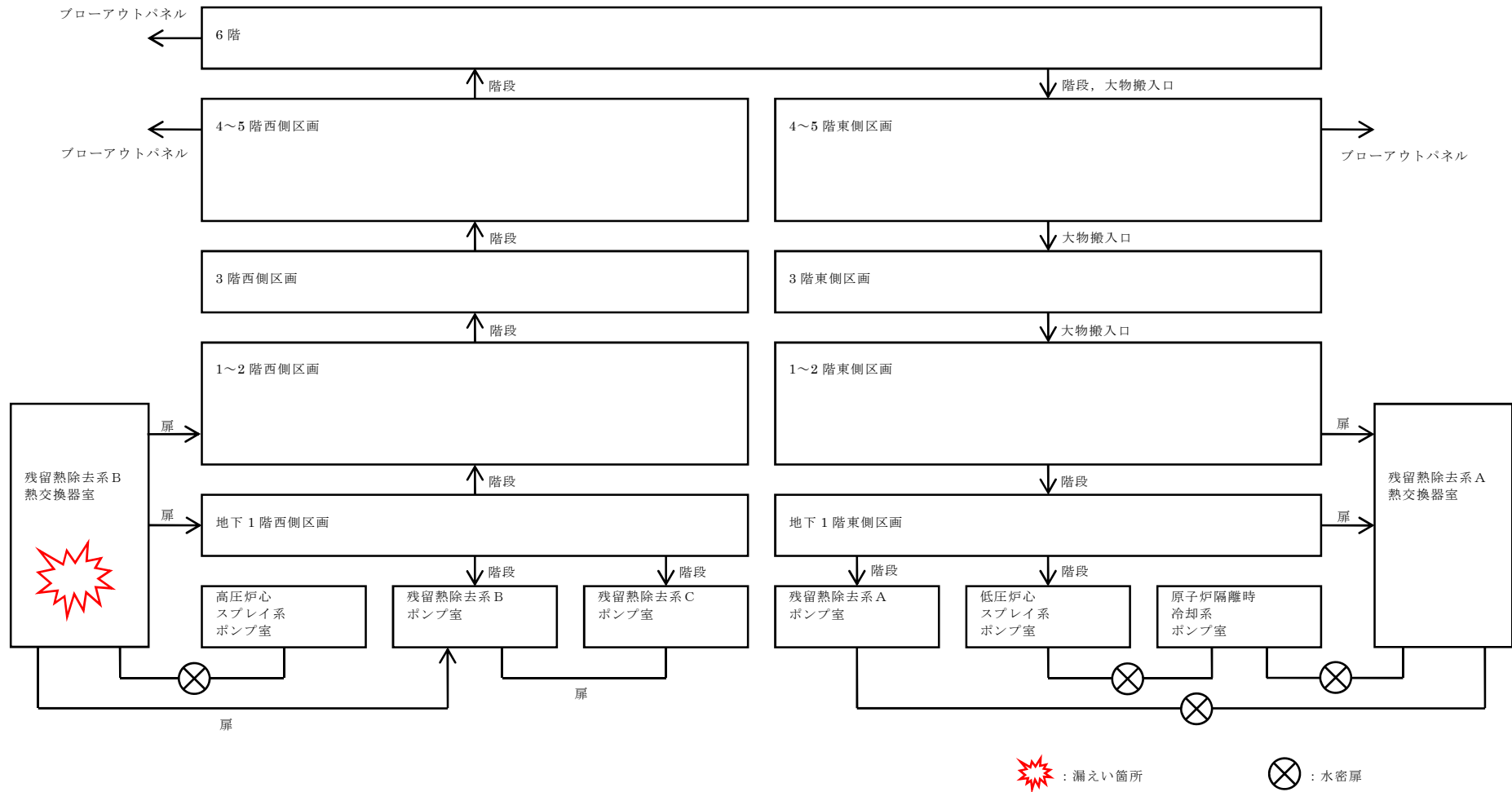
1. 評価条件

有効性評価の想定のとおり，残留熱除去系 B系における I S L O C A発生時の原子炉冷却材の漏えい量及び原子炉建屋内の環境（雰囲気温度，湿度及び圧力）を評価した。

原子炉建屋内の環境評価特有の評価条件を別第 7-1 表に，原子炉建屋のノード分割図を別第 7-1 図に示す。

別第 7-1 表 原子炉建屋内の環境評価条件

| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|--------------------|--|--|
| 解析コード | MAAP 4 | 格納容器及び原子炉建屋等の詳細ノードのモデル化が可能であり、隔離弁の閉止操作等の重大事故等対策を考慮した事象進展を模擬することが可能である解析コード |
| 漏えい箇所 | 残留熱除去系 B 系 熱交換器室 | 有効性評価の解析と同様 |
| 漏えい面積 | 約 21cm ² | 有効性評価の解析と同様 |
| 事故シナリオ | <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位低下（レベル 2）設定 点到達時に、原子炉隔離時冷却系 による原子炉注水開始 ・ 低圧炉心スプレイ系を起動し、事 象発生 15 分後に逃がし安全弁（自 動減圧機能）7 弁による原子炉減 圧 ・ 事象発生 17 分後に低圧代替注水系 （常設）を起動 ・ 原子炉水位回復後、低圧炉心スプ レイ系を停止し、原子炉水位を原 子炉水位（レベル 3）設定点以上 に維持 ・ 事象発生 25 分後、サブプレッショ ン・プール冷却開始 ・ 事象発生 5 時間後、残留熱除去系 隔離完了 | 有効性評価の解析と同様 |
| 原子炉建屋モデル | 別第 7-1 図参照 | 原子炉建屋東西の物理的分離 等を考慮して設定 |
| 原子炉建屋壁から 環境への放熱 | 考慮しない | 雰囲気温度、湿度、圧力及び 放射線量の観点から厳しい想 定として設定 |
| 原子炉建屋換気系 | 考慮しない | 雰囲気温度、湿度及び圧力の 観点から厳しい想定として設 定 |
| ブローアウトパネ ル開放圧力 | 6.9kPa [gage] | ブローアウトパネル設定値を 設定 |

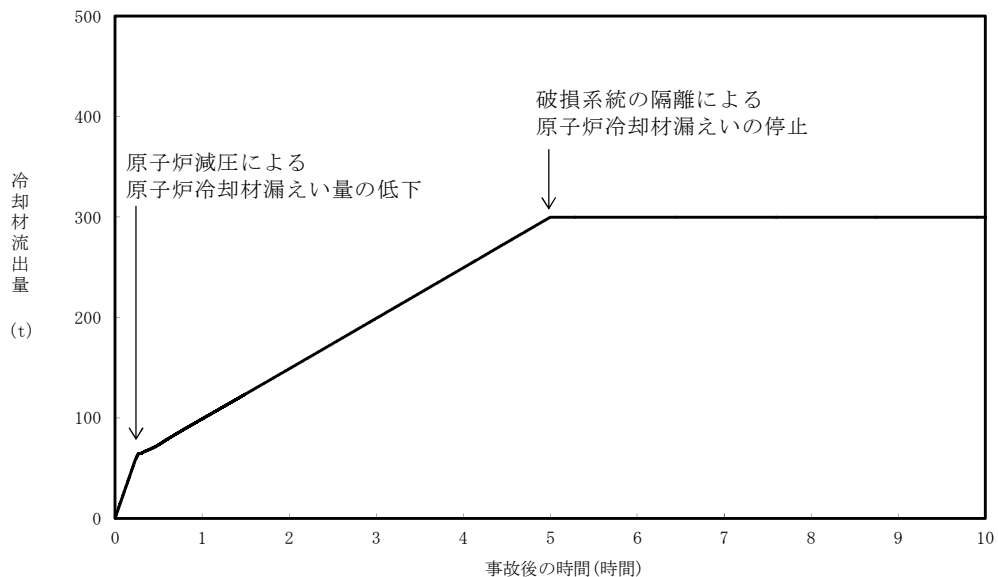


別第 7-1 図 原子炉建屋内ノード分割モデル

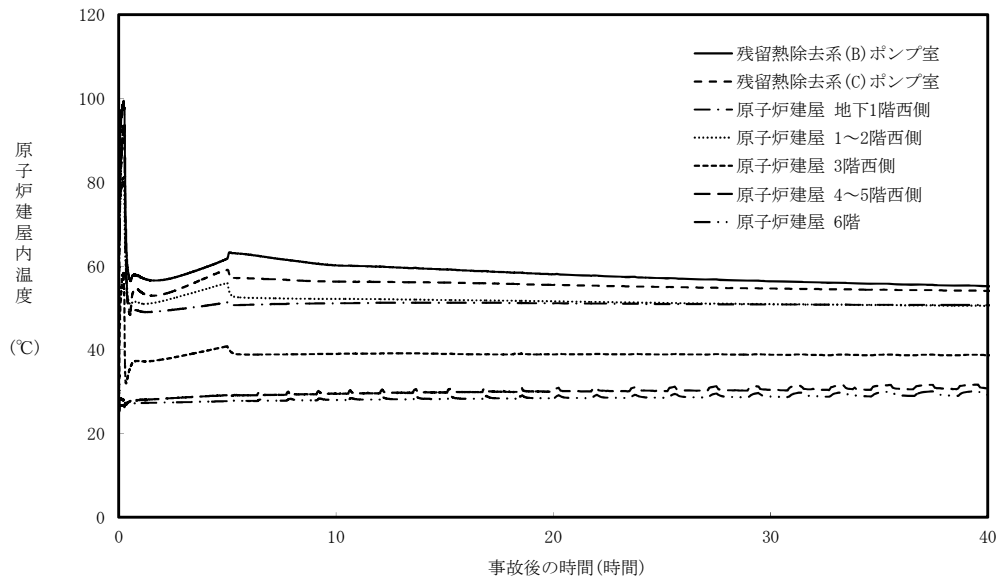
2. 評価結果

原子炉冷却材の積算漏えい量の推移を別第 7-2 図に、原子炉建屋内の雰囲気温度（西側区画）、雰囲気温度（東側区画）、湿度（西側区画）、湿度（西側区画）、圧力（西側区画）及び圧力（東側区画）の推移を別第 7-3 図から別第 7-8 図に示す。

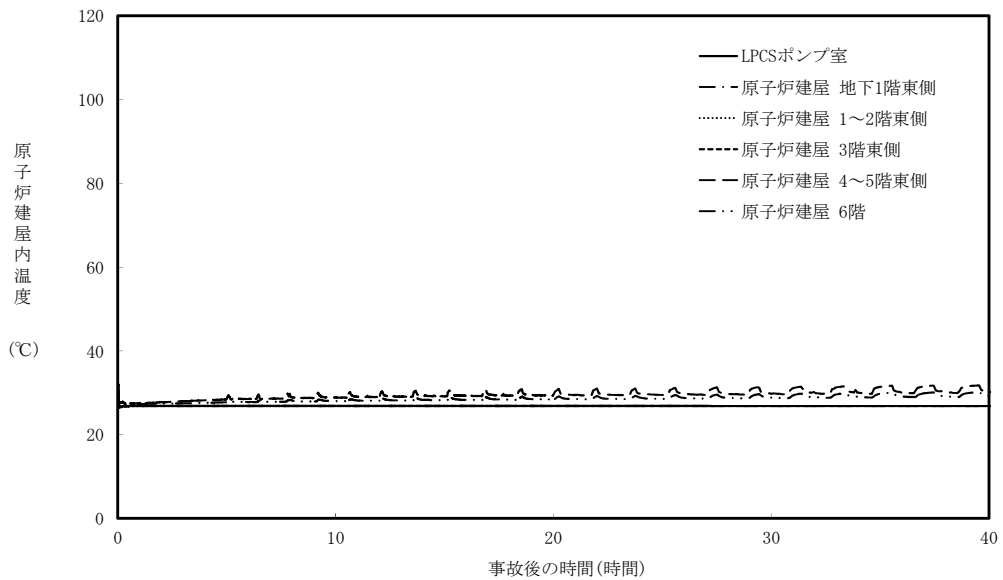
別第 7-2 図に示すとおり、現場隔離操作の完了タイミングとして設定している事象発生 5 時間までの原子炉冷却材の漏えい量は 300t である。また、別第 7-3 図及び別第 7-4 図に示すとおり、原子炉減圧操作後に建屋内環境が静定する事象発生 2 時間から 5 時間までのアクセスルート及び操作場所の雰囲気温度の最大値は 41℃である。



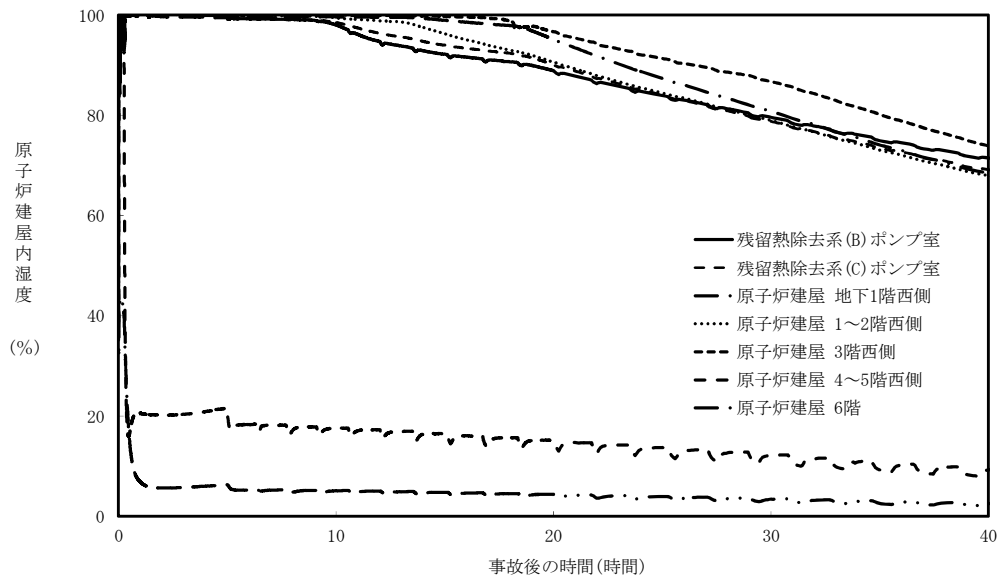
別第 7-2 図 原子炉冷却材の積算漏えい量



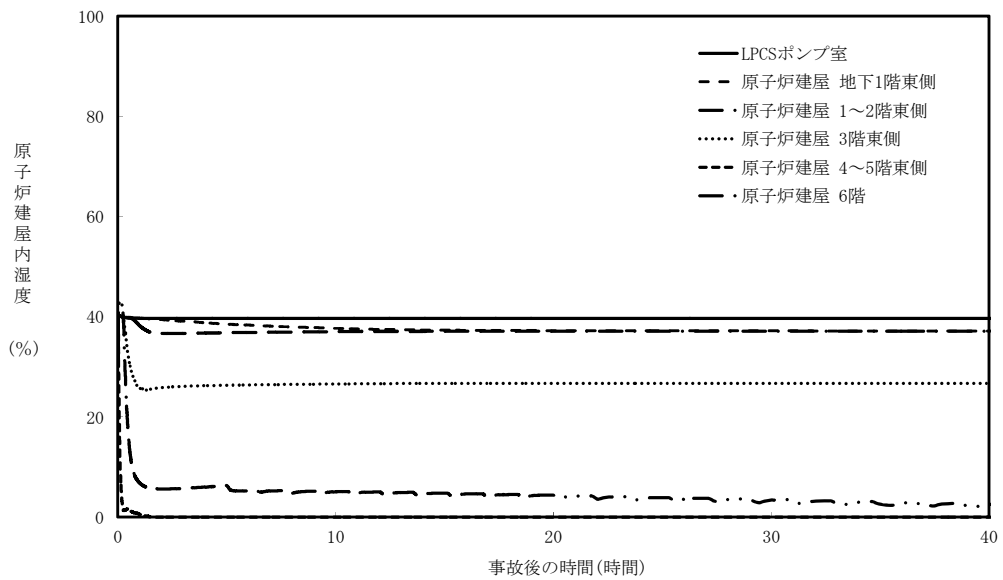
別第 7-3 図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（西側区画）



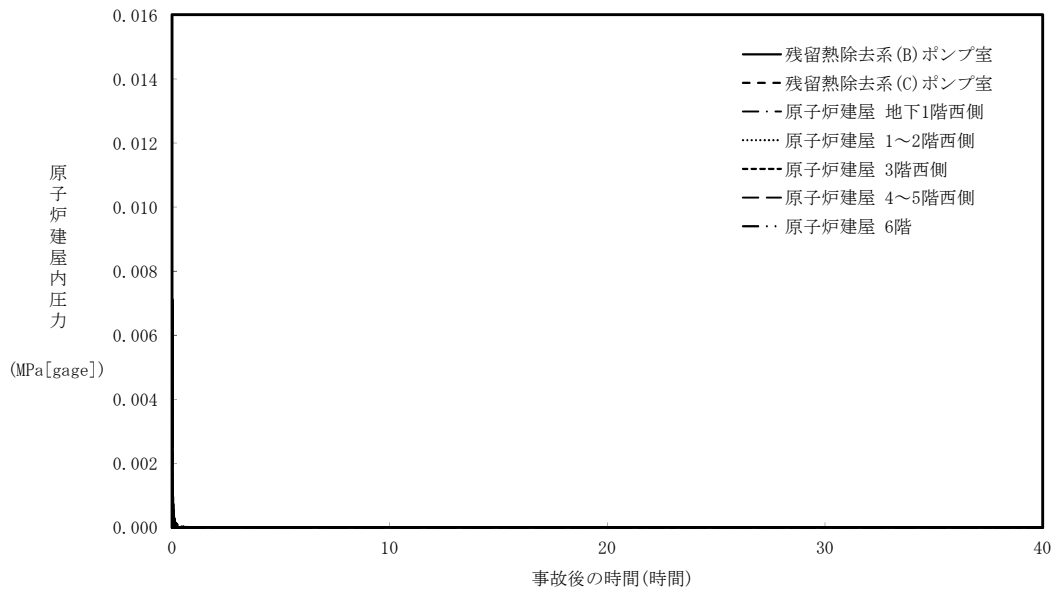
別第 7-4 図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（東側区画）



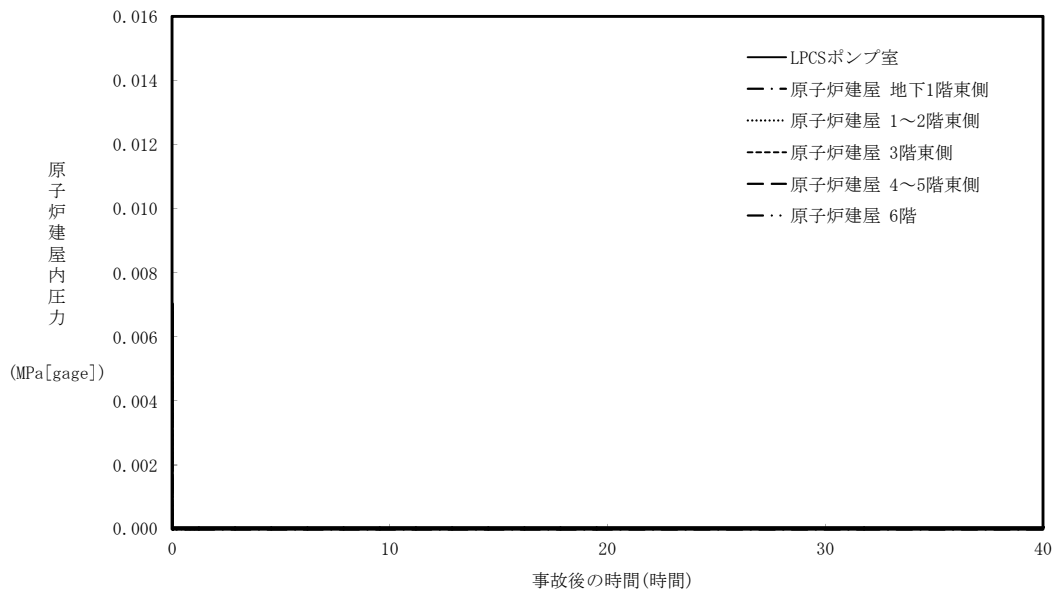
別第 7-5 図 原子炉建屋内の湿度の推移（西側区画）



別第 7-6 図 原子炉建屋内の湿度の推移（東側区画）



別第 7-7 図 原子炉建屋内の圧力の推移（西側区画）



別第 7-8 図 原子炉建屋内の圧力の推移（東側区画）

ブローアウトパネルに期待しない場合の I S L O C A 発生時の原子炉冷却材漏えい量評価及び原子炉建屋内環境評価

1. 評価条件

別紙 7 の評価条件のうち、ブローアウトパネルのみが開かない場合の条件で評価を実施した。

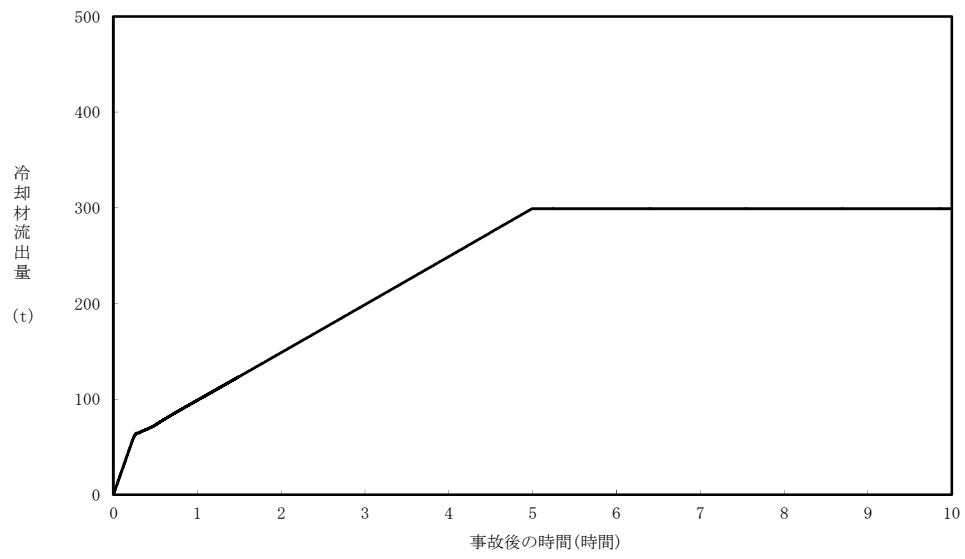
2. 評価結果

原子炉冷却材の積算漏えい量の推移を別第 8-1 図に、原子炉建屋内の雰囲気温度（西側区画）、雰囲気温度（東側区画）、湿度（西側区画）、湿度（西側区画）、圧力（西側区画）及び圧力（東側区画）の推移を別第 8-2 図から別第 8-7 図に示す。

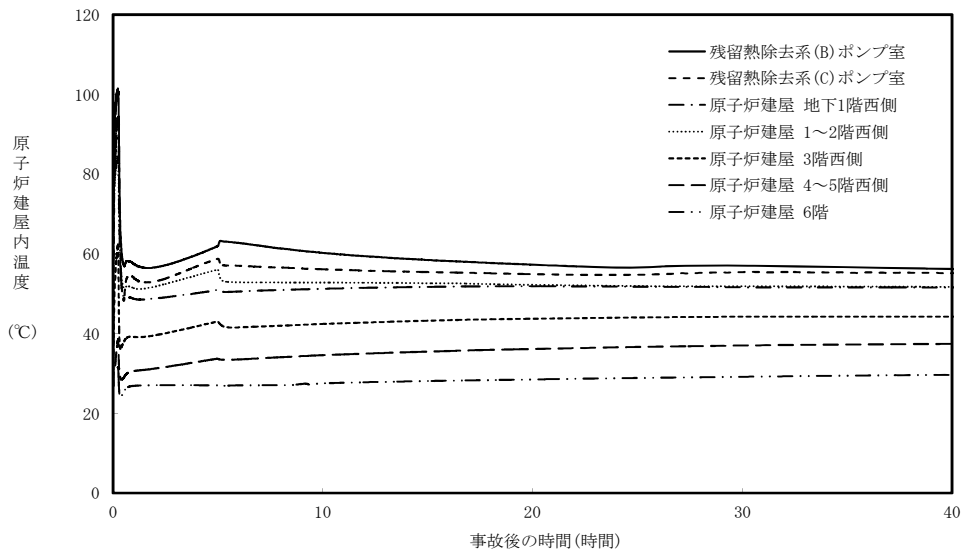
別第 8-1 図に示すとおり、現場隔離操作の完了タイミングとして設定している事象発生 5 時間までの原子炉冷却材の漏えい量は 300t である。また、別第 8-2 図及び別第 8-3 図に示すとおり、原子炉減圧操作後に建屋内環境が静定する事象発生 2 時間から 5 時間までのアクセスルート及び操作場所の雰囲気温度の最大値は 44℃である。ブローアウトパネルに期待する場合と期待しない場合の比較を第 8-1 表に示す。

第 8-1 表 ブローアウトパネルに期待する場合と期待しない場合の評価結果の比較

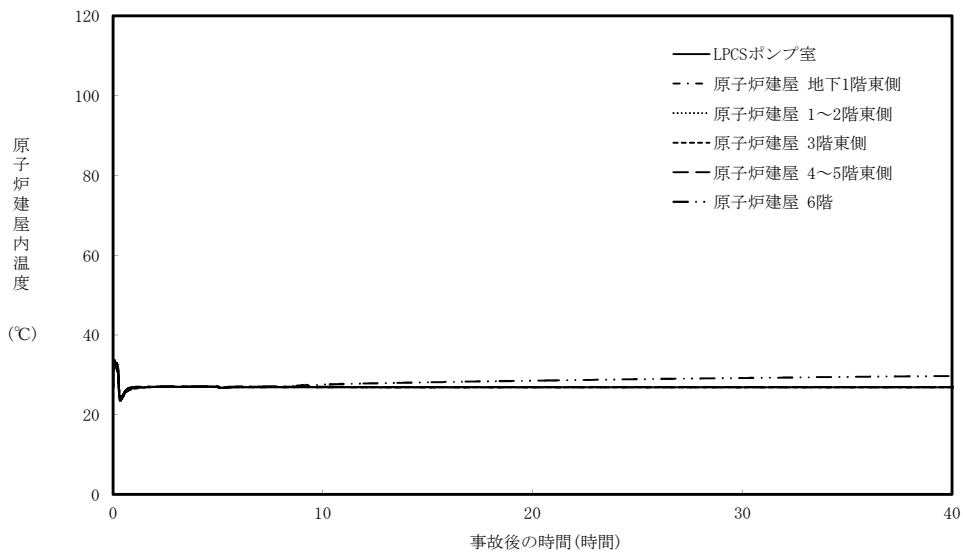
| 項 目 | 期待する場合 | 期待しない場合 |
|---------------------------------------|--------|---------|
| 原子炉冷却材の漏えい量 | 300t | 300t |
| 事象発生 2 時間から 5 時間までのアクセスルート及び雰囲気温度の最大値 | 41℃ | 44℃ |



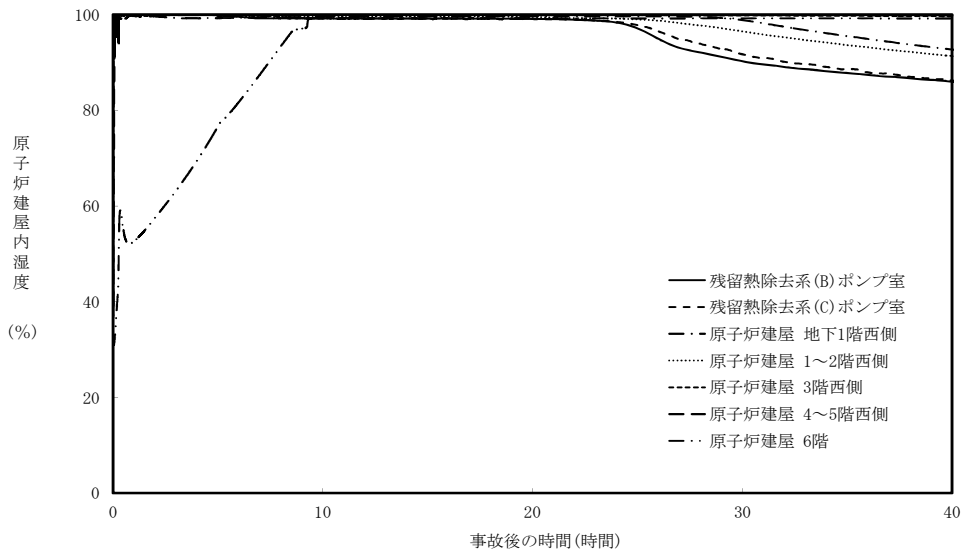
別第 8-1 図 原子炉冷却材の積算漏えい量



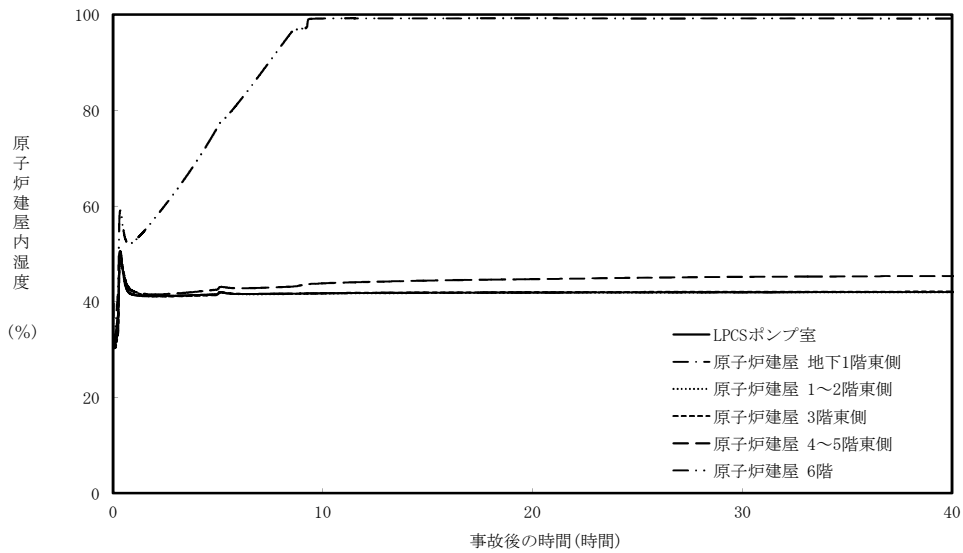
別第 8-2 図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（西側区画）



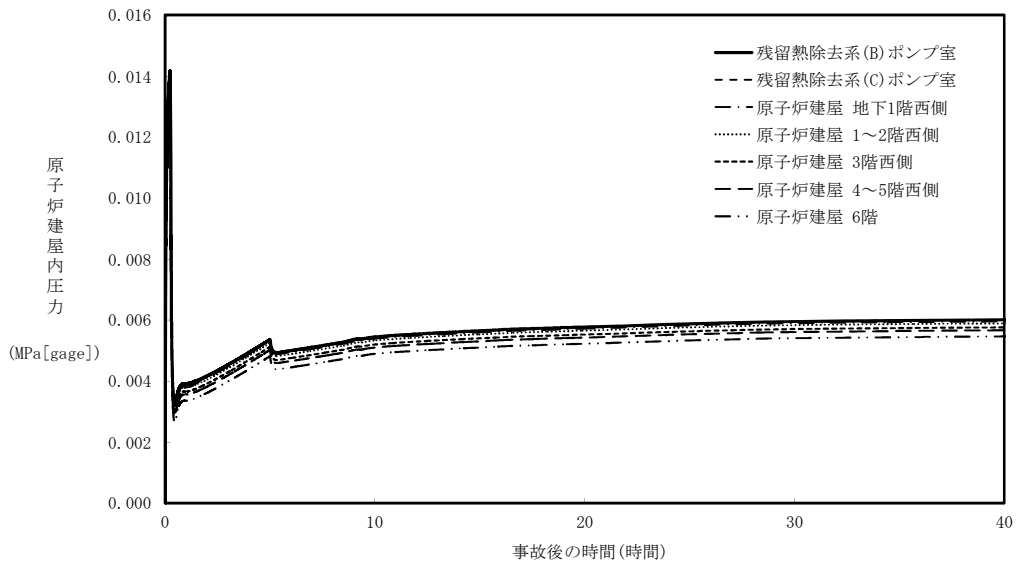
別第 8-3 図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（東側区画）



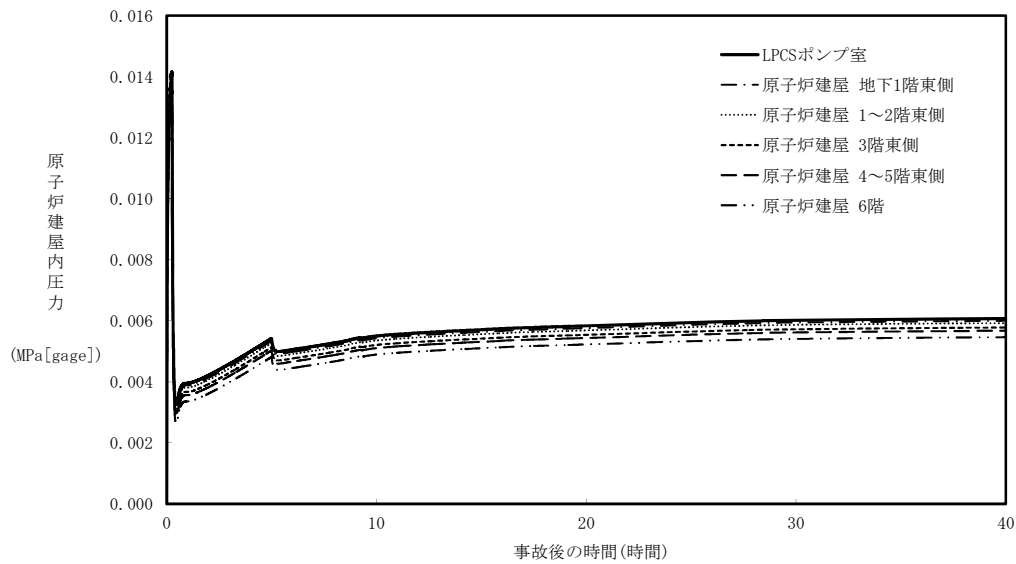
別第 8-4 図 原子炉建屋内の湿度の推移（西側区画）



別第 8-5 図 原子炉建屋内の湿度の推移（東側区画）



別第 8-6 図 原子炉建屋内の圧力の推移（西側区画）



別第 8-7 図 原子炉建屋内の圧力の推移（東側区画）

I S L O C A発生時の原子炉建屋内線量率評価及び敷地境界外の実効線量評価

1. 原子炉建屋内線量率について

(1) 評価の想定

原子炉冷却材圧力バウンダリが喪失すると、原子炉冷却材が直接原子炉建屋内に放出される。

原子炉建屋内の線量率の評価に当たっては、漏えいした冷却材中から気相に移行する放射性物質及び燃料から追加放出される放射性物質が原子炉建屋から漏えいしないという条件で原子炉建屋内の線量率について評価した。

評価上考慮する核種は現行設置許可と同じものを想定し、線量評価の条件となる I-131 の追加放出量は、実績データから保守的に設定した。

運転開始から施設定期検査による原子炉停止時等に測定している I-131 の追加放出量の最大値は約 41Ci (約 1.5×10^{12} Bq) [昭和 62 年 4 月 9 日 (第 8 回施設定期検査)] であり、評価に使用する I-131 の追加放出量は、実績値を包絡する値として 100Ci (3.7×10^{12} Bq) と設定した。

また、放出される放射性物質には、冷却材中に含まれる放射性物質があるが、追加放出量と比較すると数%程度であり、追加放出量で見込んだ余裕分に含まれるため考慮しないものとする。

原子炉建屋内の作業の被ばく評価においては、放射線防護具（自給式呼吸用保護具等）を着用することにより内部被ばくの影響が無視できるため、外部被ばくのみを対象とする。

別第 9-1 表 評価条件（追加放出量）

| 項 目 | 評価値 | 実績値（最大） |
|--|----------------------|--|
| I-131 追加放出量 (Bq) | 3.7×10^{12} | 1.5×10^{12} (昭和 62 年 4 月 9 日 (第 8 回施設定期検 査)) |
| 希ガス及びハロゲン等の 追加放出量 (γ 線 0.5MeV 換算値) (Bq) | 2.3×10^{14} | — |

(2) 評価の方法

原子炉建屋内の空間線量率は、以下のサブマージョンモデルにより計算する。サブマージョンモデルの概要を別第 9-1 図に示す。

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

ここで、

D : 放射線量率 (Gy/h)

6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)$

Q_{γ} : 原子炉建屋内放射性物質質量

(Bq : γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

$V_{R/B}$: 原子炉区域内気相部容積 (85,000m³)

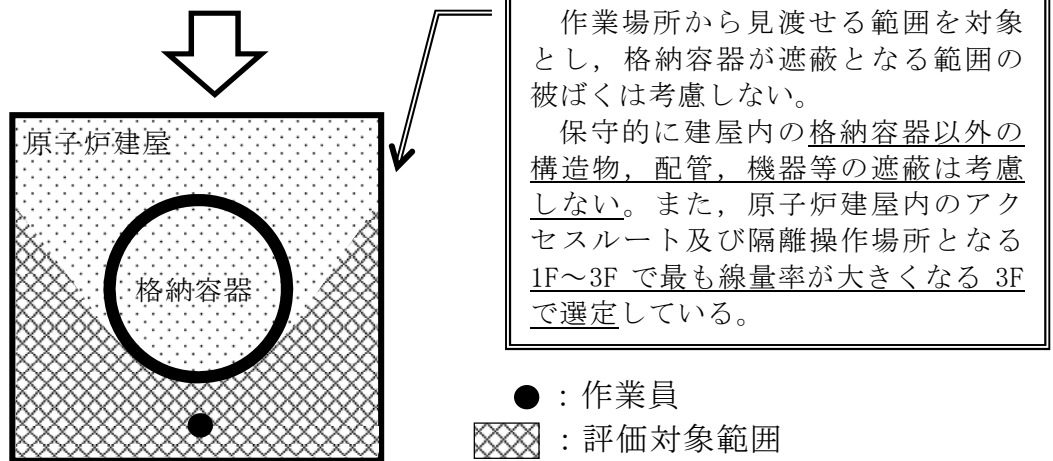
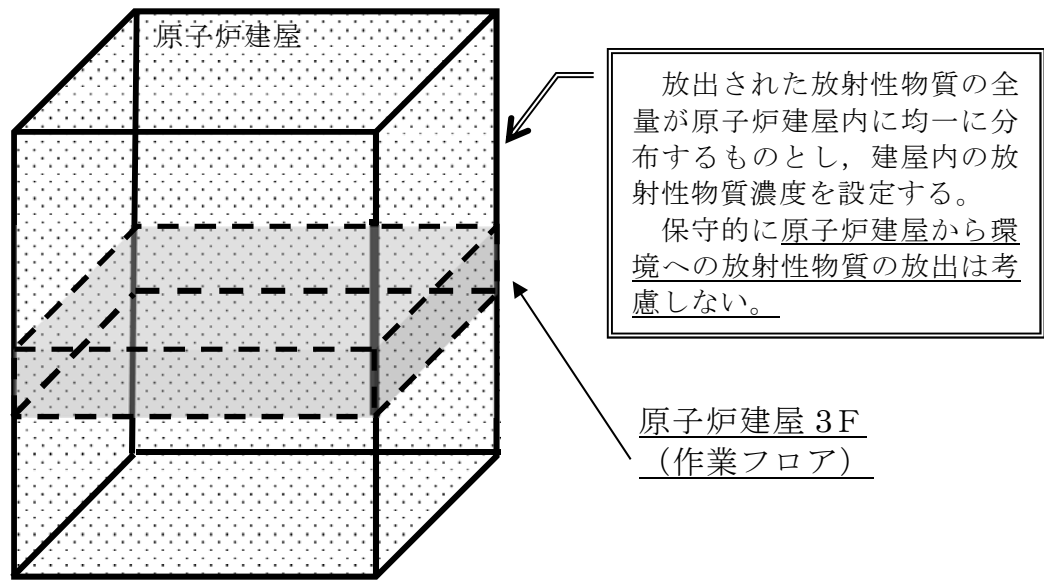
E_{γ} : γ 線エネルギー (0.5MeV/dis)

μ : 空気に対する γ 線のエネルギー吸収係数 (3.9×10^{-3} /m)

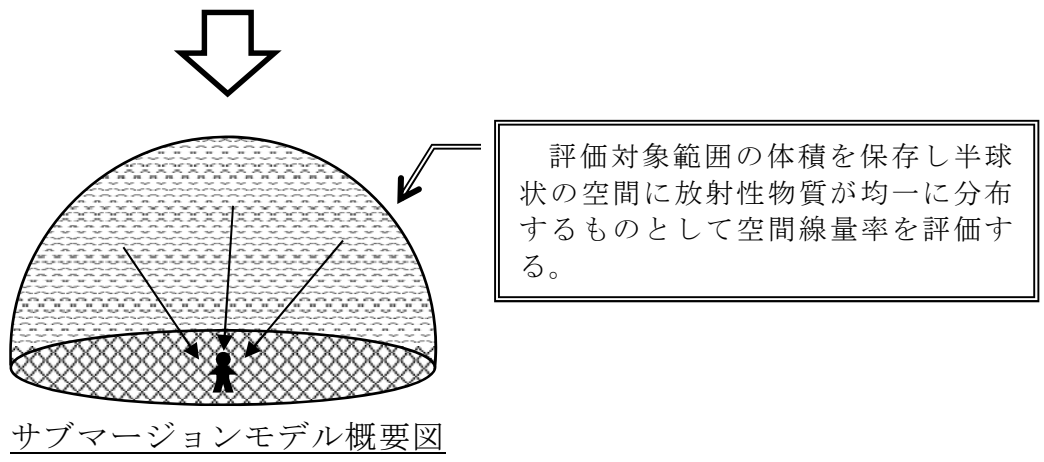
R : 評価対象エリアの空間容積と等価な半球の半径 (m)

$$R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_{OF}}{2 \cdot \pi}}$$

V_{OF} : 評価対象エリア（原子炉建屋地上 3 階）の容積 (5,000m³)



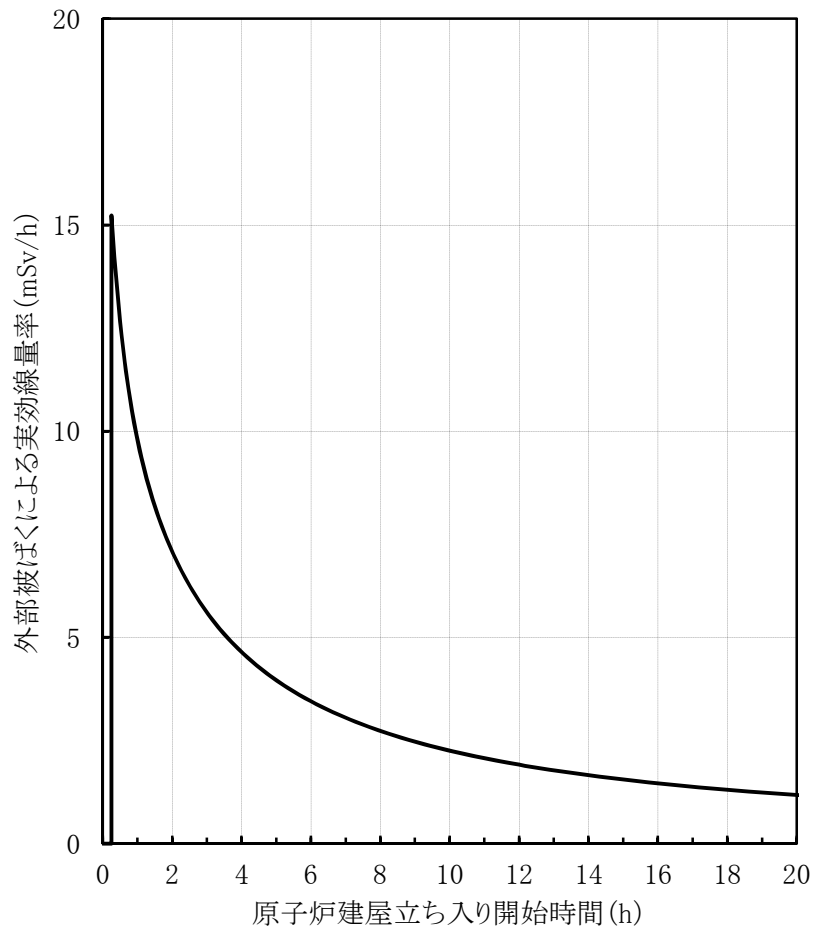
原子炉建屋 3F (平面図)



別第 9-1 図 サブマージョンモデルの概要

(3) 評価の結果

評価結果を別第 9-2 図に示す。線量率の最大は約 15.2mSv/h 程度であり、時間減衰によって低下するため、線量率の上昇が現場操作に影響を与える可能性は小さく、期待している機器の機能は維持される。



別第 9-2 図 原子炉建屋立ち入り開始時間と線量率の関係

なお、事故時には原子炉建屋内に漏えいした放射性物質が環境へ放出される可能性があるが、これらの事故時においては原子炉建屋放射能高の信号により中央制御室の換気系は閉回路循環運転となるため、中央制御室内にいる運転員は過度な被ばくの影響を受けることはない。

別第 9-2 表 I S L O C A 時の放出量

| 核種 | 収率 (%) | 崩壊定数 (d ⁻¹) | γ線実効エネルギー (MeV) | 追加放出量 (Bq) | 追加放出エネルギー (γ線実効エネルギー0.5MeV換算値) |
|---------------------|--------|-------------------------|-----------------|------------|--------------------------------|
| I-131 | 2.84 | 8.60E-02 | 0.381 | 3.70E+12 | 2.82E+12 |
| I-132 | 4.21 | 7.30 | 2.253 | 5.48E+12 | 2.47E+13 |
| I-133 | 6.77 | 8.00E-01 | 0.608 | 8.82E+12 | 1.07E+13 |
| I-134 | 7.61 | 1.90E+01 | 2.75 | 9.91E+12 | 5.45E+13 |
| I-135 | 6.41 | 2.52 | 1.645 | 8.35E+12 | 2.75E+13 |
| Br-83 | 0.53 | 6.96 | 0.0075 | 6.90E+11 | 1.04E+10 |
| Br-84 | 0.97 | 3.14E+01 | 1.742 | 1.26E+12 | 4.40E+12 |
| Mo-99 | 6.13 | 2.49E-01 | 0.16 | 7.99E+12 | 2.56E+12 |
| Tc-99m | 5.4 | 2.76 | 0.13 | 7.04E+12 | 1.83E+12 |
| ハロゲン等 合計 | — | — | — | 5.32E+13 | 1.29E+14 |
| Kr-83m | 0.53 | 9.09 | 0.0025 | 1.38E+12 | 6.90E+09 |
| Kr-85m | 1.31 | 3.71 | 0.159 | 3.41E+12 | 1.09E+12 |
| Kr-85 | 0.29 | 1.77E-04 | 0.0022 | 2.25E+11 | 9.91E+08 |
| Kr-87 | 2.54 | 1.31E+01 | 0.793 | 6.62E+12 | 1.05E+13 |
| Kr-88 | 3.58 | 5.94 | 1.950 | 9.33E+12 | 3.64E+13 |
| Xe-131m | 0.040 | 5.82E-02 | 0.020 | 1.04E+11 | 4.17E+09 |
| Xe-133m | 0.19 | 3.08E-01 | 0.042 | 4.95E+11 | 4.16E+10 |
| Xe-133 | 6.77 | 1.31E-01 | 0.045 | 1.76E+13 | 1.59E+12 |
| Xe-135m | 1.06 | 6.38E+01 | 0.432 | 2.76E+12 | 2.39E+12 |
| Xe-135 | 6.63 | 1.83 | 0.250 | 1.73E+13 | 8.64E+12 |
| Xe-138 | 6.28 | 7.04E+01 | 1.183 | 1.64E+13 | 3.87E+13 |
| 希ガス 合計 | — | — | — | 7.56E+13 | 9.93E+13 |
| ハロゲン等 +希ガス 合計 | — | — | — | 1.29E+14 | 2.28E+14 |

2. 敷地境界外の実効線量評価について

(1) 評価想定

敷地境界外の実効線量評価では、I S L O C Aにより原子炉建屋内に放出された核分裂生成物が大気中に放出されることを想定し、非居住区域境界の実効線量を評価した。評価条件は別第 9-1 表から別第 9-5 表に従うものとする。

破断口から漏えいする原子炉冷却材が原子炉建屋内に放出されることに伴う減圧沸騰によって気体となる分が建屋内の気相部へ移行するものとし、破断口から漏えいする冷却材中の放射性物質が気相へ移行する割合は、運転時の原子炉冷却材量に対する原子炉建屋放出に伴う減圧沸騰による蒸発量の割合から算定した。燃料から追加放出される放射性物質が気相へ移行する割合は、燃料棒内ギャップ部の放射性物質が原子炉圧力の低下割合に応じて冷却材中に放出されることを踏まえ、同様に運転時の原子炉冷却材量に対する原子炉減圧に伴う減圧沸騰による蒸発量の割合から算定した。また、破断口及び逃がし安全弁から放出される蒸気量は、各々の移行率に応じた量が流出するものとした。(別第 9-3 図及び別第 9-4 図参照)

その結果、放出量は別第 9-4 表に示すとおりとなった。

(2) 評価結果

敷地境界外における実効線量は約 1.2×10^{-1} mSv となり、「L O C A 時注水機能喪失」における耐圧強化ベント系によるベント時の非居住区域境界での実効線量 (約 6.2×10^{-1} mSv) 及び事故時線量限度の 5mSv を下回った。

なお、評価上は考慮していないものの、原子炉建屋に放出された放射性

物質は外部に放出されるまでの建屋内壁への沈着による放出量の低減に期待できること及び冷却材中の放射性物質の濃度は運転時の原子炉冷却材量に応じた濃度を用いているが、実際は原子炉注水による濃度の希釈に期待できることにより、さらに実効線量が低くなると考えられる。

別第 9-3 表 放出評価条件

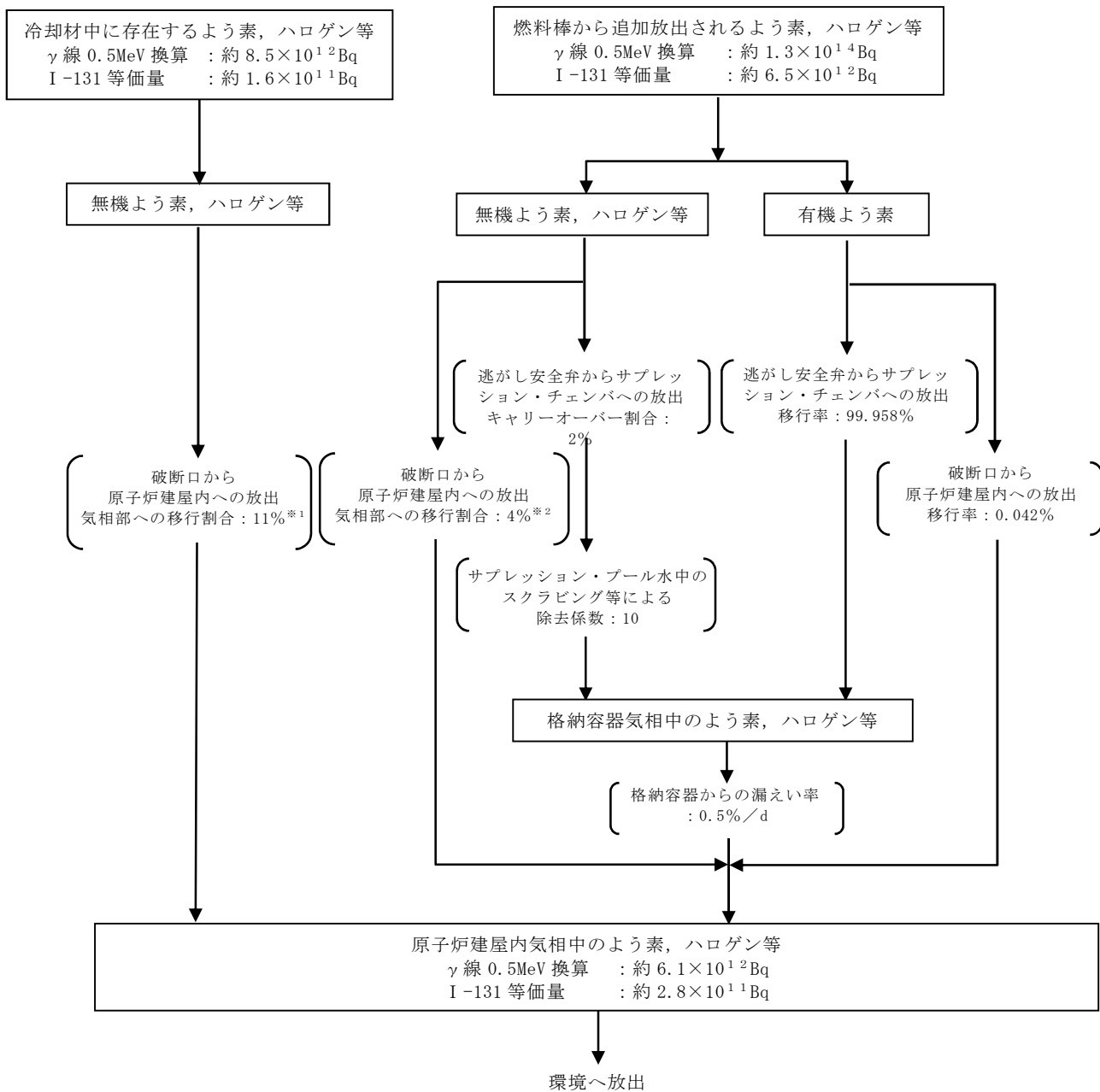
| 項目 | 主要解析条件 | 条件設定の考え方 |
|--|--|---|
| 原子炉運転日数 (日) | 2,000 | 十分な運転時間として仮定した時間 |
| 追加放出量 (I-131) (Bq) | 3.7×10^{12} | 至近の I-131 追加放出量の実績値を包絡する値として設定し、その他の核種はその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の 2 倍の放出があるものとする。 |
| 冷却材中濃度 (I-131) (Bq/g) | 1.5×10^2 | I-131 の追加放出量に基づく全希ガス漏えい率から冷却材中濃度を設定し、その組成を拡散組成とする。 (運転実績の最大の I-131 の冷却材中濃度 (5.6×10^{-1} Bq/g) を十分に包絡する値である。) |
| 原子炉冷却材重量 (t) | 289 | 設計値から設定 |
| 原子炉冷却材浄化系流量 (g/s) | 1.68×10^4 | 設計値から設定 |
| 主蒸気流量 (g/s) | 1.79×10^6 | 設計値から設定 |
| 原子炉冷却材浄化系の除染係数 | 10 | 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき設定 |
| 主蒸気中への移行割合 (ハロゲン) (%) | 2 | 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき設定 |
| 主蒸気中への移行割合 (ハロゲン以外) (%) | 0.1 | 「NUREG-0016」に基づき設定 |
| 燃料から追加放出されるよう素の割合 (%) | 無機よう素 : 96 有機よう素 : 4 | 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき設定 |
| 逃がし安全弁からサプレッション・チェンバへの移行率 (%) | 無機よう素, ハロゲン等 : 100 有機よう素 : 99.958 | 無機よう素, ハロゲン等については保守的に全量が逃がし安全弁からサプレッション・チェンバ及び破断口から格納容器のそれぞれに移行するものとするものとして設定 |
| 破断口から格納容器への移行率 (%) | 無機よう素, ハロゲン等 : 100 有機よう素 : 0.042 | 有機よう素については S A F E R 解析の積算蒸気量の割合に基づき設定 |
| サプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去係数 | 10 | Standard Review Plan 6.5.5 に基づき設定 |
| 逃がし安全弁からサプレッション・チェンバへ移行した放射性物質の気相部への移行割合 | 2 | 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき設定 |
| 冷却材から気相への放出割合 (冷却材中の放射性物質) (%) | 11 | 原子炉冷却材量に対する原子炉建屋放出に伴う減圧沸騰による蒸気量の割合を設定 |
| 冷却材から気相への放出割合 (追加放出される放射性物質) (%) | 4 | 原子炉減圧により燃料棒内ギャップ部から冷却材中へ放出されることを踏まえ、原子炉冷却材量に対する減圧沸騰による蒸気量から算出 |
| 格納容器からの漏えい率 (%/d) | 0.5 | 格納容器の設計漏えい率から設定 |

別第 9-4 表 放出量

| 核 種 | 放出量 (Bq) |
|---------------------------------------|----------------------|
| 希ガス+ハロゲン等 (ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値) | 9.5×10^{12} |
| よう素 (I-131 等価量 (小児実効線量係数換算)) | 2.8×10^{11} |

別第 9-5 表 大気拡散条件

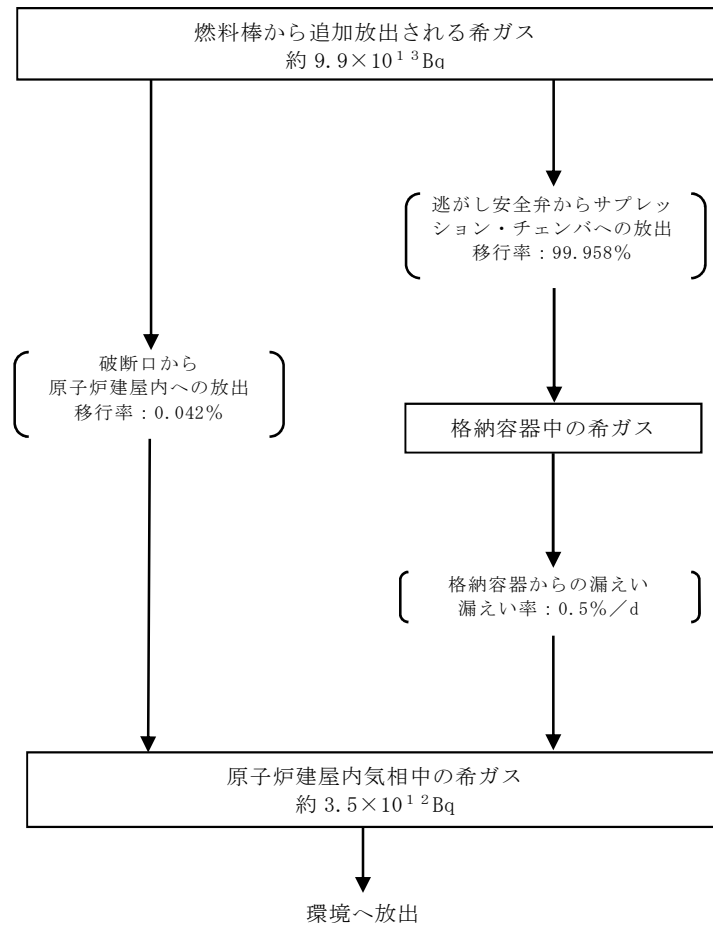
| 核 種 | 放出量 (Bq) |
|--------------------------------------|-----------------------|
| 相対濃度 (χ / Q) (s / m^3) | 2.9×10^{-5} |
| 相対線量 (D / Q) (Gy / Bq) | 4.0×10^{-19} |



※1 運転時冷却材量に対する減圧沸騰による蒸発量の割合として算定。

※2 燃料棒内ギャップ部の放射性物質が原子炉圧力の低下割合に応じて冷却材中に放出されることを踏まえ、急速減圧するまではその低下割合に応じた量の放射性物質が冷却材中に放出されるものとし、急速減圧以降はギャップ内の残りの放射性物質が全て冷却材中に放出されるものとして、冷却材中の放射性物質の濃度を決定し、その冷却材量に対する減圧沸騰による蒸発量の割合として算定。

別第 9-3 図 よう素, ハロゲン等の環境への放出過程



別第 9-4 図 希ガスの環境への放出過程
(ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

I - 131 追加放出量の測定結果について

運転開始から施設定期検査による原子炉停止時等に測定している I

- 131 の追加放出量の測定値は以下のとおり。

| | | |
|----------|---------------------|----------------------|
| 中間停止 | (昭和 54 年 6 月 2 日) | 0.0Ci |
| 第 1 回定検 | (昭和 54 年 9 月 7 日) | 0.0Ci |
| 中間停止 | (昭和 55 年 4 月 29 日) | 0.0Ci |
| 第 2 回定検 | (昭和 55 年 9 月 6 日) | 0.0Ci |
| 中間停止 | (昭和 56 年 6 月 16 日) | 0.0Ci |
| 第 3 回定検 | (昭和 56 年 9 月 12 日) | 0.01Ci |
| 第 4 回定検 | (昭和 57 年 6 月 11 日) | 0.01Ci |
| 中間停止 | (昭和 58 年 1 月 31 日) | 0.01Ci |
| 第 5 回定検 | (昭和 58 年 9 月 17 日) | 0.01Ci |
| 第 6 回定検 | (昭和 59 年 12 月 12 日) | 0.01Ci |
| 中間停止 | (昭和 60 年 8 月 1 日) | 0.01Ci |
| 第 7 回定検 | (昭和 61 年 1 月 20 日) | 0.01Ci |
| 第 8 回定検 | (昭和 62 年 4 月 9 日) | 40.9Ci |
| 第 9 回定検 | (昭和 63 年 8 月 1 日) | 0.01Ci |
| 第 10 回定検 | (平成 元年 11 月 30 日) | 4.5×10^8 Bq |
| 中間停止 | (平成 2 年 11 月 29 日) | 4.7×10^8 Bq |
| 第 11 回定検 | (平成 3 年 4 月 20 日) | 4.4×10^8 Bq |
| 第 12 回定検 | (平成 4 年 9 月 6 日) | 1.9×10^8 Bq |
| 中間停止 | (平成 5 年 4 月 4 日) | 1.7×10^8 Bq |
| 第 13 回定検 | (平成 6 年 2 月 19 日) | 1.6×10^8 Bq |
| 第 14 回定検 | (平成 7 年 4 月 14 日) | 1.7×10^8 Bq |
| 中間停止 | (平成 8 年 8 月 10 日) | 9.8×10^7 Bq |
| 第 15 回定検 | (平成 8 年 9 月 10 日) | 1.5×10^8 Bq |
| 中間停止 | (平成 9 年 7 月 12 日) | 1.5×10^8 Bq |
| 第 16 回定検 | (平成 10 年 1 月 8 日) | 1.6×10^8 Bq |
| 第 17 回定検 | (平成 11 年 4 月 4 日) | 1.7×10^8 Bq |
| 中間停止 | (平成 12 年 12 月 26 日) | 1.7×10^8 Bq |
| 第 18 回定検 | (平成 13 年 3 月 26 日) | 1.7×10^8 Bq |
| 第 19 回定検 | (平成 14 年 9 月 15 日) | 1.5×10^8 Bq |
| 中間停止 | (平成 15 年 3 月 20 日) | 8.9×10^7 Bq |
| 第 20 回定検 | (平成 16 年 2 月 2 日) | 1.3×10^8 Bq |
| 第 21 回定検 | (平成 17 年 4 月 24 日) | 1.5×10^8 Bq |
| 第 22 回定検 | (平成 18 年 11 月 20 日) | 8.9×10^7 Bq |
| | (平成 19 年 3 月 17 日) | 1.1×10^8 Bq |
| 第 23 回定検 | (平成 20 年 3 月 19 日) | 1.2×10^8 Bq |
| 中間停止 | (平成 21 年 7 月 21 日) | 1.2×10^8 Bq |
| 第 24 回定検 | (平成 21 年 9 月 9 日) | 1.2×10^8 Bq |
| 中間停止 | (平成 22 年 6 月 28 日) | 9.7×10^7 Bq |
| 第 25 回定検 | — | — |

(※1Ci = 3.7×10^{10} Bq)

インターフェイスシステムLOCA発生時の検知手段について

1. インターフェイスシステムLOCA発生時の判断方法について

第1表にインターフェイスシステムLOCAと格納容器内でのLOCAが発生した場合のパラメータ比較を示す。インターフェイスシステムLOCAと格納容器内でのLOCAは、どちらも原子炉冷却材の漏えい事象であるが、漏えい箇所が格納容器の内側か外側かという点で異なる。このため、原子炉圧力、原子炉水位といった原子炉冷却材一次バウンダリ内のパラメータは同様の挙動を示すが、エリアモニタや格納容器圧力といった格納容器内外のパラメータに相違が表れるので、容易にインターフェイスシステムLOCAと判別することができる。

第1表 インターフェイスシステムLOCAと格納容器内でのLOCA発生時のパラメータ比較

| | 各パラメータ | ISLOCA | 格納容器内でのLOCA |
|--------------|----------------------|--------|-------------|
| 原子炉圧力容器パラメータ | 原子炉水位 | 変動※ | 変動※ |
| | 原子炉圧力 | 変動※ | 変動※ |
| 格納容器パラメータ | 格納容器内圧力 | 変化なし | 上昇 |
| | ドライウェル雰囲気温度 | 変化なし | 上昇 |
| | 格納容器ドレン流量 | 変化なし | 上昇 |
| 格納容器外パラメータ | 残留熱除去系系統圧力 等 | 上昇 | 変化なし |
| | 原子炉建屋床ドレンサンプポンプ等運転頻度 | 増加※ | 変化なし |
| | 原子炉建屋内空間線量率 | 上昇 | 変化なし |

※漏えい量により変動しない場合がある。

2. インターフェイスシステム L O C A の認知について

インターフェイスシステム L O C A は、低圧設計部と高圧設計部を隔離する弁の誤開放等により発生する事故である。低圧設計部に原子炉圧力が負荷された場合、系統の異常過圧を知らせる警報（RHR ABNORMAL HI/LO PRESS 等）が発報する。非常用炉心冷却系等の系統圧力及び原子炉水位のパラメータ変化を確認することでインターフェイスシステム L O C A 発生を判断する。これらのパラメータ以外にも原子炉圧力、格納容器内圧力、格納容器内温度、主蒸気流量、給水流量、第 2 表に示すとおりで室温上昇及び室内への漏水を検知し発報する警報（LDS RHR EQUIP ROOMS AMBIENT TEMP HIGH, RHR Hx AREA FLOODING 等）が設置されており、インターフェイスシステム L O C A 発生時に変化する可能性があるパラメータとして総合的に確認し、インターフェイスシステム L O C A の発生を容易に認知することができる。

インターフェイスシステム L O C A の発生を確認した場合、中央制御室からの遠隔隔離操作を試みる。仮に中央制御室からの遠隔隔離ができない場合は、現場手動操作により弁を閉止することで漏えい系統を隔離する。

第2表 インターフェイスシステムLOCA発生時に変化するパラメータ等

| パラメータ等 | インターフェイスシステムLOCA発生時の変化 |
|--|--|
| 警報「RHR PUMP DISCH PRESS ABNORMAL HI/LO」等(HI側) | 残留熱除去系ポンプ出口圧力が約2.75MPa [gage]まで上昇したことを検知し発報する。(通常時約0.49MPa [gage]) |
| 警報「RHR Hx AREA FLOODING」等 | 機器及び配管からの床面への漏えいを検知し発報する。 |
| 警報「LDS RHR EQUIP ROOMS AMBIENT TEMP HIGH」等 | 各室内で漏えいが発生した場合において、室温が上昇したことを検知し発報する。 |
| 火災警報 | 蒸気の影響により漏えい発生場所近傍の煙感知器が作動した場合、火災警報が発報する。また、建屋内が75℃以上の高温となった場合には熱感知器が作動し、火災警報が発報する。 |
| 原子炉建屋空間線量率 | 漏えい発生場所近傍のエリア放射線モニタ指示値が上昇する。 |
| 原子炉建屋ダストモニタ | 漏えい発生場所近傍のダスト(蒸気漏えい)発生によりモニタ指示値が上昇する。 |
| 警報「R/B FD SUMP LEAKAGE HIGH」 「R/B FD SUMP LEVEL HI-HI」等 | 漏えい水のサンプへの流入によりサンプポンプ運転頻度が増加又は連続運転となる。また、サンプ液位が通常運転液位を超えたことを検知し警報が発報する。 |
| 警報「R/B ED SUMP TEMP HIGH」 | 漏えい水のサンプへの流入によりサンプ内の温度が上昇したことを検知し発報する。 |

原子炉の減圧操作について

1. 炉心損傷前の原子炉の減圧操作

(1) 原子炉の手動減圧操作

炉心損傷前の原子炉の手動減圧操作には，原子炉圧力容器への熱応力の影響を考慮し，原子炉冷却材温度変化率 $55^{\circ}\text{C}/\text{h}$ 以下を監視しながら実施する「通常の減圧」と，事故時において逃がし安全弁 7 弁を開放することにより原子炉を急速に減圧する「急速減圧」がある。

各減圧操作は，低圧で原子炉へ注水可能な手段を確保した上で，以下のとおり判断して実施する。

a. 通常の減圧操作

通常の減圧操作は，プラント通常起動／停止時及び事故対応中で急速減圧操作の条件が成立していない場合において適用する。

本操作は，主復水器が使用できる場合には，タービンバイパス弁を用いて原子炉の発生蒸気を復水器へ，主復水器が使用できない場合には，逃がし安全弁を間欠で用いてサプレッション・プールへ導くことで原子炉の減圧を行う。

b. 急速減圧操作

急速減圧操作は，事故対応中において以下のような場合に，逃がし安全弁 7 弁を開放することにより実施する。

- ① 高圧注水機能喪失等により原子炉水位が低下し，低圧注水機能により原子炉への注水を速やかに行う場合
 - ② 高圧注水機能により原子炉水位が緩やかに上昇しているが，炉心露出（原子炉水位が燃料有効長頂部以下）の時間が最長許容炉心露出時間を上回った場合
 - ③ 原子炉水位不明が発生し，低圧の注水機能により原子炉圧力容器を満水にする場合
 - ④ インターフェイスシステム L O C A が発生し，中央制御室からの遠隔隔離に失敗した場合
- また，以下の場合で減圧操作に時間余裕がある場合は，減圧による格納容器への熱負荷に留意し，格納容器圧力及び温度を監視しながら逃がし安全弁 7 弁を順次開放するが，原子炉冷却材温度変化率 $55^{\circ}\text{C}/\text{h}$ 以下は適用されない。
- ⑤ サプレッション・プール熱容量制限に到達した場合
 - ⑥ 格納容器圧力を約 245kPa [gage] (0.8Pd) 以下に維持できない場合
 - ⑦ ドライウェル温度が約 171°C に到達した場合
 - ⑧ サプレッション・プール水位が通常水位 $+6.270\text{m}$ に接近又は通常水位 -50cm 以下となった場合

本操作は，逃がし安全弁（自動減圧機能）「7 弁」を手動開放することを第一優先とする。

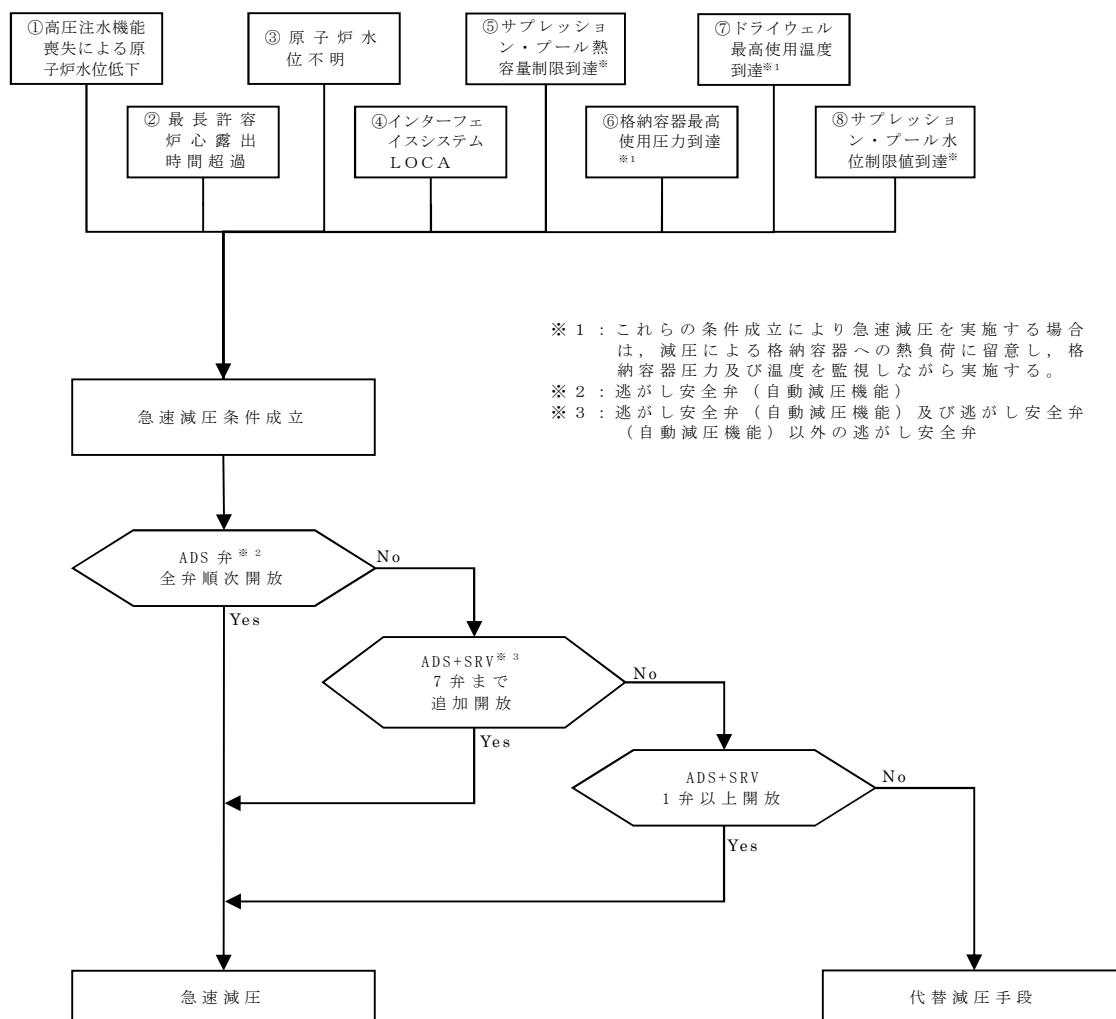
それができない場合は，逃がし安全弁（自動減圧機能）以外の逃がし安全弁を含めたものから使用可能なもの「7 弁」を手

動開放する。

さらに、それもできない場合は、急速減圧に必要な最小弁数である「1弁」以上を手動開放することにより急速減圧する。逃がし安全弁（自動減圧機能）以外の逃がし安全弁による減圧ができない場合は、代替の減圧手段を試みる。

なお、急速減圧に必要な最小弁数「1弁」は、残留熱除去系（低圧注水系）1台による原子炉注水を仮定した場合に燃料被覆管最高温度が1,200℃以下に抑えられることを条件として設定している。

急速減圧操作の概要は第1図のとおり。



第 1 図 急速減圧操作概要

(2)原子炉の自動減圧

前項(1)のような運転員による手動操作がない場合でも、事故事象を収束させるための原子炉減圧として、自動減圧系及び過渡時自動減圧回路の2つがある。逃がし安全弁の機能を第1表に整理するとともに、概要を以下に示す。

なお、原子炉停止機能喪失（A T W S）の場合は、原子炉の自動減圧により低温の水が注水されることを防止するため、運転員の判

断により自動減圧を阻止するための操作スイッチがある。

a. 自動減圧回路（第 2 図）

非常用炉心冷却系の一部であり，高圧炉心スプレイ系のバックアップ設備として，逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放し原子炉圧力を速やかに低下させ，低圧注水系の早期注水を促す。

具体的には，「原子炉水位異常低下（レベル 1）」及び「格納容器圧力高」信号が 120 秒間継続し，低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）が運転中であれば，逃がし安全弁（自動減圧機能）7 弁が開放する。

b. 過渡時自動減圧回路（第 2 図）

非常用炉心冷却系の自動減圧機能が動作しない場合においても，炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する。

自動減圧回路の動作信号のうち，格納容器圧力高信号が成立しなくても，原子炉の水位が低い状態で一定時間経過した場合は，残留熱除去系（低圧注水系）等の起動を条件に過渡時自動減圧回路は動作する。

具体的には，原子炉水位異常低下（レベル 1）信号が 10 分間継続し，低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）が運転中であれば，過渡時自動減圧機能付き逃がし安全弁 2 弁が開放する。

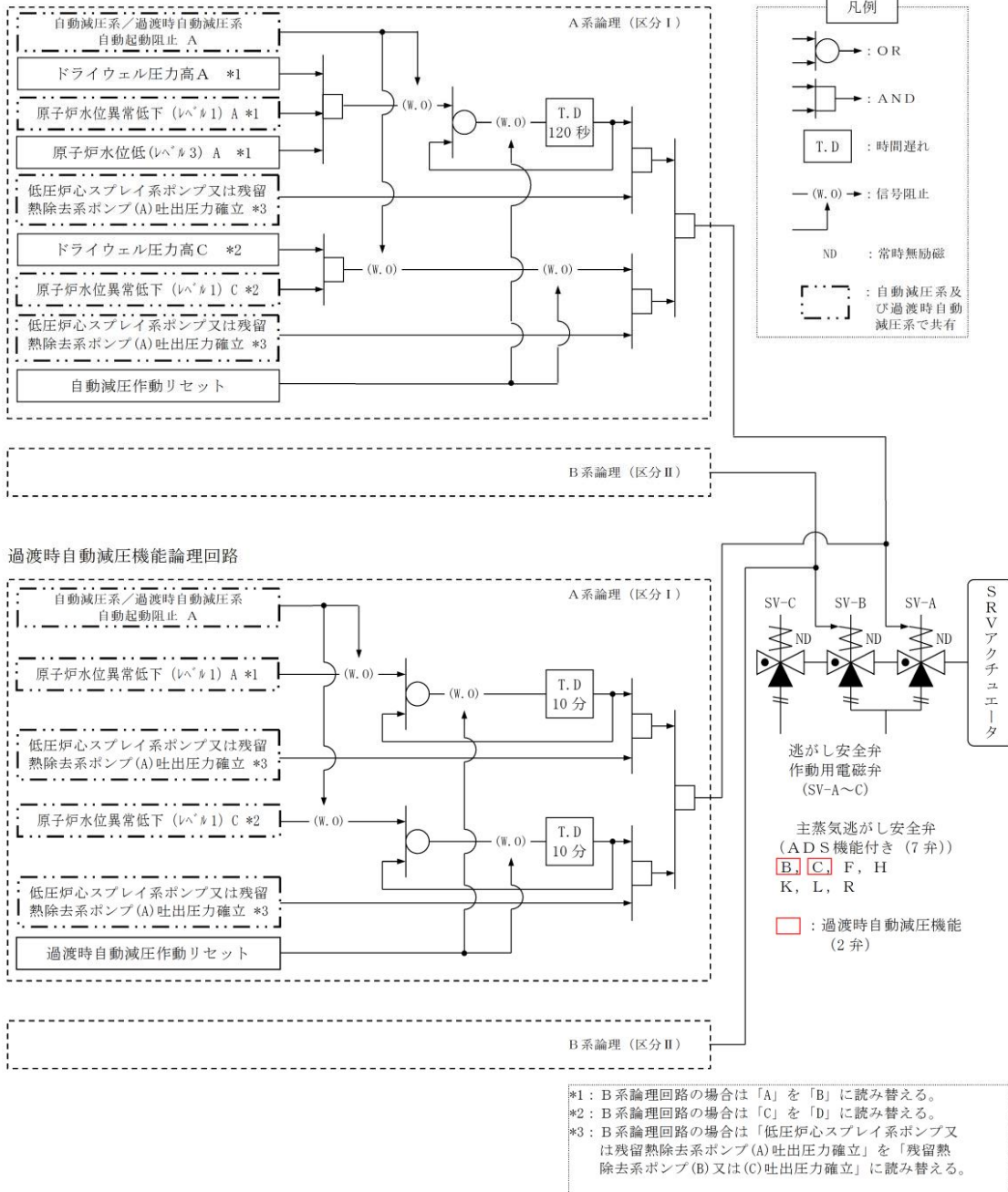
過渡時自動減圧回路は，原子炉水位異常低下（レベル 1）に「10 分間」の時間遅れを考慮して，炉心損傷に至らない台数を検討した結果，1 弁を開放すれば炉心損傷の制限値（燃料被覆

管 1, 200℃以下, 被覆管酸化割合 15%以下) を満足するため, 余裕として 1 弁を追加して 2 弁と設定した。

第 1 表 逃がし安全弁機能一覧

| 弁番号 | 機 能 | | | |
|--|--------|-------|--------|---------------|
| | 逃がし弁機能 | 安全弁機能 | 自動減圧回路 | 過渡時 自動減圧回路 |
| (A) (D) (E) (G) (J) (M) (N) (P) (S) (U) (V) | ○ | ○ | — | — |
| (F) (H) (K) (L) (R) | ○ | ○ | ○ | — |
| (B) (C) | ○ | ○ | ○ | ○ |

自動減圧機能論理回路



第 2 図 自動減圧機能論理回路

2. 炉心損傷後の原子炉の減圧操作

原子炉への注水手段がなく原子炉圧力容器の破損に至るおそれがある場合には、原子炉圧力容器高圧破損防止のための原子炉手動減圧を実施する必要がある。この際、蒸気冷却による燃料の冷却効果に期待するために原子炉減圧を遅らせ、原子炉水位計（燃料域）で原子炉水位が「燃料有効長底部から燃料有効長の20%高い位置」（以下「BAF+20%」という）を下回った場合に、逃がし安全弁（以下「SRV」という）2弁で原子炉の減圧を実施する手順としている。

減圧を実施する水位及び弁数については、以下の評価結果をもとに決定している。

(1) 原子炉手動減圧のタイミングについて

原子炉への注水手段がない場合の原子炉手動減圧のタイミングを検討するため、原子炉水位が「原子炉水位異常低下（レベル1）」（以下「L1」という。）に到達後10分から50分のそれぞれのタイミングで減圧する場合の解析を実施し、水素の積算発生量を評価した。減圧に用いるSRVの弁数は、7弁（自動減圧機能付SRV全弁）、2弁及び1弁のそれぞれで実施されるものとした。

評価結果を第1表に示すとともに、それぞれの弁数で減圧した場合の原子炉水位及び積算水素発生量の推移を、第1図から第6図に示す。これらの評価結果から、水素の積算発生量については、おおむねL1到達後35分から50分の間で大きな差が現れた。

この評価結果から、酸化反応（ジルコニウム-水反応）が活発になる前の、L1到達後35分までに減圧を実施することが望まし

いと判断した。

(2) 原子炉手動減圧に用いる弁数について

第1表より、(1)で判断した原子炉手動減圧を実施するタイミング（L 1 到達後35分）近辺の減圧タイミングに着目すると、SRV1弁の場合の水素発生量が大きくなっている。また、減圧時の炉内蒸気流量の観点では、SRV7弁の場合よりもSRV2弁の場合の方が、炉内蒸気流量が小さいことから、被覆管に対する負荷が小さいものと考ええる。

減圧完了までの時間については、第1図、第3図及び第5図のとおり、弁数が少ないほど長くなるが、いずれの場合も原子炉圧力容器破損までの時間に対しては十分な余裕があるため、原子炉圧力容器破損時の熔融炉心落下量など、原子炉圧力容器破損後の事象進展に与える影響は小さい。

以上から、原子炉手動減圧の際に開放する弁数はSRV2弁とした。

(3) 原子炉手動減圧を実施する原子炉水位について

上記評価結果より、原子炉手動減圧をL 1 到達後35分以降に実施する場合に水素の積算発生量に顕著な増加が見られること、また、減圧をL 1 到達後10分から35分の間で実施する場合には水素の積算発生量に有意な傾向が確認されないことを踏まえ、蒸気冷却による燃料の冷却効果に期待する観点から、減圧はL 1 到達後35分で実施するものとし、判断基準としてはこのタイミングに相当する原子炉水位を用いることとした。

第3図より、L 1 到達後35分での原子炉水位はBAF + 20%程

度であることから、これを原子炉手動減圧実施の水位とした。

なお、海外における同様の判断基準を調査した結果、米国の緊急時操作ガイドライン（EPG）^[1]の例では、不測事態の蒸気冷却の手順において、原子炉へ注水できない場合の原子炉減圧の判断基準をBAF+70%程度としていることを確認した。これは、BAF+70%程度よりも原子炉水位が高い状況では、注水がなくかつ原子炉減圧していない状態でも、冠水部分の燃料から発生する蒸気により露出部分の燃料を冷却できると判断しているものと推定される。当社の判断基準は、米国の例との差異はあるものの、上述の評価結果を踏まえ蒸気冷却効果、水素発生量及び被覆管に対する負荷の観点から定めているものであり、妥当であると考え

(4) 原子炉水位の確認手段について

原子炉水位は、原子炉水位計（燃料域）によって確認する。原子炉水位がBAF+20%に到達する時点（事象発生から約38分後）では、原子炉圧力容器内の気相部温度は飽和温度を超えているが、ドライウェル内の気相部温度は80℃程度であることから、原子炉水位計の凝縮槽内の水位は維持され、原子炉水位計による原子炉水位の確認は可能と考える。

また、仮に水位不明となった場合は炉心損傷を判断した時点で急速減圧を実施する手順となっており、同等の対応となることから、運転員の対応に影響はない。

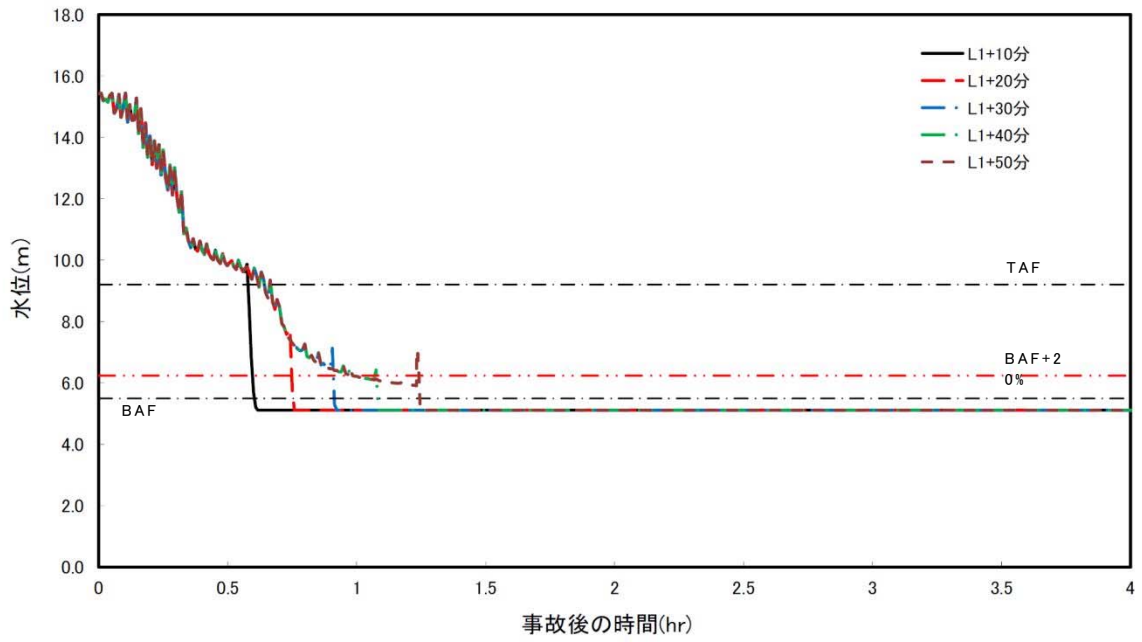
[1] “ABWR Design Control Document [Tier2, Chapter18, Human Factors Engineering]” , GE Nuclear Energy, Mar.1997.

第 1 表 原子炉手動減圧に関する解析結果

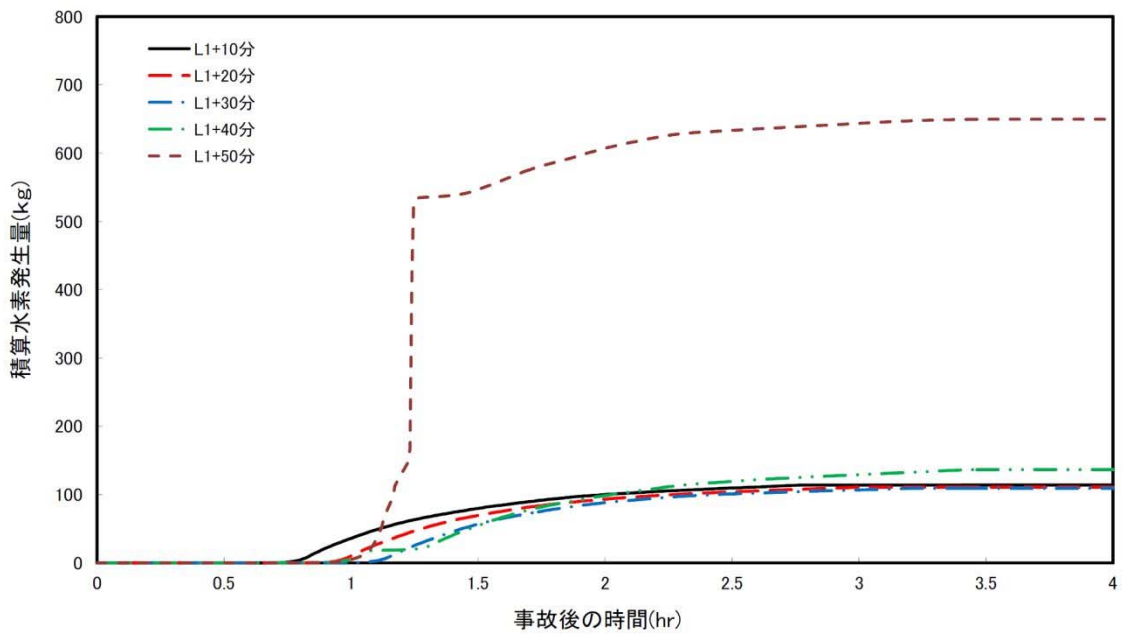
| 減圧弁数 | L1 到達後の 時間遅れ[分] | 水素発生量 [kg] | 被覆管への 荷重* |
|--------------|--------------------|---------------|--------------|
| S R V 7 弁 | 10 | 114 | 87 |
| | 20 | 111 | 78 |
| | 30 | 109 | 163 |
| | 40 | 137 | 119 |
| | 50 | 650 | 68 |
| S R V 2 弁 | 10 | 272 | 40 |
| | 20 | 253 | 106 |
| | 30 | 295 | 92 |
| | 35 | 295 | 51 |
| | 40 | 578 | 98 |
| S R V 1 弁 | 10 | 403 | 80 |
| | 20 | 405 | 83 |
| | 30 | 469 | 63 |
| | 40 | 599 | 103 |

*減圧時の最大炉内蒸気流量[kg/s]

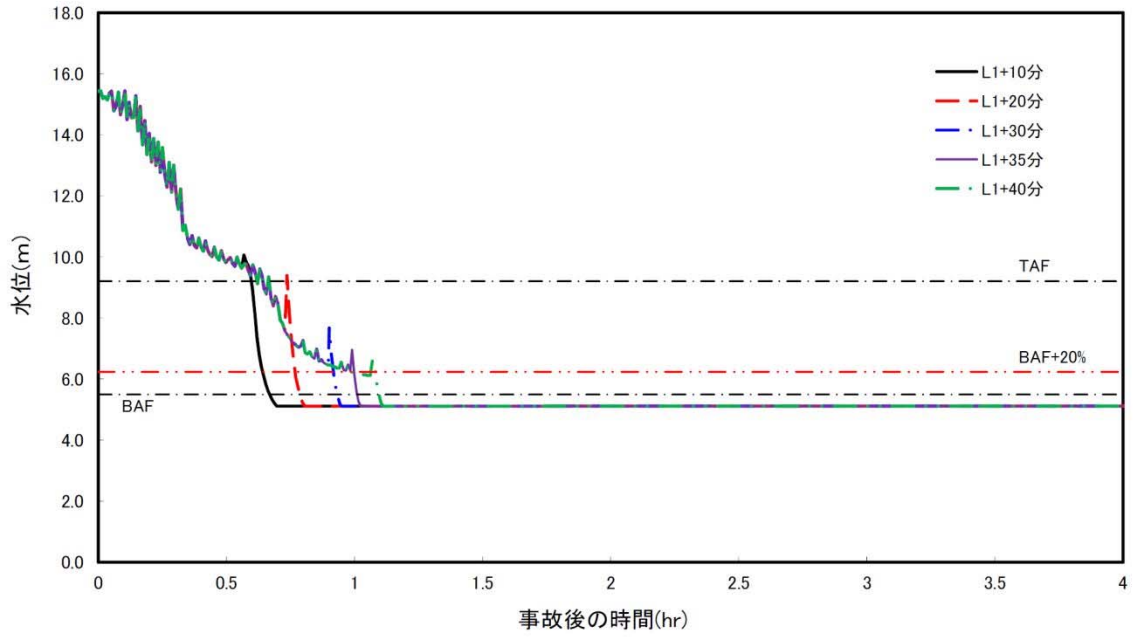
(減圧時に燃料被覆管が受ける荷重としては、燃料被覆管内外の圧力差による応力等が考えられ、蒸気流量の増加とともに大きくなると考えられることから、加わる荷重の指標として蒸気流量を参考としている)



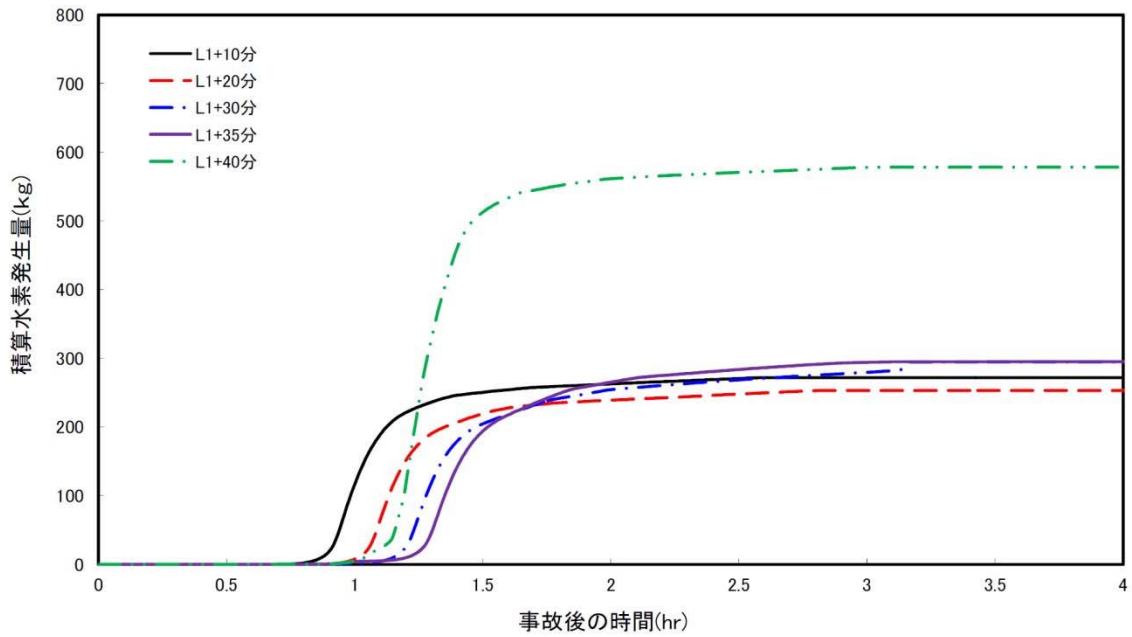
第 1 図 原子炉水位の時間変化 (SRV7 弁)



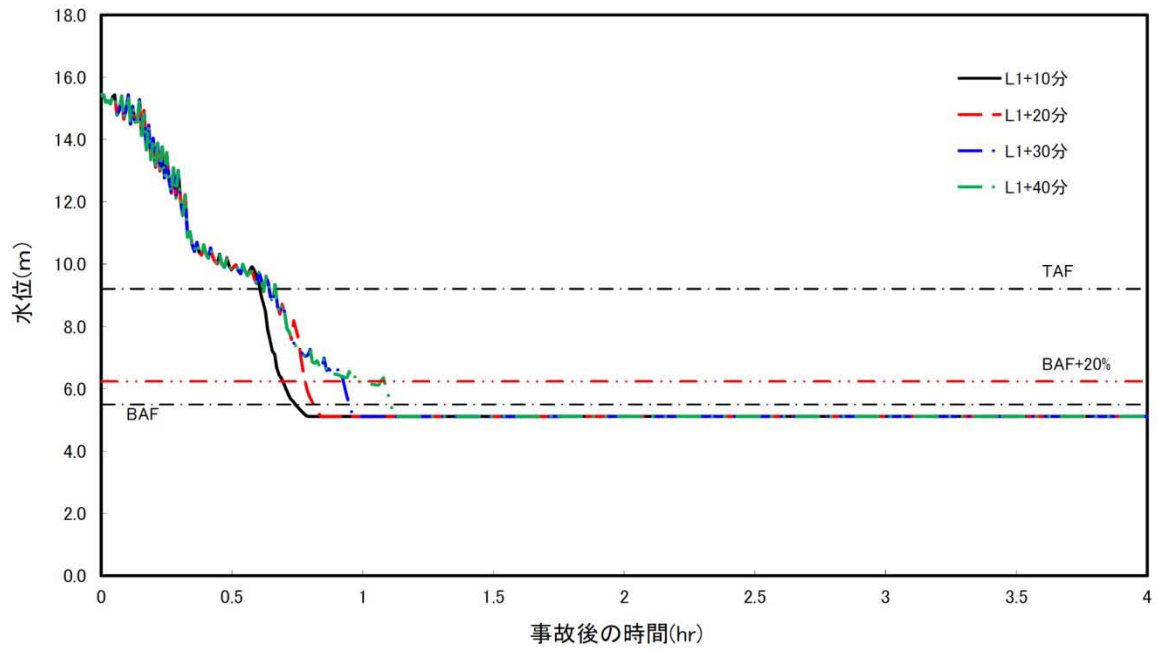
第 2 図 積算水素発生量の時間変化 (SRV7 弁)



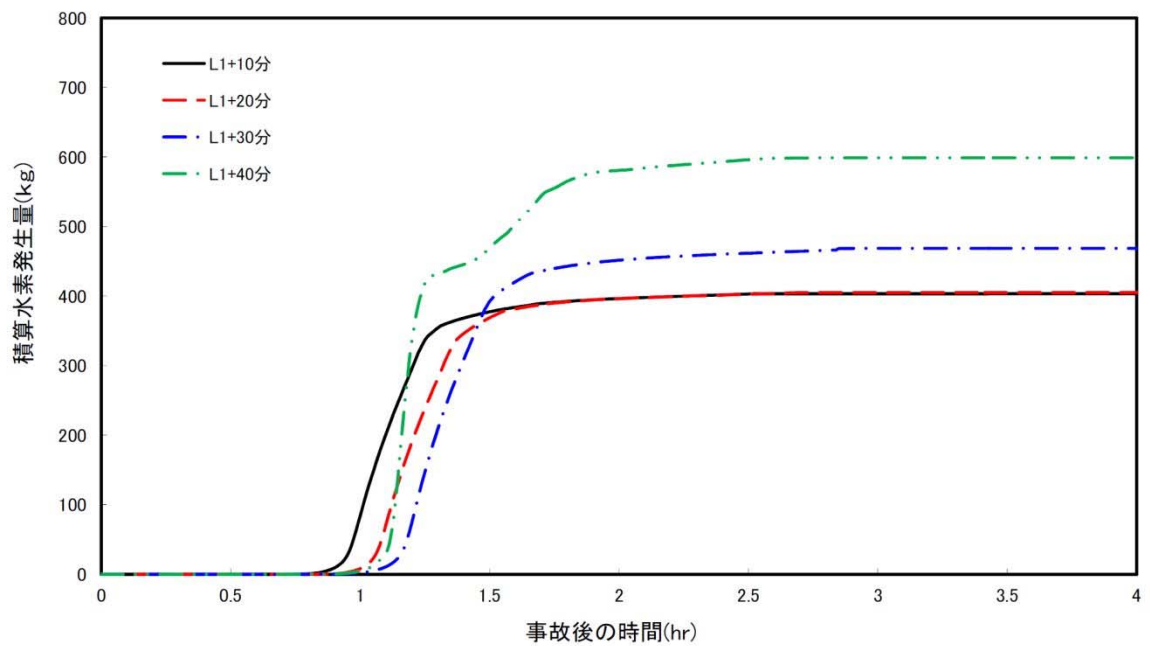
第 3 図 原子炉水位の時間変化 (SRV2 弁)



第 4 図 積算水素発生量の時間変化 (SRV2 弁)



第 5 図 原子炉水位の時間変化 (SRV1 弁)



第 6 図 積算水素発生量の時間変化 (SRV1 弁)

手順のリンク先について

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.3.2.2(3) a . 代替直流電源設備による復旧

- ・ 常設代替直流電源設備に関する手順及び可搬型代替直流電源設備に関する手順

<リンク先> 1.14.2.2(1) b . 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.3(2) a . 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2) b . 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

2. 1.3.2.2(3) b . 代替交流電源設備による復旧

- ・ 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

<リンク先> 1.14.2.1(1) a . 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.1(1) b . 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.3(1) a . 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(1) b . 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

3. 1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

- ・逃がし安全弁，非常用逃がし安全弁駆動系及び監視計器への電源供給手順

- <リンク先> 1.14.2.1(1) a . 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
- 1.14.2.1(1) b . 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電
- 1.14.2.2(1) b . 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電
- 1.14.2.3(1) a . 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
- 1.14.2.3(1) b . 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
- 1.14.2.3(2) a . 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電
- 1.14.2.3(2) b . 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電
- 1.14.2.4(1) 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

- ・可搬型窒素供給装置（小型），常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車並びに非常用交流電源設備への燃料給油手順

- <リンク先> 1.14.2.5(1) a . 可搬型設備用軽油貯蔵タンクから各機器への給油
- 1.14.2.5(1) b . 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧

電源装置への給油

- 1.14.2.5(1) c . 軽油貯蔵タンクから非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）への給油

・ 操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順

- <リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失時の手順
1.15.2.2 計測に必要な電源が喪失した場合の手順

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

< 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. 設計基準事故対処設備を使用した対応手段及び設備

b. 原子炉運転中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i) 低圧代替注水

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i) 復旧

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備

i) 低圧代替注水

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 原子炉運転停止中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i) 低圧代替注水

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i) 復旧

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

d. 手順等

1.4.2 重大事故等時の手順

1.4.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順

- (1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水
- (2) 低圧炉心スプレー系による原子炉注水
- (3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 低圧代替注水

- (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
- (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）
- (c) 代替循環冷却系による原子炉注水
- (d) 消火系による原子炉注水
- (e) 補給水系による原子炉注水

b. 重大事故等時の対応手段の選択

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

- (a) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水
- (b) 低圧炉心スプレー系復旧後の原子炉注水

b. 重大事故等時の対応手段の選択

(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順

a. 低圧代替注水

- (a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
- (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）
- (c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却
- (d) 消火系による残存溶融炉心の冷却

(e) 補給水系による残存溶融炉心の冷却

b. 重大事故等時の対応手段の選択

1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

(b) 原子炉冷却材浄化系による進展抑制

b. 重大事故等時の対応手段の選択

1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.4.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.4.2 自主対策設備仕様

添付資料1.4.3 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.4.4 重大事故対策の成立性

1. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

(1) 低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

(2) 系統構成

2. 消火系による原子炉注水

(1) 系統構成

3. 補給水系による原子炉注水

(1) 系統構成

4. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

(1) 系統構成

5. 原子炉冷却材浄化系による進展抑制

(1) 系統構成

添付資料 1.4.5 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方
について

添付資料 1.4.6 常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について

添付資料 1.4.7 原子炉運転停止中の除熱機能と注水手段

添付資料 1.4.8 原子炉運転停止中の原子炉の事故時における現場作業員の退
避について

添付資料 1.4.9 手順のリンク先について

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。

発電用原子炉運転中、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（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による冷却機能である。

発電用原子炉運転停止中において、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（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系によ

る冷却機能である。また、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の長期的な冷却機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能である。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器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

原子炉運転中において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態では原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び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（低圧注水系）ポンプ、低圧炉心スプレー系ポンプ及びサプレッション・プールを設置している。

原子炉運転停止中において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態では原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷を防止するための設計基準事故対処設備として、残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ、低圧炉心スプレー系ポンプ及びサプレッション・プールを設置している。また、原子炉内の崩壊熱を除去するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプを設置している。

なお、本条項での原子炉運転停止中とは、原子炉冷却材温度100℃未満^{※1}及び原子炉圧力容器全ボルト締付状態で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を冷却している期間とする。

※1：原子炉の昇温を伴う検査時は除く。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するた

めに、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.4-1図）。

また、炉心の著しい損傷、熔融が発生し、熔融炉心が原子炉压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他に、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^{※2}を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十七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

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障による機能喪失を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失を想定する。

さらに、炉心の著しい損傷、熔融が発生し、原子炉压力容器内に熔融炉心が残存する場合を想定する。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手

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

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

a. 設計基準事故対処設備を使用した対応手段及び設備

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系又は原子炉停止時冷却系）又は低圧炉心スプレイ系が健全であれば重大事故等対処設備として重大事故等の対処に用いる。

残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ サプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 残留熱除去系海水ストレージ

低圧炉心スプレイ系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・ サプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 残留熱除去系海水ストレージ

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系ポンプ

- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 残留熱除去系海水ストレーナ

b. 原子炉運転中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i) 低圧代替注水

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが故障により原子炉注水ができない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉へ注水する手段がある。

(i) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽

(ii) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ（低圧代替注水系（可搬型）として使用）
- ・ 代替淡水貯槽

(iii) 代替循環冷却系による原子炉注水

代替循環冷却系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替循環冷却系ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器（A）
- ・サプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・残留熱除去系海水ストレーナ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・緊急用海水ストレーナ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）

(iv) 消火系による原子炉注水

消火系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

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

(v) 補給水系による原子炉注水

補給水系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.4.1(2) b. (a) i) (i) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」で使用する設備のうち、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) b. (a) i) (ii) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水」で使用する設備のうち、低圧代替注水系（可搬型）とし

て使用する可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) b. (a) i) (iii) 代替循環冷却系による原子炉注水」で使用する設備のうち、残留熱除去系熱交換器（A）、サプレッション・プール、残留熱除去系海水ポンプ、残留熱除去系海水ストレーナ、緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナは重大事故等対処設備として位置づける。

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

（添付資料1.4.1）

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが故障により機能喪失した場合においても、原子炉を冷却することができる。

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

- ・代替循環冷却系ポンプ

残留熱除去系の有する原子炉格納容器からの除熱機能を代替することを目的に設置した設備であり、原子炉高圧状態から低圧注水に移行することを考慮した注水量としていないため、低圧注水への移行段階での炉心損傷を防止するための注水量としては十分ではない場合があるが、低圧で注水が可能な設備であるため、低圧注水手段としては有効である。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）

車両の移動，設置，ホース接続等に時間を要し，想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが，代替循環冷却系が使用可能であれば，原子炉へ注水する手段として有効である。

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

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，使用可能であれば，原子炉へ注水する手段として有効である。

- ・復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンク

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，使用可能であれば，原子炉へ注水する手段として有効である。

(添付資料1.4.2)

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は以下のとおり。

i) 復旧

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレー系が全交流動力電源喪失により使用できない場合は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cを受電した後，緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給するとともに，残留熱除去系海水ポンプ，緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプで冷却水を確保することにより，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレー系を復旧する手段がある。

また、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合は、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプで冷却水を確保することにより、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系を復旧する手段がある。

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置及び代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプへ燃料を給油し、電源及び冷却水の供給を継続することにより、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系を十分な期間、運転継続することが可能である。

また、原子炉運転停止後は残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に移行し、長期的に原子炉を除熱する手段がある。なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）については、「1.4.1(2) c. (b) i) 復旧」にて整備する。

(i) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水

残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系ポンプ（海水冷却）
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ サプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 残留熱除去系海水ストレーナ
- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 緊急用海水ストレーナ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として

使用)

全交流動力電源喪失時の対応手段及び設備は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

(ii) 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水

低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・低圧炉心スプレイ系ポンプ（海水冷却）
- ・サブプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・残留熱除去系海水ストレーナ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・緊急用海水ストレーナ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として

使用)

全交流動力電源喪失時の対応手段及び設備は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.4.1(2) b. (b) i) (i) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水」で使用する設備のうち、残留熱除去系ポンプ（海水冷却）、残留熱除去系熱交換器、サブプレッション・プール、残留熱除去系海水ポンプ、残留熱除去系海水ストレーナ、緊急用海水ポン

プ及び緊急用海水ストレーナは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) b. (b) i) (ii) 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水」で使用する設備のうち、低圧炉心スプレイ系ポンプ（海水冷却）、サブプレッション・プール、残留熱除去系海水ポンプ、残留熱除去系海水ストレーナ、緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナは重大事故等対処設備として位置づける。

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

(添付資料1.4.1)

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合においても、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系を復旧し、原子炉を冷却することができる。

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

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）

車両の移動、設置、ホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、残留熱除去系（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系が使用可能であれば、原子炉へ注水する手段として有効である。

(添付資料1.4.2)

(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備

i) 低圧代替注水

炉心の著しい損傷，溶融が発生し，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合は，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系により残存溶融炉心を冷却する手段がある。

(i) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

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

- ・常設低圧代替注水系ポンプ
- ・代替淡水貯槽

(ii) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

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

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（低圧代替注水系（可搬型）として使用）
- ・代替淡水貯槽

(iii) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替循環冷却系ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器（A）
- ・サプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・残留熱除去系海水ストレーナ

- ・緊急用海水ポンプ
- ・緊急用海水ストレーナ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）

(iv) 消火系による残存溶融炉心の冷却

消火系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

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

(v) 補給水系による残存溶融炉心の冷却

補給水系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.4.1(2) b. (c) i) (i) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却」で使用する設備のうち、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) b. (c) i) (ii) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却」で使用する設備のうち、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) b. (c) i) (iii) 代替循環冷却系による残存溶融炉心

の冷却」で使用する設備のうち、代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器（A）、サプレッション・プール、残留熱除去系海水ポンプ、残留熱除去系海水ストレーナ、緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナは重大事故等対処設備として位置づける。

これらの設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料1.4.1）

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

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

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）

車両の移動、設置、ホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、代替循環冷却系が使用可能であれば、残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。

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

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。

- ・復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンク

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。

(添付資料1.4.2)

c. 原子炉運転停止中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i) 低圧代替注水

原子炉運転停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプが故障により原子炉除熱ができない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉へ注水する手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.4.1(2) b. (a) i) 低圧代替注水」で選定した設備と同様である。

以上の設備により、原子炉運転停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプが故障した場合においても、原子炉を冷却することができる。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は以下のとおり。

i) 復旧

原子炉運転停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が全交流動力電源喪失により使用できない場合は、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C

C 2 C又はM/C 2 Dへ電源を供給するとともに、残留熱除去系海水ポンプ、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプで冷却水を確保することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧する手段がある。

また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合は、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプで冷却水を確保することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧する手段がある。さらに、常用電源が使用できる場合には、重大事故等の進展を抑制するため、原子炉冷却材の浄化に用いる原子炉冷却材浄化系により原子炉冷却材を除熱する手段がある。

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置及び代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプへ燃料を給油し、電源及び冷却水の供給を継続することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を十分な期間、運転継続することが可能である。

(i) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系ポンプ（海水冷却）
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 残留熱除去系海水ストレーナ
- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 緊急用海水ストレーナ

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）

全交流動力電源喪失時の対応手段及び設備は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

(ii) 原子炉冷却材浄化系による進展抑制

原子炉冷却材浄化系による進展抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材浄化系ポンプ
- ・原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.4.1(2) c. (b) i) (i) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱」で使用する設備のうち、残留熱除去系ポンプ（海水冷却）、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水ポンプ、残留熱除去系海水ストレーナ、緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナは重大事故等対処設備として位置づける。

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

（添付資料1.4.1）

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失により使用できない場合においても、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧し、原子炉を除熱することができる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設

備であるため、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）

車両の移動，設置，ホース接続等に時間を要し，想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が使用可能であれば，原子炉を除熱する手段として有効である。

- ・原子炉冷却材浄化系ポンプ及び原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器

原子炉停止直後の原子炉を除熱するための十分な熱交換量が確保できず，原子炉冷却材浄化系ポンプ及び原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器は耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器への原子炉補機冷却水の通水が可能であれば，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の崩壊熱除去機能が喪失した場合において，原子炉冷却材を除熱する手段として有効である。

（添付資料1.4.2）

d. 手順等

上記「a. 設計基準事故対処設備を使用した対応手段及び設備」，「b. 原子炉運転中の対応手段及び設備」及び「c. 原子炉運転停止中の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

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

1.4-1表)。

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

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

(添付資料1.4.3)

1.4.2 重大事故等時の手順

1.4.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順

(1) 残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水

残留熱除去系(低圧注水系)が健全な場合は、原子炉水位異常低下(レベル1)若しくはドライウエル圧力高信号による残留熱除去系(低圧注水系)ポンプの自動起動,又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系(低圧注水系)ポンプを起動し,サブプレッション・プールを水源とした原子炉への注水を実施する。

a. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

①自動起動信号が発信した場合。

原子炉水位異常低下(レベル1)又はドライウエル圧力高信号が発信した場合。

②手動起動の場合。

給水系(タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ),原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉注水ができず,原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)設定点以上に維持できない場合において,サブプレッション・プールの水位が確保され

ている場合。

b. 操作手順

残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系（低圧注水系）B系又は残留熱除去系（低圧注水系）C系による原子炉注水手順も同様。）。

概要図を第1.4-2図に、タイムチャートを第1.4-3図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系ポンプ（A）の手動起動又は自動起動の確認を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（A）の手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウエル圧力高）により残留熱除去系ポンプ（A）が起動したことを確認し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉への注水の開始を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系注入弁の手動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウエル圧力高）により開したことを確認する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。
- ⑥発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持するように指示する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系注入弁の開閉操作に

より残留熱除去系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。

なお、原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間に、原子炉格納容器内への格納容器スプレイを実施する必要がある場合は、残留熱除去系A系注入弁の全閉操作を実施後、残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系A系S/Pスプレイ弁を開とし、格納容器スプレイを実施する。

c. 操作の成立性

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

【自動起動信号が発信した場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、3分以内と想定する。

【手動起動の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、3分以内と想定する。

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

なお、残留熱除去系（低圧注水系）の起動に必要な残留熱除去系海水ポンプによる冷却水確保の所要時間は4分以内と想定する。

(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水

低圧炉心スプレイ系が健全な場合は、原子炉水位異常低下（レベル1）若しくはドライウェル圧力高信号による低圧炉心スプレイ系ポンプの自動起動、又は中央制御室からの手動操作により低圧炉心スプレイ系ポンプを

起動し、サブレーション・プールを水源とした原子炉への注水を実施する。

a. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

①自動起動信号が発信した場合。

原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウエル圧力高信号が発信した場合。

②手動起動の場合。

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

b. 操作手順

低圧炉心スプレイ系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.4-4図に、タイムチャートを第1.4-5図に示す。

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

②運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系ポンプの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウエル圧力高）により低圧炉心スプレイ系ポンプが起動したことを確認し、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力指示値が1.66MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、低圧炉心スプレイ系による原子炉への注水の開始を指示する。

- ④運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系注入弁の手動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウエル圧力高）により開したことを確認する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを低圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。
- ⑥発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持するように指示する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系注入弁の開閉操作により低圧炉心スプレイ系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、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注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【自動起動信号が発信した場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、2分以内と想定する。

【手動起動の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、2分以内と想定する。

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

なお、低圧炉心スプレイ系の起動に必要な残留熱除去系海水ポン

プによる冷却水確保の所要時間は4分以内と想定する。

(3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

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

a. 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器内の水位が原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下の場合。

b. 操作手順

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）B系による原子炉除熱手順も同様。）。

概要図を第1.4-6図に、タイムチャートを第1.4-7図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉除熱の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室及び原子炉建屋附属棟にて、原子炉保護系電源の復旧を実施する。
- ③運転員等は中央制御室にて、格納容器隔離を復旧する。
- ④運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、残留熱除去系A系レグシールライン弁を閉にする。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（A）入口弁を閉とする。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉再循環ポンプ（A）が停止していることを確認し、原子炉再循環ポンプ（A）出口弁を閉にする。

- ⑦運転員等は、発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉除熱の準備が完了したことを報告する。
- ⑧発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）使用可能圧力0.93MPa [gage] 以下であることを確認し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉を除熱するための系統構成を指示する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を閉とし、閉側回路を除外する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁の開側回路を除外し、残留熱除去系外側隔離弁を開にする。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁を開にし、開側回路の除外を解除する。
- ⑫運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（A）停止時冷却ライン入口弁を開にする。
- ⑬運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（A）停止時冷却注入弁を調整開とする。
- ⑭運転員等は、発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉を除熱するための系統構成が完了したことを報告する。
- ⑮発電長は、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉除熱の開始を指示する。
- ⑯運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（A）を起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上、及び残留熱除去系系統流量の流量上昇を確認する。
- ⑰運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を調整開とする。

⑱運転員等は中央制御室にて、原子炉除熱が開始されたことを残留熱除去系熱交換器入口温度が低下することにより確認し、発電長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名により操作を実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱開始まで177分以内と想定する。

なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の起動に必要となる残留熱除去系海水ポンプによる冷却水確保の所要時間は4分以内と想定する。

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

（添付資料1.4.4）

1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 低圧代替注水

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

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水

系の手段のうち、低圧で原子炉へ注水可能な系統1系統以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉注水を開始する。

なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、原子炉圧力容器内を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え給水系（電動駆動給水ポンプ）、復水系、高圧炉心スプレー系、低圧炉心スプレー系又は残留熱除去系（低圧注水系）を使用し原子炉注水を実施する。

(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

i) 手順着手の判断基準

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

ii) 操作手順

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.4-8図に、タイムチャートを第1.4-9図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備を指示する。また、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合は、原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水に必要な残留熱除去系C系注入弁の電源切替操作を実施し、残留熱除去系C系注入弁の表示灯が点灯したことを確認する。また、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合は、

原子炉冷却材浄化系吸込弁を閉にする。

- ③運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ④運転員等は、発電長に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプの起動を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（C）の操作スイッチを隔離する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）の使用モード*¹を選択し、低圧代替注水系（常設）を起動操作した後、常設低圧代替注水系ポンプが起動し、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.40MPa [gage] 以上であることを確認する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系系統分離弁、原子炉注水弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁が自動開したことを確認する。
- ⑨運転員等は、発電長に常設低圧代替注水系ポンプの起動が完了したことを報告する。
- ⑩発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水の開始を指示する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系C系注入弁を開にし、原子炉への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉

注水流量（常設ライン用）の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

⑫発電長は、運転員等に原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉压力容器注水流量調整弁により低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）を調整することで、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持し、発電長に報告する。

※1：原子炉注水と原子炉格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は、原子炉注水及び原子炉格納容器内の冷却に必要な系統構成を行い、原子炉注水と格納容器スプレイを実施する。

iii) 操作の成立性

原子炉運転中において、上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから低压代替注水系（常設）による原子炉注水開始まで9分以内と想定する。

常設低压代替注水系ポンプを使用した原子炉注水と格納容器スプレイについては、作業開始を判断してから格納容器スプレイと原子炉注水開始まで15分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、原子炉運転停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）1名により実施し、作業開始を判断してから低压代替注水系（常設）による原子

炉注水開始まで9分以内と想定する。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、以下のいずれかの状況に至った場合。

①代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉注水ができず、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

②代替循環冷却系により原子炉注水が実施されているが、原子炉圧力容器内の水位が上昇せず、消火系及び補給水系により原子炉注水ができない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）手順の概要は以下のとおり。なお、水源から接続口までの低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

概要図を第1.4-10図に、タイムチャートを第1.4-11図に示す（残留熱除去系C系配管を使用する原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口による原子炉注水及び低圧炉心スプレイ系配管を使用する原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の手順は、手順⑩以外同様。）。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に低

圧代替注水系配管・弁の接続口への低圧代替注水系（可搬型）の接続を依頼する。

②災害対策本部長は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）で使用する低圧代替注水系配管・弁の接続口を連絡する。

③災害対策本部長は、重大事故等対応要員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備を指示する。

④発電長は、運転員等に残留熱除去系 C 系配管又は低圧炉心スプレイ系配管を使用した低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水に必要な残留熱除去系 C 系注入弁又は低圧炉心スプレイ系注入弁の電源切替操作を実施し、残留熱除去系 C 系注入弁又は低圧炉心スプレイ系注入弁の表示灯が点灯したことを確認する。

⑥運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

⑦運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（C）又は低圧炉心スプレイ系ポンプの操作スイッチを隔離する。

⑧運転員等は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備が完了したことを報告する。

⑨発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の系統構成を指示する。

⑩^a 残留熱除去系 C 系配管を使用した原子炉建屋西側接続口，高

所西側接続口又は高所東側接続口による原子炉注水の場合

運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、残留熱除去系 C 系
注入弁及び原子炉压力容器注水流量調整弁を開にする。

なお、電源が確保できない場合、運転員等は原子炉建屋原子炉
棟にて、現場手動操作により原子炉注水弁、残留熱除去系 C 系
注入弁及び原子炉压力容器注水流量調整弁を開にする。

⑩^b 低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口に
よる原子炉注水の場合

運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、低圧炉心スプレイ
系注入弁及び原子炉压力容器注水流量調整弁を開にする。

なお、電源が確保できない場合、運転員等は原子炉建屋原子炉
棟にて、現場手動操作により原子炉注水弁、低圧炉心スプレイ
系注入弁及び原子炉压力容器注水流量調整弁を開にする。

⑪ 運転員等は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉
注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑫ 発電長は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）による
原子炉注水するための原子炉建屋原子炉棟内の系統構成が完了
したことを連絡する。

⑬ 重大事故等対応要員は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可
搬型）による原子炉へ注水するための準備が完了したことを報
告する。

⑭ 災害対策本部長は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）として
使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡す
る。

⑮ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に低圧代替注水系（可

搬型)として使用する可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑩重大事故等対応要員は、低圧代替注水系(可搬型)として使用する可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口、高所東側接続口又は原子炉建屋東側接続口の弁を開とし、低圧代替注水系(可搬型)として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑪災害対策本部長は、発電長に低圧代替注水系(可搬型)として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。

⑫発電長は、運転員等に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉への注水が開始されたことの確認を指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン用)又は(可搬ライン用)の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

⑭発電長は、災害対策本部長に低圧代替注水系(可搬型)により原子炉への注水が開始されたことを連絡する。

⑮発電長は、運転員等に原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)設定点以上から原子炉水位高(レベル8)設定点に維持するように指示する。

⑯運転員等は中央制御室にて、原子炉压力容器注水流量調整弁により低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン用)又は(可搬ライン用)を調整することで、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)設定点以上から原子炉水位高(レベル

8) 設定点に維持し、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

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

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉注水の場合）】（水源：北側淡水池）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、185分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉注水の場合）】（水源：北側淡水池）

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、185分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合）】（水源：北側淡水池）

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

【現場操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合）】（水源：北側淡水池）

- ・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6

名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、135分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所東側接続口による原子炉注水の場合）】（水源：高所淡水池）

・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、150分以内と想定する。

【現場操作（残留熱除去系C系配管を使用した高所西側接続口による原子炉注水の場合）】（水源：高所淡水池）

・現場対応を運転員等（当直運転員及び重大事故等対応要員）6名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、145分以内と想定する。

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

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

なお、原子炉運転停止中の当直要員の体制において、上記の操作は、作業開始を判断してから、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉注水の場合）】（水源：北側淡水

池)

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合，185分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合）】（水源：北側淡水池)

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

（添付資料1.4.4)

(c) 代替循環冷却系による原子炉注水

i) 手順着手の判断基準

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

ii) 操作手順

代替循環冷却系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.4-12図に，タイムチャートを第1.4-13図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に代替循環冷却系による原子炉注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系による原子炉への注水に必要な残留熱除去系A系ミニフロー弁，残留熱除去系熱交換器（A）出口弁，残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁

及び残留熱除去系 A系 注入弁の電源切替操作を実施し、残留熱除去系 A系 ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器（A）出口弁、残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁及び残留熱除去系 A系 注入弁の表示灯が点灯したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系による原子炉への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認し、発電長に報告する。

④発電長は、運転員等に代替循環冷却系による原子炉注水の系統構成を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（A）の操作スイッチを隔離する。

⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注水配管分離弁、残留熱除去系 A系 ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器（A）出口弁及び残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を閉にする。

⑦運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系入口弁及び代替循環冷却系テストライン弁を開にする。

⑧運転員等は、発電長に代替循環冷却系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑨発電長は、運転員等に代替循環冷却系ポンプの起動を指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系ポンプを起動し、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.40MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。

⑪発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以

下であることを確認し、代替循環冷却系による原子炉への注水の開始を指示する。

⑫運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系A系注入弁を開にした後、代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁を開にするとともに、代替循環冷却系テストライン弁を閉にする。

⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

⑭発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持するように指示する。

⑮運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁により代替循環冷却系原子炉注水流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉注水開始まで41分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内

- ・緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内
- ・代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

さらに、原子炉運転停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）2名により実施し、作業開始を判断してから代替循環冷却系による原子炉注水開始まで41分以内と想定する。

(d) 消火系による原子炉注水

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、以下のいずれかの状況に至った場合。

①代替循環冷却系により原子炉注水ができず、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合。

②代替循環冷却系により原子炉注水が実施されているが、原子炉圧力容器内の水位が上昇しない場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合。

ii) 操作手順

消火系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.4-14図に、タイムチャートを第1.4-15図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に消火系による原子炉注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、消火系による原子炉への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に消火系による原子炉注水の系統構成を指示する。
- ④運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。
- ⑤運転員等は、発電長に消火系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑥発電長は、運転員等に電動駆動消火ポンプ^{*2}又はディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。
- ⑧発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、消火系による原子炉への注水の開始を指示する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系 B系消火系ライン弁を開にする。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系 B系注入弁を開にする。
- ⑪運転員は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを

残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

⑫発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系注入弁の開閉操作により残留熱除去系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持し、発電長に報告する。

なお、原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間に、原子炉格納容器内への格納容器スプレイを実施する必要がある場合は、残留熱除去系B系注入弁の全閉操作を実施後、残留熱除去系B系D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系B系S/Pスプレイ弁を開とし、格納容器スプレイを実施する。

※2：常用電源が使用できる場合に、電動駆動消火ポンプを使用する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉注水開始まで56分以内と想定する。

なお、原子炉注水が不要と判断し、原子炉格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合、格納容器スプレイに必要な負荷の電源切替操作を実施してから格納容器スプレイ開始まで5分以内と想定する。

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

さらに、原子炉運転停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名により実施し、作業開始を判断してから消火系による原子炉注水開始まで56分以内と想定する。

（添付資料1.4.4）

(e) 補給水系による原子炉注水

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において、以下のいずれかの状況に至った場合。

①代替循環冷却系及び消火系により原子炉注水ができず、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

②代替循環冷却系により原子炉注水が実施されているが、原子炉圧力容器内の水位が上昇せず、消火系により原子炉注水ができない場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

補給水系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.4-16図に、タイムチャートを第1.4-17図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に補給水系による原子炉注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、補給水系による原子炉注水に必要な

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

③発電長は，災害対策本部長に連絡配管閉止フランジの切り替えを依頼する。

④災害対策本部長は，重大事故等対応要員に連絡配管閉止フランジの切り替えを指示する。

⑤重大事故等対応要員は，連絡配管閉止フランジの切り替えを実施する。

⑥重大事故等対応要員は，災害対策本部長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを報告する。

⑦災害対策本部長は，発電長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを連絡する。

⑧発電長は，運転員等に補給水系による原子炉注水の系統構成を指示する。

⑨運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて，補給水系－消火系連絡ライン止め弁を開にする。

⑩運転員等はタービン建屋にて，補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。

⑪運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系 B 系消火系ライン弁を開にする。

⑫運転員等は，発電長に補給水系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑬発電長は，運転員等に復水移送ポンプの起動を指示する。

⑭運転員等は中央制御室にて，復水移送ポンプを起動し，復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上である

ことを確認した後、発電長に報告する。

⑮発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、補給水系による原子炉への注水の開始を指示する。

⑯運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系注入弁を開にし、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

⑰発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するように指示する。

⑱運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系B系注入弁の開閉操作により残留熱除去系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持し、発電長に報告する。

なお、原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間に、原子炉格納容器内への格納容器スプレイを実施する必要がある場合は、残留熱除去系B系注入弁の全閉操作を実施後、残留熱除去系B系D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系B系S/Pスプレイ弁を開とし、格納容器スプレイを実施する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉注水開始まで105分以内と想定する。

なお、原子炉注水が不要と判断し、原子炉格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合、格納容器スプレイに必要な負荷の電源切替操作を実施してから格納容器スプレイ開始まで5分以内と想定する。

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

さらに、原子炉運転停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員6名により実施し、作業開始を判断してから補給水系による原子炉注水開始まで105分以内と想定する。

(添付資料1.4.4)

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1.4-26図に示す。

残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水機能が喪失し、原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉へ注水する。

低圧代替注水系（常設）が使用できない場合は、代替循環冷却系により原子炉へ注水する。

代替循環冷却系が使用できない場合、又は代替循環冷却系により原子炉注水が実施されているが、原子炉圧力容器内の水位が上昇しない場合は、消火系、補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水する。

低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉への注水手段は、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水手段と同時並行で準備を開始する。

なお、消火系による原子炉への注水は、重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合に実施する。また、補給水系は連絡配管閉止フランジの切り替えに時間を要することから、消火系による原子炉への注水ができない場合に実施する。

（添付資料1.4.5，添付資料1.4.6）

(2) サポート系故障時の対応手順

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手順は以下のとおり。

a. 復旧

(a) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水

全交流動力電源喪失により残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による注水機能が喪失した場合、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により残留熱除去系（低圧注水系）の電源を復旧するとともに、残留熱除去系海水ポンプ、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、残留熱除去系（低圧注水系）にて原子炉への注水を実施する。

また、残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による注水機能が喪失した場合、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、残留熱除去系（低圧注水系）に

て原子炉への注水を実施する。

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

i) 手順着手の判断基準

【全交流動力電源喪失時】

全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了し、サブレーション・プールの水位が確保されている場合。

【残留熱除去系海水系機能喪失時】

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

ii) 操作手順

残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系（低圧注水系）B系又は残留熱除去系（低圧注水系）C系による注水手順も同様。）。

概要図を第1.4-18図に、タイムチャートを第1.4-19図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するととも

に、冷却水が確保されていることを確認し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に残留熱除去系ポンプ (A) の起動を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ (A) を起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。

⑤発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉への注水の開始を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系 A系 注入弁を開とし、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

⑦発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持するように指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系 A系 注入弁の開閉操作により残留熱除去系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。

なお、原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間に、原子炉格納容器内への格納容器スプレイを実施する必要がある場合は、残留熱除去系 A系 注入弁の全閉操作を実施後、残留熱除去系 A系 D/W スプレイ弁 又は 残留熱除去系 A系 S/P スプレイ弁 を開とし、格納容器スプレイを実施する。

iii) 操作の成立性

原子炉運転中において、上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水開始まで2分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、残留熱除去系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

さらに、原子炉格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合、原子炉注水が不要と判断してから格納容器スプレイまで5分以内と想定する。

また、原子炉運転停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等（当直運転員）1名により実施し、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水開始まで2分以内と想定する。

(b) 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水

全交流動力電源喪失により残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による注水機能が喪失した場合、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により低圧炉心スプレイ系の電源を復旧するとともに、残留熱除去系海水ポンプ、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ

プにより冷却水を確保し、低圧炉心スプレイ系にて原子炉への注水を実施する。

また、残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による注水機能が喪失した場合、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、低圧炉心スプレイ系にて原子炉への注水を実施する。

i) 手順着手の判断基準

【全交流動力電源喪失時】

全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2 Cの受電が完了し、残留熱除去系（低圧注水系）が復旧できず、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【残留熱除去系海水系機能喪失時】

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

ii) 操作手順

低圧炉心スプレイ系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.4-20図に、タイムチャートを第1.4-21図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に低圧炉心スプレイ系による原子炉注水の準備を指示する。

- ②運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系による原子炉への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に低圧炉心スプレイ系ポンプの起動を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系ポンプを起動し、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力指示値が1.66MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、低圧炉心スプレイ系による原子炉への注水の開始を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系注入弁を開とし、原子炉への注水が開始されたことを低圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。
- ⑦発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持するように指示する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、低圧炉心スプレイ系注入弁の開閉操作により低圧炉心スプレイ系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

原子炉運転中において、上記の中央制御室対応を運転員等（当直

運転員) 1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから低圧炉心スプレイ系による原子炉注水開始まで2分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、低圧炉心スプレイ系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

また、原子炉運転停止中の当直要員の体制においては、中央制御室対応を発電長の指揮のもと運転員等(当直運転員) 1名により実施し、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから低圧炉心スプレイ系による原子炉注水開始まで2分以内と想定する。

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1.4-26図に示す。

全交流動力電源が喪失し、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dを受電し、交流動力電源が確保され、残留熱除去系(低圧注水系)及び残留熱除去系海水系が復旧できる場合は、残留熱除去系(低圧注水系)により原子炉へ注水する。また、残留熱除去系(低圧注水系)が復旧できず、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系海水系が復旧できる場合は、低圧炉心スプレイ系により原子炉へ注水する。

なお、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置によりM/C 2C及びM/C 2Dが受電できない場合は、「1.4.1(2) b. (a) i) 低圧代替注水」又は「1.4.1(2) b. (c) i) 低圧代替注水」の対応手段を実施する。

残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系海水系が使用できない場合は、緊急用海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉へ注水する。

残留熱除去系（低圧注水系）が使用できない場合は、低圧炉心スプレイ系により原子炉へ注水する。

緊急用海水系が使用できない場合は、代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系により原子炉へ注水するが、代替残留熱除去系海水系の運転に時間を要することから、「1.4.1(2) b. (a) i) 低圧代替注水」又は「1.4.1(2) b. (c) i) 低圧代替注水」の対応手段を並行して実施する。

なお、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の復旧が困難な場合には、「1.4.1(2) b. (a) i) 低圧代替注水」又は「1.4.1(2) b. (c) i) 低圧代替注水」の対応手段を実施する。

(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順

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

a. 低圧代替注水

(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

i) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※3}により原子炉圧力容器の破損を判断し、原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下傾向であり、原子炉格納容器内の温度が151℃以下まで低下した場合で、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレー系及び代替循環冷却系により原子炉圧力容器内へ注水ができない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※3：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化」は、格納容器下部水温の上昇又は格納容器下部水温指示値の喪失により確認する。

ii) 操作手順

低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.2(1) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」の操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレー及びペDESTAL（ドライウェル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレー流量：130m³/h、ペDESTAL（ドライウェル部）注水量：30m³/h～80m³/h）を確保し、原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m³/h～50m³/h）の注水を実施する。しかし、十分な注水流量が確保できない場合は、格納容器スプレーを優先する。

なお、概要図は第1.4-8図、タイムチャートは第1.4-9図と同様である。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施し

た場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器内への注水開始まで9分以内と想定する。

常設低圧代替注水系ポンプを使用した原子炉圧力容器内への注水と格納容器スプレイについては、作業開始を判断してから格納容器スプレイと原子炉圧力容器内への注水開始まで15分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）

i) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断し、原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下傾向であり、原子炉格納容器内の温度が151℃以下まで低下した場合で、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）、消火系及び補給水系により原子炉圧力容器内へ注水ができない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）については、「1.4.2.2(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」の操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m³/h、ペDESTAL（ドライウエル部）注水量：30m³/h～80m³/h）を確保し、原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m³/h

～50m³/h) の注水を実施する。しかし、十分な注水流量が確保できない場合は、格納容器スプレイを優先する。

なお、概要図は第1.4-10図、タイムチャートは第1.4-11図と同様である。

iii) 操作の成立性

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

【中央制御室からの操作（残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合）】（水源：北側淡水池）

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、185分以内と想定する。

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

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

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

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

(添付資料1.4.4)

(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

i) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断し，原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下傾向であり，原子炉格納容器内の温度が151℃以下まで低下した場合で，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において，サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却については，「1.4.2.2(1) a. (c) 代替循環冷却系による原子炉注水」の操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については，格納容器スプレイ流量を150m³/hを確保し，原子炉圧力容器内への注水量を100m³/hで実施する。

なお，概要図は第1.4-12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

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合，作業開始を判断した後，冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉圧力容器内への注水開始まで41分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるた

め、速やかに対応できる。

なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

(d) 消火系による残存溶融炉心の冷却

i) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断し、原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下傾向であり、原子炉格納容器内の温度が151℃以下まで低下した場合で、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、代替循環冷却系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器内へ注水ができない場合において、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクの水位が確保されている場合。ただし、重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合。

ii) 操作手順

消火系による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.2(1) a.

(d) 消火系による原子炉注水」の操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウェル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m³/h、ペDESTAL（ドライウェル部）注水量：30m³/h～80m³/h）を確保し、原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m³/h

～50m³/h) の注水を実施する。しかし、十分な注水流量が確保できない場合は格納容器スプレイを優先する。

なお、概要図は第1.4-14図、タイムチャートは第1.4-15図と同様である。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉压力容器内への注水開始まで56分以内と想定する。

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

(添付資料1.4.4)

(e) 補給水系による残存溶融炉心の冷却

i) 手順着手の判断基準

原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉压力容器の破損を判断し、原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下傾向であり、原子炉格納容器内の温度が151℃以下まで低下した場合で、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）及び消火系により原子炉压力容器内へ注水ができない場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

補給水系による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.2(1)

a. (e) 補給水系による原子炉注水」の操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウェル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m³/h，ペDESTAL（ドライウェル部）注水量：30m³/h～80m³/h）を確保し、原子炉圧力容器内へ崩壊熱相当量（14m³/h～50m³/h）の注水を実施する。しかし、十分な注水流量が確保できない場合は、格納容器スプレイを優先する。

なお、概要図は第1.4-16図、タイムチャートは第1.4-17図と同様である。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器内への注水開始まで105分以内と想定する。

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

（添付資料1.4.4）

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1.4-26図に示す。

原子炉圧力容器が破損し、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による残存溶融炉心の冷却ができない場合は、代替循環冷却系による残存溶融炉心を冷却する。

代替循環冷却系が使用できない場合は、低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却を実施する。

低圧代替注水系（常設）が使用できない場合は、消火系、補給水系又は低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却を実施する。

なお、消火系による残存溶融炉心の冷却は、重大事故等対処設備によるプラントの安全性に関する機能が損なわれる火災が発生していない場合に実施する。また、補給水系は連絡配管閉止フランジの切り替えに時間を要することから、消火系による残存溶融炉心の冷却ができない場合に実施する。

（添付資料1.4.5, 添付資料1.4.6）

1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

原子炉運転停止中に原子炉へ注水する機能が喪失した場合の対応手順については、「1.4.2.2(1) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」、「1.4.2.2(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」、「1.4.2.2(1) a. (c) 代替循環冷却系による原子炉注水」、「1.4.2.2(1) a. (d) 消火系による原子炉注水」及び「1.4.2.2(1) a. (e) 補給水系による原子炉注水」の対応手順と同様である。

(2) サポート系故障時の対応手順

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手順は以下のとおり。

a. 復旧

(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

全交流動力電源喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能が喪失した場合、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により残留熱除去系（原子炉停止時冷却

系)の電源を復旧するとともに、残留熱除去系海水ポンプ、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)にて原子炉の除熱を実施する。

また、残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による崩壊熱除去機能が喪失した場合、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)にて原子炉の除熱を実施する。

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

i) 手順着手の判断基準

【全交流動力電源喪失時】

全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了し、原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下である場合。

【残留熱除去系海水系機能喪失時】

残留熱除去系海水系機能喪失時、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水が確保され、原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下である場合。

ii) 操作手順

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）B系による原子炉除熱手順も同様）。

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発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉除熱の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室及び原子炉建屋付属棟にて、原子炉保護系電源の復旧を実施する。
- ③運転員等は中央制御室にて、格納容器隔離を復旧する。
- ④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉の除熱に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認する。
- ⑤運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、残留熱除去系A系レグシールライン弁を閉にする。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（A）入口弁を閉とする。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、原子炉再循環ポンプ（A）が停止していることを確認し、原子炉再循環ポンプ（A）出口弁を閉にする。
- ⑧運転員等は、発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉除熱の準備が完了したことを報告する。
- ⑨発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）使用可能圧力0.93MPa [gage] 以下であるこ

とを確認し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉を除熱するための系統構成を指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を閉とし、閉側回路を除外する。

⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁の開側回路を除外し、残留熱除去系外側隔離弁を開にする。

⑫運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁を開にし、開側回路の除外を解除する。

⑬運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（A）停止時冷却ライン入口弁を開にする。

⑭運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（A）停止時冷却注入弁を調整開とする。

⑮運転員等は、発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉を除熱するための系統構成が完了したことを報告する。

⑯発電長は、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉除熱の開始を指示する。

⑰運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（A）を起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上及び残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認する。

⑱運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を調整開とする。

⑲運転員等は中央制御室にて、原子炉除熱が開始されたことを残留熱除去系熱交換器入口温度が低下することにより確認し、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名，現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合，作業開始を判断した後，冷却水を確保してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱開始まで177分以内と想定する。

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

なお，残留熱除去系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

(添付資料1.4.4)

(b) 原子炉冷却材浄化系による進展抑制

残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能が喪失した場合に，常用電源が使用可能であれば原子炉冷却材浄化系を起動して原子炉冷却材の除熱を実施する。

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉の除熱ができない場合。

ii) 操作手順

原子炉冷却材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発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉冷却材浄化系による原子炉の除熱の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室及び原子炉建屋付属棟にて、原子炉保護系電源の復旧を実施する。

③運転員等は中央制御室にて、格納容器隔離を復旧する。

④運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系による原子炉の除熱に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認する。

⑤運転員等は、発電長に原子炉冷却材浄化系による原子炉の除熱の準備が完了したことを報告する。

⑥発電長は、運転員等に原子炉冷却材浄化系ポンプ起動の系統構成を指示する。

⑦運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器温度調整弁の温度設定が40℃であることを確認する。

⑧運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系吸込弁が開であることを確認する。

⑨運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系内側隔離弁及び原子炉冷却材浄化系外側隔離弁を開にする。

⑩運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系ミニフロー弁を開にする。

⑪運転員等は、発電長に原子炉冷却材浄化系ポンプ起動の系統構

成が完了したことを報告する。

⑫発電長は、運転員等に原子炉冷却材浄化系ポンプ（A）及び原子炉冷却材浄化系ポンプ（B）の起動を指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ（A）メカシールパージ水ライン仕切弁を開にする。

⑭運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ（A）メカシールパージ水ライン調整弁を開にし、メカシールパージ流量を調整する。

⑮運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ（A）を起動し、原子炉冷却材浄化系系統流量の流量上昇を確認する。

⑯運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器バイパス弁を調整開とし、原子炉冷却材浄化系ミニフロー弁を閉とする。

⑰運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ（B）メカシールパージ水ライン仕切弁を開にする。

⑱運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ（B）メカシールパージ水ライン調整弁を開にし、メカシールパージ流量を調整する。

⑲運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系ポンプ（B）を起動し、原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器バイパス弁を調整開とする。

⑳運転員等は、原子炉冷却材浄化系ポンプ（A）及び原子炉冷却材浄化系ポンプ（B）の起動が完了したことを発電長に報告する。

①発電長は、運転員等に原子炉冷却材浄化系再生熱交換器のバイパス運転による原子炉の除熱を指示する。

②運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、原子炉冷却材浄化系再生熱交換器バイパス弁を開にする。

③運転員等は中央制御室にて、原子炉冷却材浄化系原子炉戻り弁を閉として、原子炉冷却材浄化系原子炉出口温度の上昇が緩和したことを確認し、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから原子炉冷却材浄化系による原子炉の除熱開始まで202分以内と想定する。

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

(添付資料1.4.4)

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1.4-26図に示す。

全交流動力電源が喪失し、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dを受電し、交流動力電源が確保され、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）及び残留熱除去系海水系が復旧できる場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。なお、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置

によりM/C 2C及びM/C 2Dが受電できない場合は、

「1.4.1(2)c.(a)i) 低圧代替注水」の対応手段を実施する。

残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系海水系が使用できない場合は、緊急用海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）によりを除熱する。緊急用海水系が使用できない場合は、代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱するが、代替残留熱除去系海水系の運転に時間を要することから、「1.4.1(2)c.(a)i) 低圧代替注水」及び「1.4.1(2)c.(b)i)(ii) 原子炉冷却材浄化系による進展抑制」の対応手段を並行して実施する。

なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧が困難な場合には、「1.4.1(2)c.(a)i) 低圧代替注水」の対応手段を実施する。

（添付資料1.4.7, 添付資料1.4.8）

1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による冷却水確保手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

水源から接続口までの可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

代替淡水貯槽に補給する手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

常設低圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレー系ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，非常用交流電源設備及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。

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

第1.4-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/34)

(設計基準事故対応設備が健全であれば重大事故等対応設備として使用する原

子炉注水)

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|------------|---------------------|-----------------------|------|---|---------------------------------|
| 設計基準事故対応設備 | — | 残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水 | 主要設備 | 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系海水ポンプ ^{※2} 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ストレーナ ^{※2} | 重大事故等対応設備 |
| | | | 関連設備 | サプレッション・プール 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ^{※4} ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ 燃料給油設備 ^{※4} ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ | 重大事故等対応設備 |
| | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 |

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

※2: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2/34）

（設計基準事故対応設備が健全であれば重大事故等対応設備として使用する原

子炉注水）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|---------------------|-------------------|------|--|-----------------------------|
| 設計基準事故対応設備 | — | 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 | 主要設備 | 低圧炉心スプレイ系ポンプ 残留熱除去系海水ポンプ※2 残留熱除去系海水ストレーナ※2 | 重大事故等対応設備 |
| | | | 関連設備 | サプレッション・プール 低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※4 ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ | 重大事故等対応設備 |
| | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3／34）

（設計基準事故対応設備が健全であれば重大事故等対応設備として使用する原子炉除熱）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|---------------------|---------------------------|--|-----------|---------------------------------|
| 設計基準事故対応設備 | — | 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱 | 主要設備 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系海水ポンプ※2 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ストレーナ※2 | 重大事故等対応設備 | 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「減圧冷却」等 |
| | | | 関連設備 残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※4 ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ | 重大事故等対応設備 | |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4/34）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|----------------------------------|---------------------|------|---|----------------------------|
| フロントライン系故障 | 残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ | 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 | 主要設備 | 常設低圧代替注水系ポンプ | 重大事故等対処設備 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | 代替淡水貯槽※3 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系C系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ | |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5/34）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|------------|----------------------------------|----------------------|------|--|----------------------------|
| フロントライン系故障 | 残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ | 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水 | 主要設備 | 可搬型代替注水大型ポンプ ^{※3} | 重大事故等対処設備 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | 代替淡水貯槽 ^{※3} 低圧代替注水系配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパー ジャ 残留熱除去系C系配管・弁 ホース 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※4} ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備 ^{※4} ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備 ^{※4} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6/34）

（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応設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|------------|----------------------------------|------------------|------|---|-----------------------|
| フロントライン系故障 | 残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ | 代替循環冷却系による原子炉注水① | 主要設備 | 残留熱除去系海水ポンプ ^{※2} 残留熱除去系熱交換器（A） 残留熱除去系海水ストレナ ^{※2} | 重大事故等対応設備 |
| | | | | 代替循環冷却系ポンプ | 自主対策設備 |
| | | | 関連設備 | サプレッション・プール 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系A系配管・弁・ストレナ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※4} ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備 ^{※4} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ | 重大事故等対応設備 |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（7／34）

（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応設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|----------------------------------|------------------|---|--|-----------|
| フロントライン系故障 | 残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ | 代替循環冷却系による原子炉注水② | 主要設備 | 緊急用海水ポンプ※2 残留熱除去系熱交換器（A） 緊急用海水ストレナ※2 | 重大事故等対応設備 |
| | | | 関連設備 | 代替循環冷却系ポンプ | 自主対策設備 |
| | | | サプレッション・プール 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系A系配管・弁・ストレナ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ | 重大事故等対応設備 | |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8/34）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|----------------------------------|------------------|------|---|-----------|
| フロントライン系故障 | 残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ | 代替循環冷却系による原子炉注水③ | 主要設備 | 残留熱除去系熱交換器（A） | 重大事故等対処設備 |
| | | | | 代替循環冷却系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ※2 | 自主対策設備 |
| | | | 関連設備 | サプレッション・プール 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系A系配管・弁・ストレータ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対処設備 |
| | | | | 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領 | |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（9/34）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|------------|----------------------------------|-------------|------|--|-----------------------|
| フロントライン系故障 | 残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ | 消火系による原子炉注水 | 主要設備 | 電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ | 自主対策設備 |
| | | | 関連設備 | 残留熱除去系 B 系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ^{※4} ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ 常設代替交流電源設備 ^{※4} ・ 常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備 ^{※4} ・ 可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備 ^{※4} ・ 軽油貯蔵タンク ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・ 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・ 可搬型設備用軽油タンク ・ タンクローリ | 重大事故等対処設備 |
| | | | | ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系配管・弁 | 自主対策設備 |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（10/34）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|------------|----------------------------------|--------------|------|--|-----------------------|
| フロントライン系故障 | 残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ | 補給水系による原子炉注水 | 主要設備 | 復水移送ポンプ | 自主対策設備 |
| | | | 関連設備 | 残留熱除去系 B 系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ^{※4} ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ 常設代替交流電源設備 ^{※4} ・ 常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備 ^{※4} ・ 可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備 ^{※4} ・ 軽油貯蔵タンク ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・ 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・ 可搬型設備用軽油タンク ・ タンクローリ | 重大事故等対処設備 |
| | | | | 復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 | 自主対策設備 |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（11/34）

（原子炉運転中のサポート系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|---------|--|-----------------------------|------|--|-----------------------|
| サポート系故障 | 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系 | 残留熱除去系（低圧注水系） 復旧後の原子炉注水① | 主要設備 | 残留熱除去系ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系海水ポンプ ^{※2} 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ストレーナ ^{※2} | 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | サブプレッション・プール 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※4} ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備 ^{※4} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ | 重大事故等対処設備 |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（12／34）

（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応設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|---------|--|-------------------------|------|--|----------------------------|
| サポート系故障 | 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系 | 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水② | 主要設備 | 残留熱除去系ポンプ（海水冷却） 緊急用海水ポンプ※2 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ストレーナ※2 | 重大事故等対応設備 重大事故等対応設備 |
| | | | 関連設備 | サブプレッション・プール 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ | |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（13／34）

（原子炉運転中のサポート系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※ ¹ |
|---------|--|-------------------------|------|---|-----------------------|
| サポート系故障 | 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系 | 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水③ | 主要設備 | 残留熱除去系ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 | 重大事故等対処設備 |
| | | | | 可搬型代替注水大型ポンプ※ ² | 自主対策設備 |
| | | | 関連設備 | サブプレッション・プール 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※ ⁴ ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※ ⁴ ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対処設備 |

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

※²：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※⁴：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（14/34）

（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応設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|---------|--|---------------------|------|---|-----------------------|
| サポート系故障 | 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系 | 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水① | 主要設備 | 低圧炉心スプレイ系ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系海水ポンプ ^{※2} 残留熱除去系海水ストレーナ ^{※2} | 重大事故等対応設備 |
| | | | 関連設備 | サブプレッション・プール 低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※4} ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備 ^{※4} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ | 重大事故等対応設備 |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（15／34）

（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応設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|---------|--|---------------------|------|---|----------------------------|
| サポート系故障 | 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系 | 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水② | 主要設備 | 低圧炉心スプレイ系ポンプ（海水冷却） 緊急用海水ポンプ※2 緊急用海水ストレーナ※2 | 重大事故等対応設備 重大事故等対応設備 |
| | | | 関連設備 | サブプレッション・プール 低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ | |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（16／34）

（原子炉運転中のサポート系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|---------|--|---------------------|------|---|-----------------------|
| サポート系故障 | 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系 | 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水③ | 主要設備 | 低圧炉心スプレイ系ポンプ（海水冷却） | 重大事故等対処設備 |
| | | | | 可搬型代替注水大型ポンプ ^{※2} | |
| | | | 関連設備 | サプレッション・プール 低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※4} ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備 ^{※4} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対処設備 |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（17/34）

（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応設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|----------------------|---------------------|-----------------------------|------|---|---|
| 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合 | — | 低圧代替注水系（常設） による残存溶融炉心の冷却 | 主要設備 | 常設低圧代替注水系ポンプ | 重大事故等対応設備 重大事故等対応設備 |
| | | | 関連設備 | 代替淡水貯槽 ^{※3} 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系C系配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ^{※4} ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備 ^{※4} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ | |
| | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-4」 重大事故等対策要領 |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（18/34）

（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応設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|----------------------|---------------------|--------------------------|------|---|-----------|
| 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合 | — | 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却 | 主要設備 | 可搬型代替注水大型ポンプ※3 | 重大事故等対応設備 |
| | | | 関連設備 | 代替淡水貯槽※3 低圧代替注水系配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパー 残熱除去系C系配管・弁 ホース 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備※4 ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポン プ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対応設備 |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（19／34）

（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応設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|----------------------|---------------------|----------------------|------|--|--|
| 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合 | — | 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却① | 主要設備 | 代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系海水ポンプ※2 残留熱除去系熱交換器（A） 残留熱除去系海水ストレーナ※2 | 重大事故等対応設備 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「AM設備別操作手順書」 |
| | | | 関連設備 | サプレッション・プール 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系A系配管・弁・ストレーナ 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ | 重大事故等対応設備 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-4」 重大事故等対策要領 |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（20／34）

（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応設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|-----------------------|---------------------|----------------------|------|---|--|
| 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合② | — | 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却② | 主要設備 | 代替循環冷却系ポンプ 緊急用海水ポンプ※2 残留熱除去系熱交換器（A） 緊急用海水ストレーナ※2 | 重大事故等対応設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「AM設備別操作手順書」 |
| | | | 関連設備 | サブプレッション・プール 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系A系配管・弁・ストレーナ 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高压電源装置 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高压電源装置燃料移送ポンプ | 重大事故等対応設備 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-4」 重大事故等対策要領 |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（21/34）

（溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|----------------------|---------------------|----------------------|------|--|-----------|
| 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合 | — | 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却③ | 主要設備 | 代替循環冷却系ポンプ サプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器（A） | 重大事故等対処設備 |
| | | | | 可搬型代替注水大型ポンプ※2 | 自主対策設備 |
| | | | 関連設備 | 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系A系配管・弁・ストレート 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備※4 <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対処設備 |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（22/34）

（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応設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 | |
|----------------------|---------------------|-----------------|------|--|-----------|---|
| 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合 | — | 消火系による残存溶融炉心の冷却 | 主要設備 | 電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ | 自主対策設備 | |
| | | | 関連設備 | 残留熱除去系B系配管・弁 原子炉压力容器 非常用交流電源設備※4 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高压電源装置 可搬型代替交流電源設備※4 ・可搬型代替低压電源車 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・常設代替高压電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対応設備 | 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-4」 重大事故等対策要領 |
| | | | | ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系配管・弁 | 自主対策設備 | |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (23/34)

(溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合)

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{*1} | |
|----------------------|---------------------|------------------|------|--|-----------------------|---|
| 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合 | — | 補給水系による残存溶融炉心の冷却 | 主要設備 | 復水移送ポンプ | 自主対策設備 | |
| | | | 関連設備 | 残留熱除去系 B 系配管・弁 原子炉压力容器 非常用交流電源設備 ^{*4} ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ 常設代替交流電源設備 ^{*4} ・ 常設代替高压電源装置 可搬型代替交流電源設備 ^{*4} ・ 可搬型代替低压電源車 燃料給油設備 ^{*4} ・ 軽油貯蔵タンク ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・ 常設代替高压電源装置燃料移送ポンプ ・ 可搬型設備用軽油タンク ・ タンクローリ | 重大事故等対処設備 | 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「AM設備別操作手順書」 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-4」 重大事故等対策要領 |
| | | | | 復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 | 自主対策設備 | |

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

※2: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（24/34）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|----------------------|---------------------|------|---|-----------|
| フロントライン系故障 | 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ | 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 | 主要設備 | 常設低圧代替注水系ポンプ | 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | 代替淡水貯槽※3 低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系C系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ | 重大事故等対処設備 |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（25/34）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|------------|----------------------|----------------------|------|---|-----------------------|
| フロントライン系故障 | 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ | 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水 | 主要設備 | 可搬型代替注水大型ポンプ ^{※3} | 重大事故等対応設備 |
| | | | 関連設備 | 代替淡水貯槽 ^{※3} 低圧代替注水系配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系C系配管・弁 ホース 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※4} ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備 ^{※4} ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備 ^{※4} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対応設備 |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（26／34）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|------------|----------------------|------------------|------|---|-----------------------|
| フロントライン系故障 | 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ | 代替循環冷却系による原子炉注水① | 主要設備 | 残留熱除去系海水ポンプ ^{※2} 残留熱除去系熱交換器（A） 残留熱除去系海水ストレーナ ^{※2} | 重大事故等対処設備 |
| | | | | 代替循環冷却系ポンプ | 自主対策設備 |
| | | | 関連設備 | サブプレッション・プール 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系A系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※4} ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備 ^{※4} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ | 重大事故等対処設備 |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（27／34）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|----------------------|------------------|--|---|--|
| フロントライン系故障 | 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ | 代替循環冷却系による原子炉注水② | 主要設備 | 緊急用海水ポンプ※2 残留熱除去系熱交換器（A） 緊急用海水ストレーナ※2 | 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | 代替循環冷却系ポンプ | 自主対策設備 |
| | | | サプレッション・プール 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系A系配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ | 重大事故等対処設備 | |
| | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領 |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（28／34）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|------------|----------------------|------------------------------|------|--|-----------------------------|
| フロントライン系故障 | 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ | 代替循環冷却系による原子炉注水 ^③ | 主要設備 | 残留熱除去系熱交換器（A） | 重大事故等対処設備 |
| | | | 主要設備 | 代替循環冷却系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ ^{※2} | 自主対策設備 |
| | | | 関連設備 | サブプレッション・プール 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系A系配管・弁・ストレータ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※4} ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備 ^{※4} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対処設備 |
| | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 |
| | | | | | 重大事故等対策要領 |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (29/34)

(原子炉運転停止中のフロントライン系故障時)

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|------------|----------------------|-------------|------|--|-----------------------|
| フロントライン系故障 | 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ | 消火系による原子炉注水 | 主要設備 | 電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ | 自主対策設備 |
| | | | 関連設備 | 残留熱除去系B系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ^{※4} ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ 常設代替交流電源設備 ^{※4} ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備 ^{※4} ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備 ^{※4} ・軽油貯蔵タンク ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対処設備 |
| | | | | ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク 消火系配管・弁 | 自主対策設備 |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（30／34）

（原子炉運転停止中のフロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|----------------------|--------------|------|--|-----------|
| フロントライン系故障 | 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ | 補給水系による原子炉注水 | 主要設備 | 復水移送ポンプ | 自主対策設備 |
| | | | 関連設備 | 残留熱除去系 B 系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※4 ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ 常設代替交流電源設備※4 ・ 常設代替高压電源装置 可搬型代替交流電源設備※4 ・ 可搬型代替低压電源車 燃料給油設備※4 ・ 軽油貯蔵タンク ・ 2 C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・ 2 D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・ 常設代替高压電源装置燃料移送ポンプ ・ 可搬型設備用軽油タンク ・ タンクローリ | 重大事故等対処設備 |
| | | | | 復水貯蔵タンク 補給水系配管・弁 消火系配管・弁 | 自主対策設備 |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（31/34）

（原子炉運転停止中のサポート系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} | |
|---------|--|---|------|--|-----------------------|--|
| サポート系故障 | 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系 | 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） 復旧後の原子炉除熱 ^① | 主要設備 | 残留熱除去系ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系海水ポンプ ^{※2} 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ストレーナ ^{※2} | 重大事故等対処設備 | 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「減圧冷却」等 重大事故等対策要領 |
| | | | 関連設備 | 残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※4} ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備 ^{※4} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ | 重大事故等対処設備 | |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（32／34）

（原子炉運転停止中のサポート系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|---------|--|---------------------------------|------|--|-----------|
| サポート系故障 | 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系 | 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） 復旧後の原子炉除熱② | 主要設備 | 残留熱除去系ポンプ（海水冷却） 緊急用海水ポンプ※2 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ストレーナ※2 | 重大事故等対応設備 |
| | | | 関連設備 | 残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ | 重大事故等対応設備 |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（33/34）

（原子炉運転停止中のサポート系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|---------|--|-----------------------------|------|---|--|
| サポート系故障 | 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） 残留熱除去系海水系 | 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱③ | 主要設備 | 残留熱除去系ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 | 重大事故等対処設備 |
| | | | | 可搬型代替注水大型ポンプ※2 | 自主対策設備 |
| | | | 関連設備 | 残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※4 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※4 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対処設備 |
| | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「減圧冷却」等 重大事故等対策要領 |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（34／34）

（原子炉運転停止中のサポート系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|---------|---------------------|------------------|------|----------------------------------|---------------------------------|
| サポート系故障 | - | 原子炉冷却材浄化系による進展抑制 | 主要設備 | 原子炉冷却材浄化系ポンプ 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器 | 自主対策設備 |
| | | | 関連設備 | 原子炉圧力容器 再循環系配管・弁 | 重大事故等対処設備 |
| | | | | 原子炉冷却材浄化系配管・弁 給水系配管・弁 | 自主対策設備 |
| | | | | | 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「減圧冷却」等 |

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

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

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/17)

| 対应手順 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|-----------------------------|------------------|--------------|---|
| 1.4.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対应手順 | | | |
| (1) 残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水 | 判断基準 | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1 |
| | | 原子炉压力容器への注水量 | 給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレイ系系統流量※1 |
| | | 補機監視機能 | 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 |
| | | 水源の確保 | サプレッション・プール水位※1 |
| | 操作 | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1 |
| | | 原子炉压力容器内の圧力 | 原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1 |
| | | 原子炉压力容器への注水量 | 残留熱除去系系統流量※1 |
| | | 水源の確保 | サプレッション・プール水位※1 |
| | | 補機監視機能 | 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 |

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
- ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
- ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (2/17)

| 対応手順 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|-----------------------------|------------------|--------------|---|
| 1.4.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順 | | | |
| (2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 | 判断基準 | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1 |
| | | 原子炉压力容器への注水量 | 給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量※1 高圧炉心スプレイ系系統流量※1 |
| | | 補機監視機能 | 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 |
| | | 水源の確保 | サプレッション・プール水位※1 |
| | 操作 | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1 |
| | | 原子炉压力容器内の圧力 | 原子炉圧力※1 原子炉圧力 (S A) ※1 |
| | | 原子炉压力容器への注水量 | 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 |
| | | 水源の確保 | サプレッション・プール水位※1 |
| | | 補機監視機能 | 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 |

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

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

※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (3/17)

| 対応手順 | 重大事故等の対応に必要なとなる監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|---------------------------------|--|--------------|---|
| 1.4.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順 | | | |
| (3) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱 | 判断基準 | 原子炉圧力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1 |
| | | 原子炉圧力容器内の圧力 | 原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1 |
| | 操作 | 原子炉圧力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1 |
| | | 原子炉圧力容器内の圧力 | 原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1 |
| | | 原子炉圧力容器内の温度 | 原子炉圧力容器温度※1 |
| | | 補機監視機能 | 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 |
| 最終ヒートシンクの確保 | 残留熱除去系熱交換器入口温度※1 残留熱除去系熱交換器出口温度※1 残留熱除去系系統流量※1 | | |

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (4/17)

| 対応手順 | 重大事故等の対応に必要なとなる監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|---|---------------------|--------------|---|
| 1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 | | | |
| (a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水 | 判断基準 | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1 |
| | | 原子炉压力容器への注水量 | 残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 |
| | | 補機監視機能 | 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 |
| | | 水源の確保 | 代替淡水貯槽水位※1 |
| | 操作 | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1 |
| | | 原子炉格納容器内の圧力 | ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1 |
| | | 原子炉压力容器内の圧力 | 原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1 |
| | | 原子炉压力容器への注水量 | 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ※1 |
| | | 水源の確保 | 代替淡水貯槽水位※1 |
| | | 補機監視機能 | 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 |

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

※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (5/17)

| 対応手順 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) |
|---|------------------|--|
| 1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 | | |
| (b) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水 (淡水/海水) | 判断基準 | 原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1 |
| | | 原子炉压力容器への注水量 残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレー系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1 |
| | | 補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 |
| | | 水源の確保 代替淡水貯槽水位※1 |
| | 操作 | 原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1 |
| | | 原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1 |
| | | 原子炉压力容器への注水量 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ※1 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) ※1 |
| | | 水源の確保 代替淡水貯槽水位※1 |

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (6/17)

| 対応手順 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|---|------------------|--------------|---|
| 1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 | | | |
| (c) 代替循環冷却系による原子炉注水 | 判断基準 | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹ |
| | | 原子炉压力容器への注水量 | 残留熱除去系系統流量※ ¹ 低圧炉心スプレイ系系統流量※ ¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ※ ¹ |
| | | 補機監視機能 | 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 |
| | | 水源の確保 | サプレッション・プール水位※ ¹ |
| | 操作 | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹ |
| | | 原子炉压力容器内の圧力 | 原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹ |
| | | 原子炉压力容器への注水量 | 代替循環冷却系原子炉注水流量※ ¹ |
| | | 水源の確保 | サプレッション・プール水位※ ¹ |
| | | 補機監視機能 | 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 |

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (7/17)

| 対応手順 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|---|------------------|--------------|---|
| 1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 | | | |
| (d) 消火系による原子炉注水 | 判断基準 | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1 |
| | | 原子炉压力容器への注水量 | 残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ラ イン用) ※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1 |
| | | 補機監視機能 | 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 |
| | | 水源の確保 | ろ過水貯蔵タンク水位 |
| | | 操作 | 原子炉压力容器内の水位 |
| | 原子炉压力容器内の圧力 | | 原子炉圧力※1 原子炉圧力 (S A) ※1 |
| | 原子炉压力容器への注水量 | | 残留熱除去系系統流量※1 |
| | 水源の確保 | | ろ過水貯蔵タンク水位 |
| | 補機監視機能 | | 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 |

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (8/17)

| 対応手順 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|---|------------------|--------------|---|
| 1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 | | | |
| (e) 補給水系による原子炉注水 | 判断基準 | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1 |
| | | 原子炉压力容器への注水量 | 残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ラ イン用) ※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1 |
| | | 補機監視機能 | 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 |
| | | 水源の確保 | 復水貯蔵タンク水位 |
| | 操作 | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1 |
| | | 原子炉压力容器内の圧力 | 原子炉圧力※1 原子炉圧力 (S A) ※1 |
| | | 原子炉压力容器への注水量 | 残留熱除去系系統流量※1 |
| | | 水源の確保 | 復水貯蔵タンク水位 |
| | | 補機監視機能 | 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 |

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
- ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
- ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (9/17)

| 対応手順 | 重大事故等の対応に必要なとなる監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|--|---------------------|--------------|--|
| 1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 | | | |
| (a) 残留熱除去系 (低圧注水系) 復旧後の原子炉注水 | 判断基準 | 原子炉圧力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA燃料域) ※ ¹ |
| | | 電源 | 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 ※ ³ P/C 2 C 電圧 ※ ³ M/C 2 D 電圧 ※ ³ P/C 2 D 電圧 ※ ³ 緊急用 M/C 電圧 ※ ³ 緊急用 P/C 電圧 ※ ³ |
| | | 最終ヒートシンクの確保 | 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ※ ¹ 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) ※ ¹ 残留熱除去系海水系系統流量 ※ ¹ |
| | | 水源の確保 | サブプレッション・プール水位 ※ ¹ |
| | 操作 | 原子炉圧力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA燃料域) ※ ¹ |
| | | 原子炉圧力容器内の圧力 | 原子炉圧力 ※ ¹ 原子炉圧力 (SA) ※ ¹ |
| | | 原子炉圧力容器への注水量 | 残留熱除去系系統流量 ※ ¹ |
| | | 水源の確保 | サブプレッション・プール水位 ※ ¹ |
| | | 補機監視機能 | 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 |

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

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

※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (10/17)

| 対応手順 | 重大事故等の対応に必要なとなる監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|--|---------------------|--------------|--|
| 1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 | | | |
| (b) 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水 | 判断基準 | 原子炉圧力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA燃料域) ※ ¹ |
| | | 電源 | 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 ※ ³ P/C 2 C 電圧 ※ ³ M/C 2 D 電圧 ※ ³ P/C 2 D 電圧 ※ ³ 緊急用 M/C 電圧 ※ ³ 緊急用 P/C 電圧 ※ ³ |
| | | 最終ヒートシンクの確保 | 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ※ ¹ 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) ※ ¹ 残留熱除去系海水系系統流量 ※ ¹ |
| | | 原子炉圧力容器への注水量 | 残留熱除去系系統流量 ※ ¹ |
| | | 補機監視機能 | 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 |
| | | 水源の確保 | サブプレッション・プール水位 ※ ¹ |
| | 操作 | 原子炉圧力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA燃料域) ※ ¹ |
| | | 原子炉圧力容器内の圧力 | 原子炉圧力 ※ ¹ 原子炉圧力 (SA) ※ ¹ |
| | | 原子炉圧力容器への注水量 | 低圧炉心スプレイ系系統流量 ※ ¹ |
| | | 水源の確保 | サブプレッション・プール水位 ※ ¹ |
| | | 補機監視機能 | 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 |

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

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

※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (11/17)

| 対応手順 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) |
|--|------------------|--|
| 1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 | | |
| (a) 低圧代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却 | 判断基準 | 原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1 |
| | | 原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1 |
| | | 原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度※1 格納容器下部水温 (デブリ落下検知) ※1 格納容器下部水温 (デブリ堆積検知) ※1 |
| | | 原子炉圧力容器への注水量 残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1 |
| | | 補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 |
| | | 水源の確保 代替淡水貯槽水位※1 |
| | 操作 | 原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1 |
| | | 原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1 |
| | | 原子炉圧力容器への注水量 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ※1 |
| | | 水源の確保 代替淡水貯槽水位※1 |
| 補機監視機能 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 | | |

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (12/17)

| 対応手順 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|--|------------------|--------------|---|
| 1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉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) 低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却 (淡水/海水) | 判断基準 | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA燃料域) ※ ¹ |
| | | 原子炉格納容器内の圧力 | ドライウェル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹ |
| | | 原子炉格納容器内の温度 | ドライウェル雰囲気温度※ ¹ 格納容器下部水温 (デブリ落下検知) ※ ¹ 格納容器下部水温 (デブリ堆積検知) ※ ¹ |
| | | 原子炉压力容器への注水量 | 残留熱除去系系統流量※ ¹ 低圧炉心スプレー系系統流量※ ¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ※ ¹ 代替循環冷却系原子炉注水流量※ ¹ |
| | | 補機監視機能 | 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 |
| | | 水源の確保 | 代替淡水貯槽水位※ ¹ |
| | 操作 | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (SA燃料域) ※ ¹ |
| | | 原子炉压力容器内の圧力 | 原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (SA) ※ ¹ |
| | | 原子炉压力容器への注水量 | 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ※ ¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) ※ ¹ |
| | | 水源の確保 | 代替淡水貯槽水位※ ¹ |

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

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

※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (13/17)

| 対応手順 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|--|------------------|----------------|---|
| 1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 | | | |
| (c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却 | 判断基準 | 原子炉圧力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹ |
| | | 原子炉格納容器内の圧力 | ドライウェル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹ |
| | | 原子炉格納容器内の温度 | ドライウェル雰囲気温度※ ¹ 格納容器下部水温 (デブリ落下検知) ※ ¹ 格納容器下部水温 (デブリ堆積検知) ※ ¹ |
| | | 原子炉圧力容器への注水量 | 残留熱除去系系統流量※ ¹ 低圧炉心スプレイ系系統流量※ ¹ |
| | | 補機監視機能 | 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 |
| | | 水源の確保 | サプレッション・プール水位※ ¹ |
| | 操作 | 原子炉圧力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹ |
| | | 原子炉圧力容器内の圧力 | 原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹ |
| | | 原子炉圧力容器への注水量 | 代替循環冷却系原子炉注水流量※ ¹ |
| | | 水源の確保 | サプレッション・プール水位※ ¹ |
| 補機監視機能 | | 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 | |

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (14/17)

| 対応手順 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|--|------------------|---------------|---|
| 1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 | | | |
| (d) 消火系による残存溶融炉心の冷却 | 判断基準 | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1 |
| | | 原子炉格納容器内の圧力 | ドライウエル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1 |
| | | 原子炉格納容器内の温度 | ドライウエル雰囲気温度※1 格納容器下部水温 (デブリ落下検知用) ※1 格納容器下部水温 (デブリ堆積検知用) ※1 |
| | | 原子炉压力容器への注水量 | 残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1 |
| | | 補機監視機能 | 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 |
| | | 水源の確保 | ろ過水貯蔵タンク水位 |
| | 操作 | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1 |
| | | 原子炉压力容器内の圧力 | 原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1 |
| | | 原子炉压力容器への注水量 | 残留熱除去系系統流量※1 |
| | | 水源の確保 | ろ過水貯蔵タンク水位 |
| 補機監視機能 | | 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 | |

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (15/17)

| 対応手順 | 重大事故等の対応に必要なとなる監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|--|---------------------|----------------|--|
| 1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 | | | |
| (e) 補給水系による残存溶融炉心の冷却 | 判断基準 | 原子炉圧力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1 |
| | | 原子炉格納容器内の圧力 | ドライウエル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1 |
| | | 原子炉格納容器内の温度 | ドライウエル雰囲気温度※1 格納容器下部水温 (デブリ落下検知用) ※1 格納容器下部水温 (デブリ堆積検知用) ※1 |
| | | 原子炉圧力容器への注水量 | 残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1 |
| | | 補機監視機能 | 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 |
| | | 水源の確保 | 復水貯蔵タンク水位 |
| | 操作 | 原子炉圧力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1 |
| | | 原子炉圧力容器内の圧力 | 原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1 |
| | | 原子炉圧力容器への注水量 | 残留熱除去系系統流量※1 |
| | | 水源の確保 | 復水貯蔵タンク水位 |
| 補機監視機能 | | 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 | |

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (16/17)

| 対応手順 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|--|------------------|--------------|--|
| 1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 | | | |
| (a) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 復旧後の原子炉除熱 | 判断基準 | 原子炉压力容器内の圧力 | 原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (S A) ^{※1} |
| | | 電源 | 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※3} P/C 2 C 電圧 ^{※3} M/C 2 D 電圧 ^{※3} P/C 2 D 電圧 ^{※3} 緊急用M/C 電圧 ^{※3} 緊急用P/C 電圧 ^{※3} |
| | | 最終ヒートシンクの確保 | 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ^{※1} 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) ^{※1} 残留熱除去系海水系系統流量 ^{※1} |
| | 操作 | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (S A 広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (S A 燃料域) ^{※1} |
| | | 原子炉压力容器内の圧力 | 原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (S A) ^{※1} |
| | | 原子炉压力容器内の温度 | 原子炉压力容器温度 ^{※1} |
| | | 補機監視機能 | 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 |
| | | 最終ヒートシンクの確保 | 残留熱除去系熱交換器入口温度 ^{※1} 残留熱除去系熱交換器出口温度 ^{※1} 残留熱除去系系統流量 ^{※1} |

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
- ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
- ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

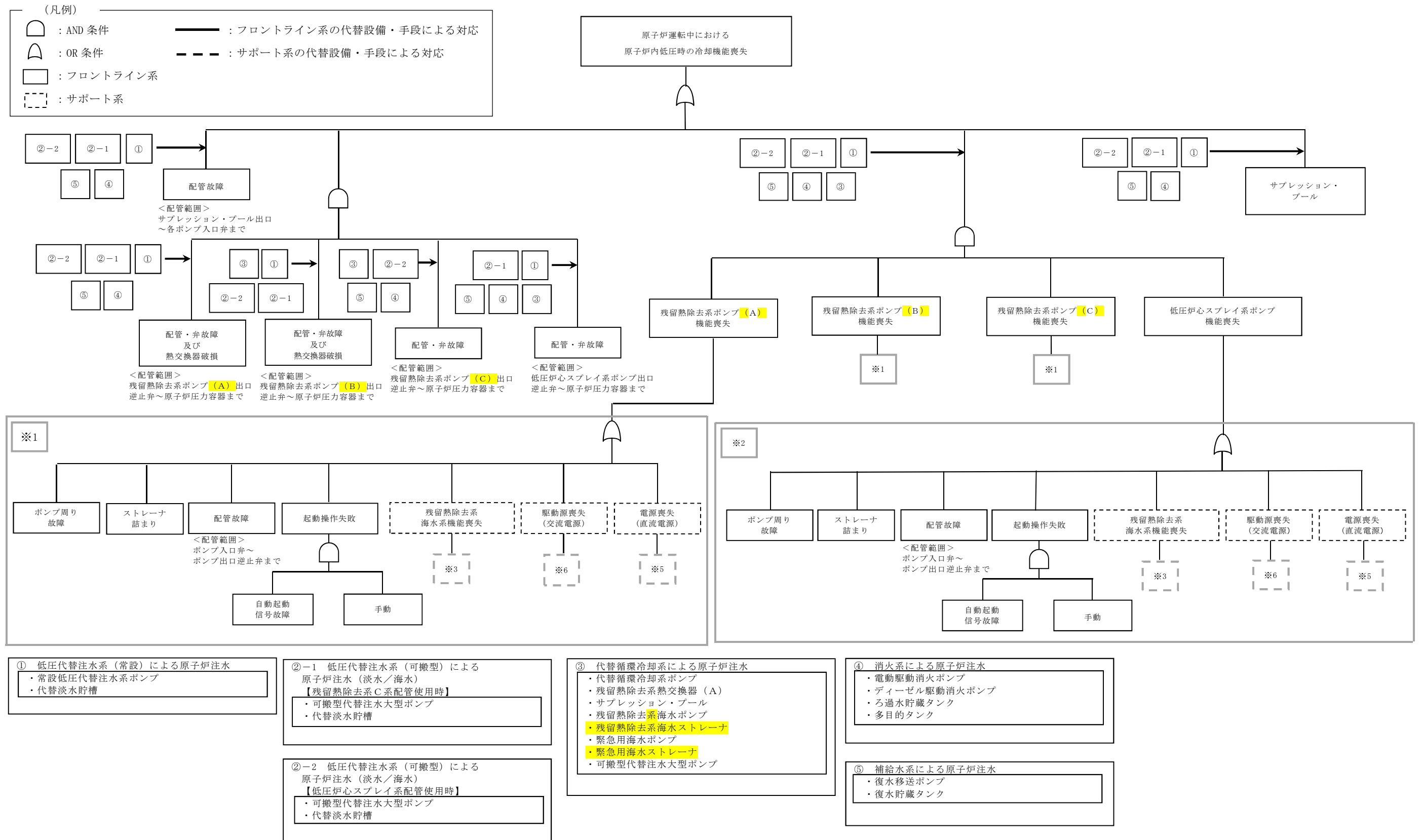
監視計器一覧 (17/17)

| 対応手順 | 重大事故等の対応に必要な監視項目 | 監視パラメータ (計器) | |
|--|------------------|---|---|
| 1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 | | | |
| (b) 原子炉冷却材浄化系による進展抑制 | 判断基準 | 原子炉压力容器への注水量 | 残留熱除去系系統流量 ^{※1} |
| | | 補機監視機能 | 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 |
| | 操作 | 原子炉压力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (S A 広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (S A 燃料域) ^{※1} |
| | | 原子炉压力容器内の温度 | 原子炉压力容器温度 ^{※1} |
| 最終ヒートシンクの確保 | | 原子炉冷却材浄化系系統流量 原子炉冷却材浄化系原子炉出口温度 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器出口温度 | |

- ※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2：重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

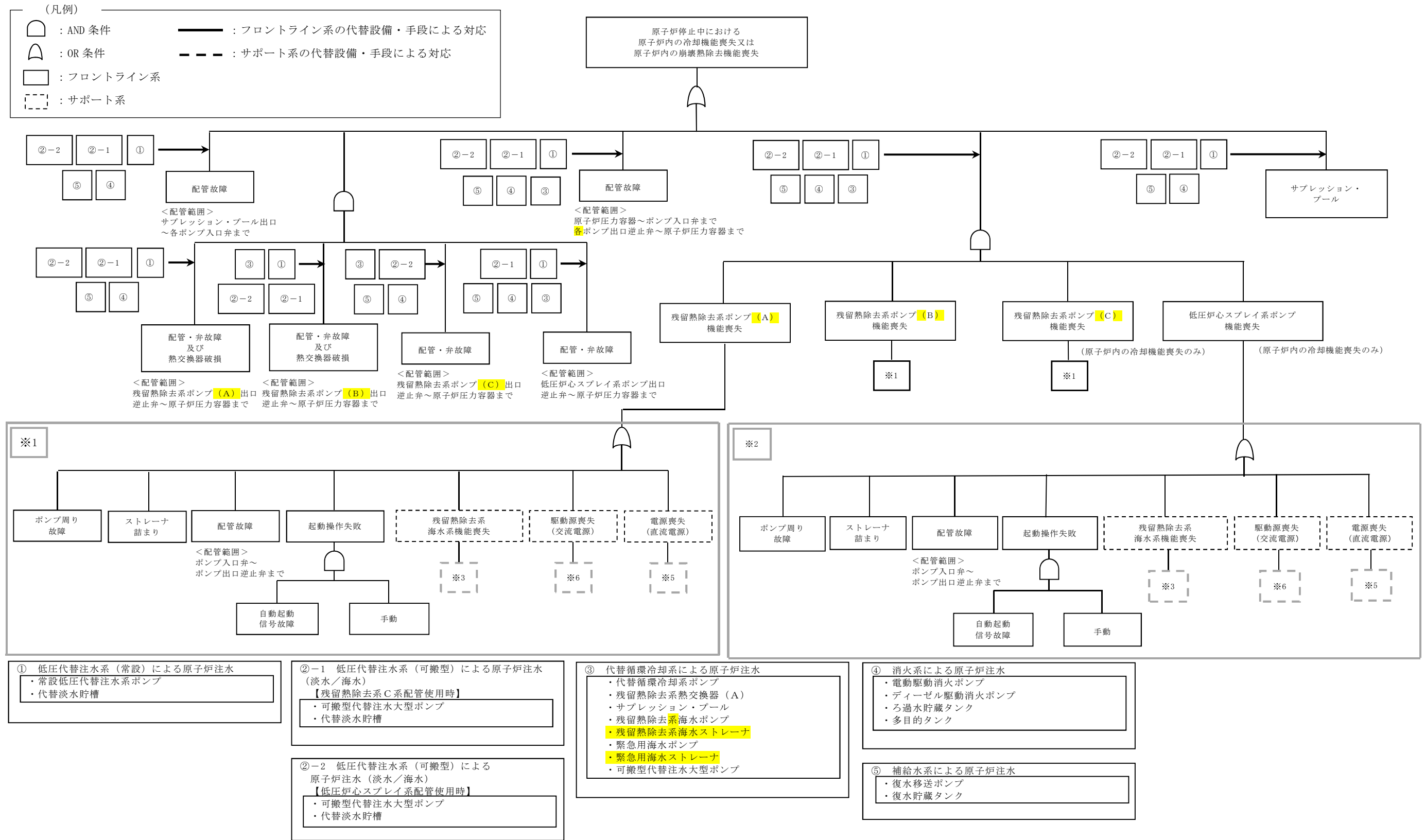
第1.4-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

| 対象条文 | 供給対象設備 | 給電元 給電母線 |
|---|--------------|---|
| <p>【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却 するための手順等</p> | 常設低圧代替注水系ポンプ | 常設代替交流電源設備 緊急用P/C |
| | 低圧代替注水系 弁 | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC |
| | 低圧炉心スプレイ系 弁 | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 |
| | 残留熱除去系 弁 | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系 |
| | 代替循環冷却系ポンプ | 常設代替交流電源設備 緊急用P/C |
| | 代替循環冷却系 弁 | 常設代替交流電源設備 緊急用MCC |



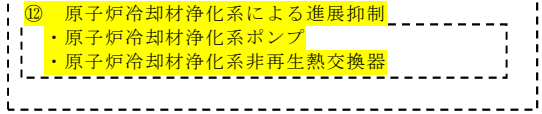
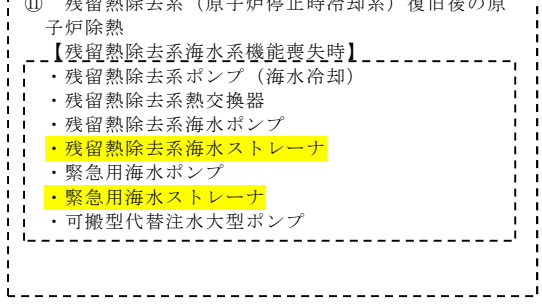
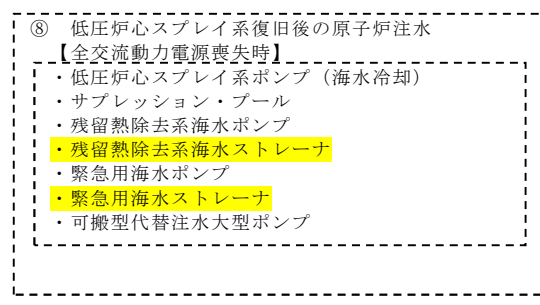
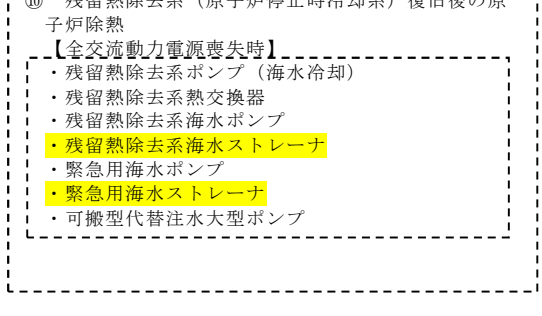
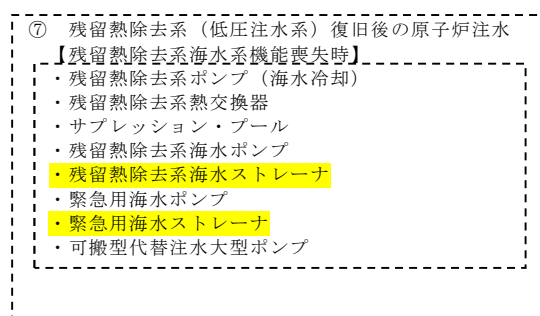
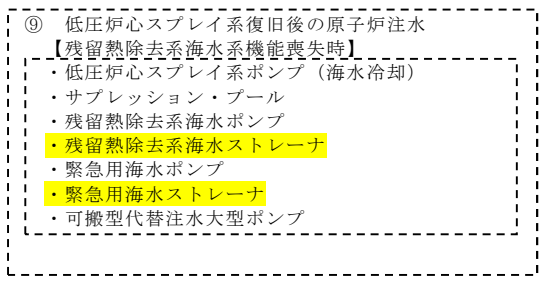
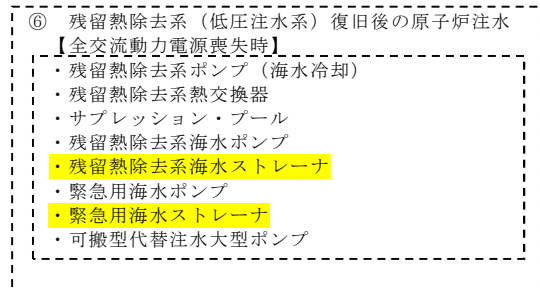
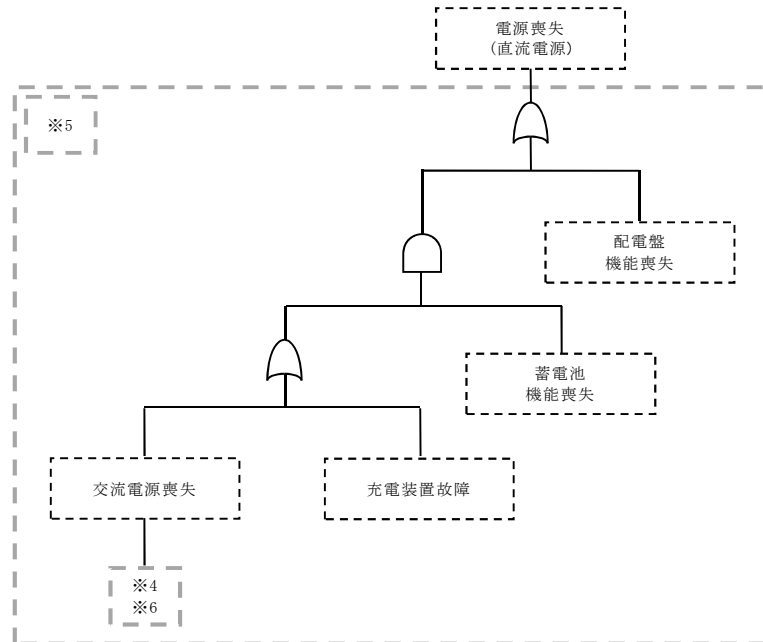
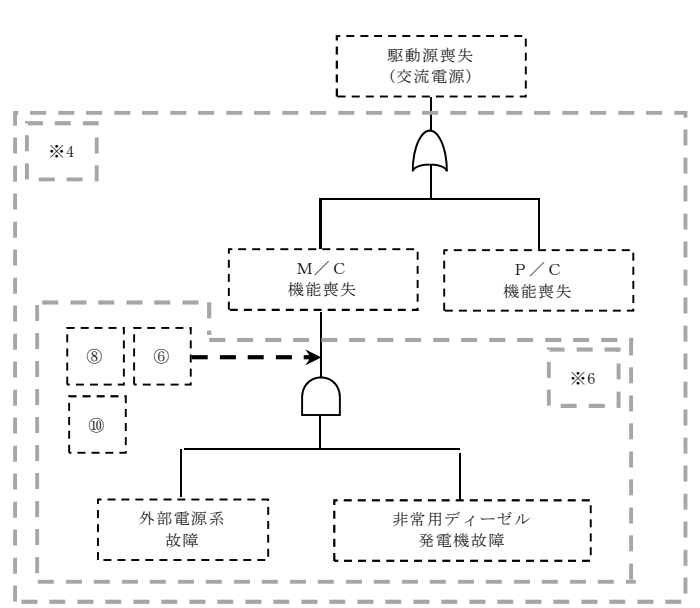
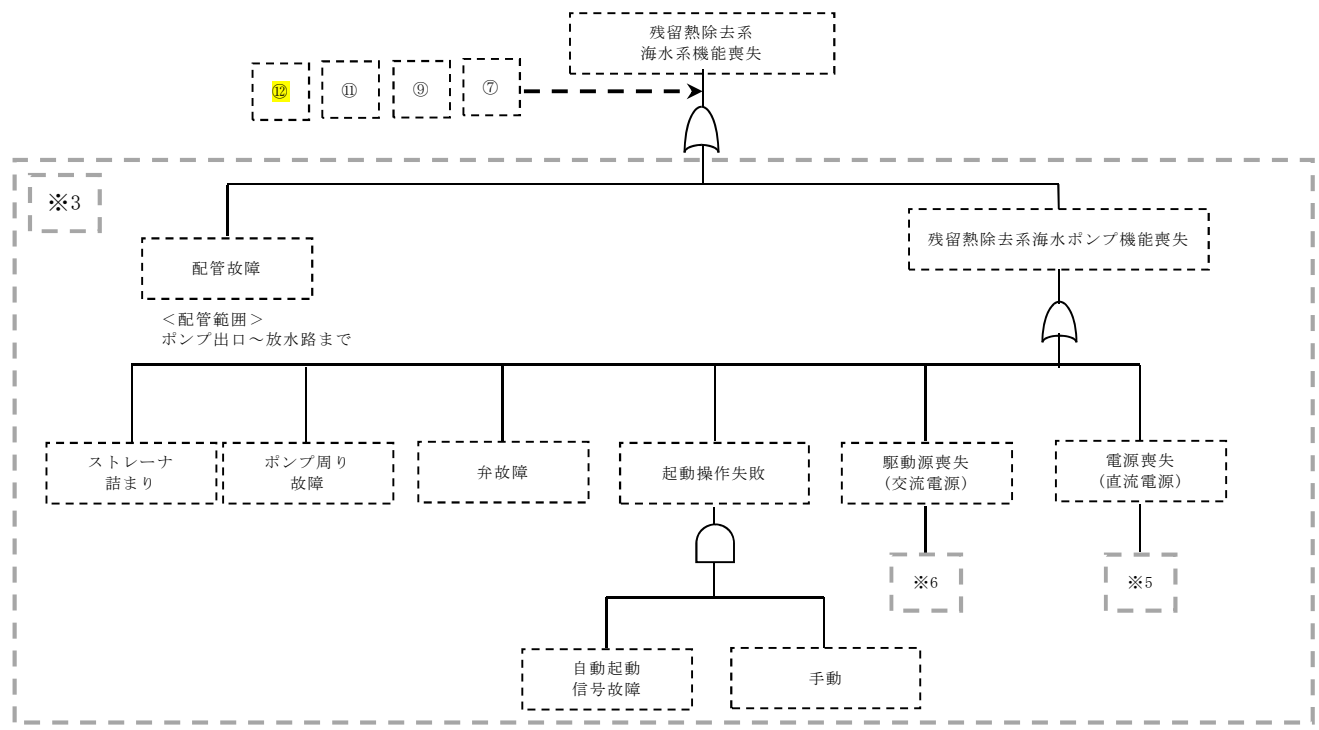
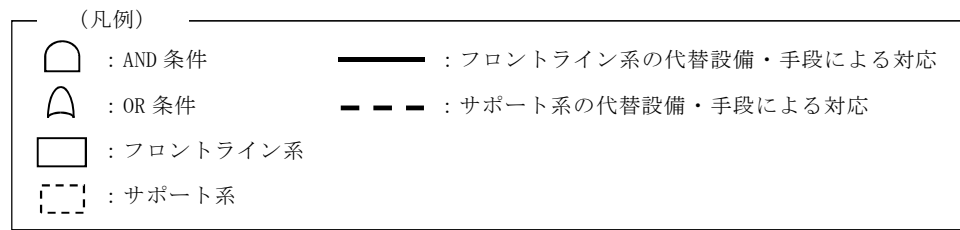
注1：残留熱除去系C系については、熱交換器を有しておらず原子炉停止時冷却系的手段ではないため、全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失時における復旧後の原子炉除熱手段は対象外である。

第 1.4-1 図 機能喪失原因対策分析 (1/3)



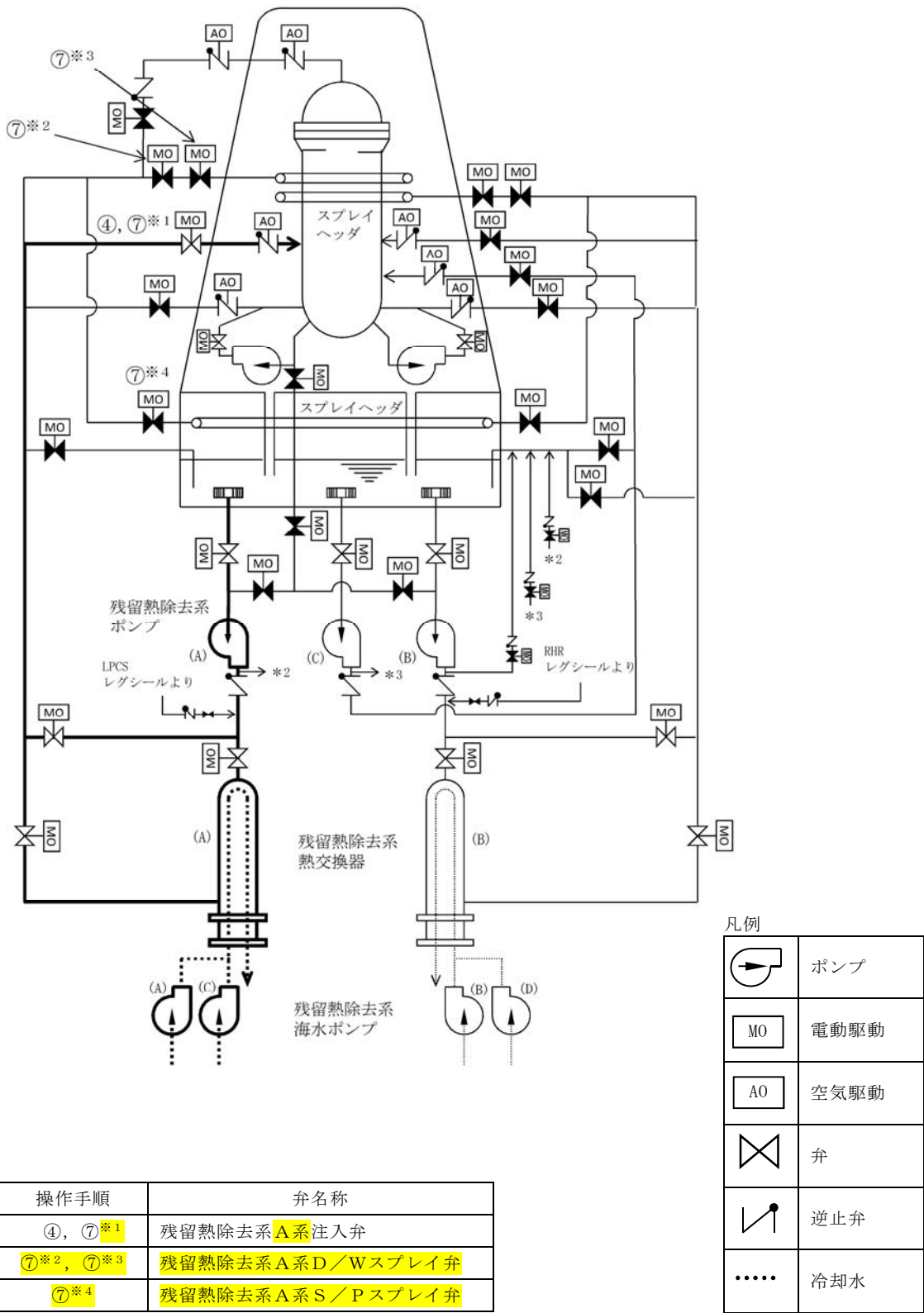
注1：残留熱除去系C系については、熱交換器を有しておらず原子炉停止時冷却系の手段ではないため、全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失時における復旧後の原子炉除熱手段は対象外である。

第 1.4-1 図 機能喪失原因対策分析 (2/3)



注1：残留熱除去系C系については、熱交換器を有しておらず原子炉停止時冷却系の手段ではないため、全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失時における復旧後の原子炉除熱手段は対象外である。
 注2：残留熱除去系海水ポンプ、緊急用海水ポンプ又は代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより残留熱除去系ポンプを冷却する手段として海水を確保する。

第 1.4-1 図 機能喪失原因対策分析 (3/3)



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1.4-2図 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 概要図

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | 備考 | |
|--|----------------------------|--------------------------|---|-----|---|-----|---|-----|---|-----|--|--------|----|
| | | 0.5 | 1 | 1.5 | 2 | 2.5 | 3 | 3.5 | 4 | 4.5 | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 3分 | | | | | | | | | | | |
| 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 （自動起動信号が発信した場合） | 運転員等 （当直運転員） （中央制御室） | 1 | | | | | | | | | | 自動起動確認 | ※1 |

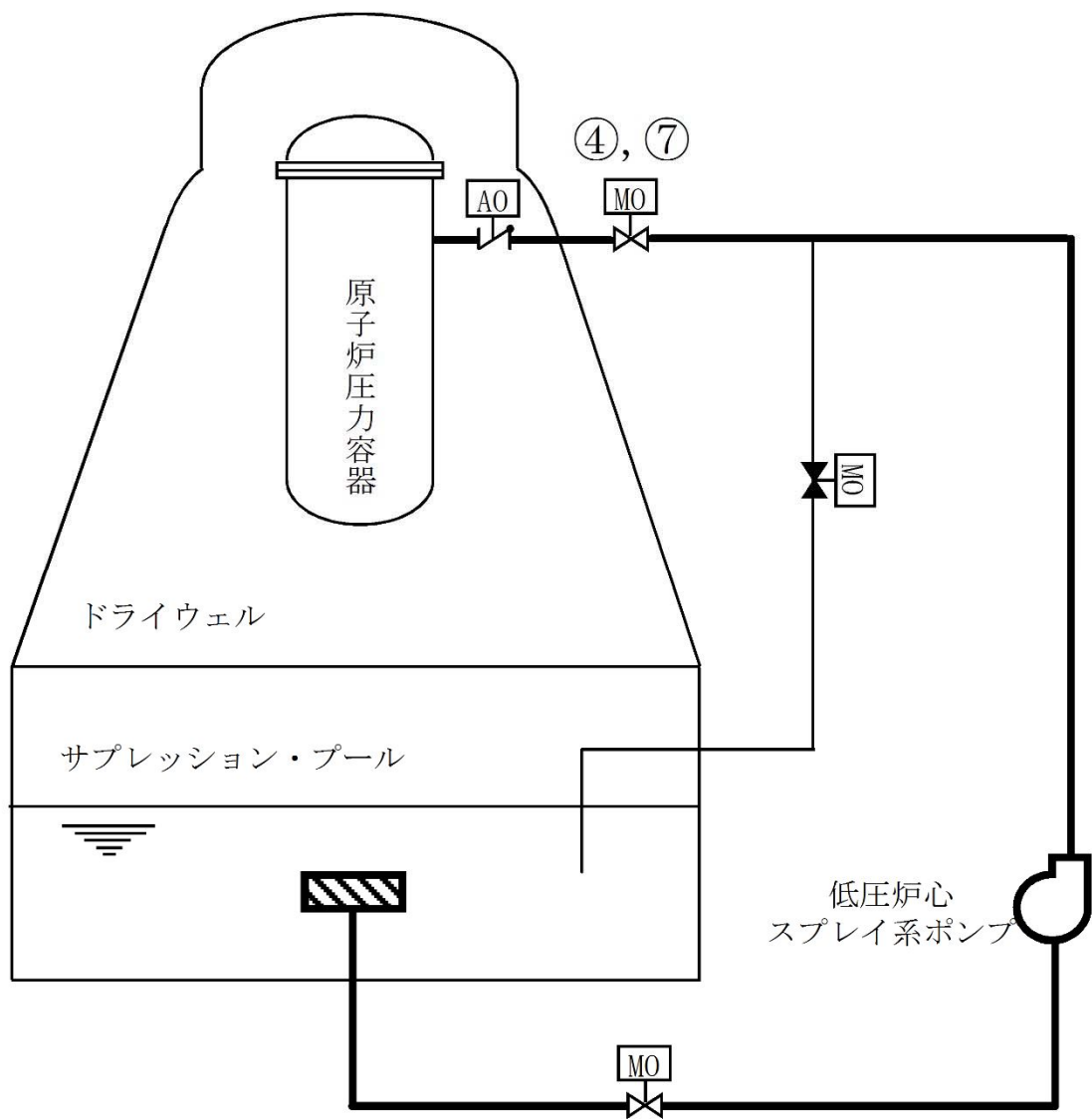
※1：残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉注水を示す。また、残留熱除去系（低圧注水系）B系又は残留熱除去系（低圧注水系）C系による原子炉注水については、注水開始まで3分以内と想定する。

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | 備考 | |
|------------------------------------|----------------------------|--------------------------|---|-----|---|-----|---|-----|---|-----|--|--------|----|
| | | 0.5 | 1 | 1.5 | 2 | 2.5 | 3 | 3.5 | 4 | 4.5 | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 3分 | | | | | | | | | | | |
| 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 （手動起動の場合） | 運転員等 （当直運転員） （中央制御室） | 1 | | | | | | | | | | 注水開始操作 | ※2 |

※2：残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉注水を示す。また、残留熱除去系（低圧注水系）B系又は残留熱除去系（低圧注水系）C系による原子炉注水については、注水開始まで3分以内と想定する。

第 1.4-3 図 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 タイムチャート

ト



| 操作手順 | 弁名称 |
|------|--------------|
| ④, ⑦ | 低圧炉心スプレイ系注入弁 |

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

凡例

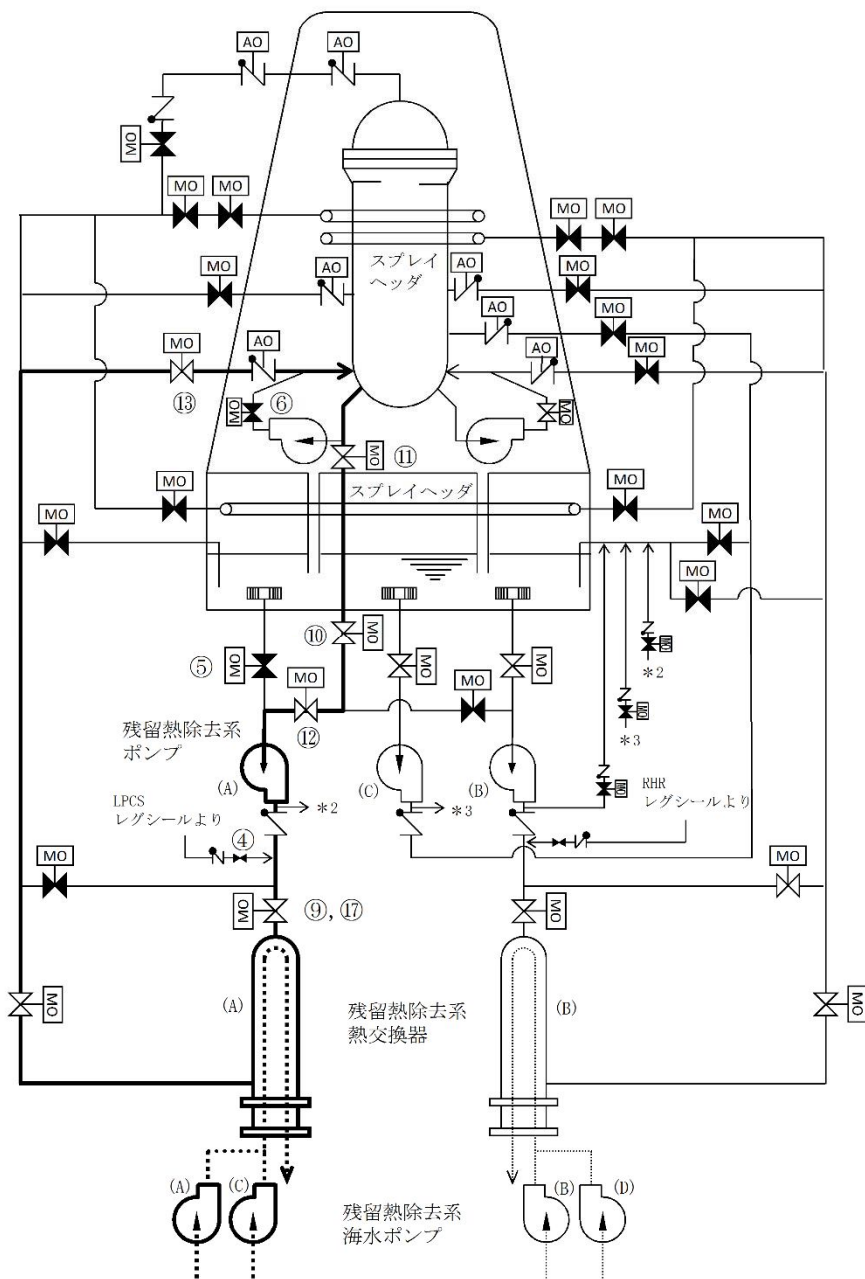
| | |
|--|------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |

第1.4-4図 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 概要図

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | 備考 | |
|--------------------------------------|----------------------------|----------------------|---|-----|---|-----|---|-----|---|-----|--|--------|--|
| | | 0.5 | 1 | 1.5 | 2 | 2.5 | 3 | 3.5 | 4 | 4.5 | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 2分 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 | | | | | | | | | | | |
| 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 (自動起動信号が発信した場合) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | 自動起動確認 | |
| | | | | | | | | | | | | | |

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | 備考 | |
|--------------------------------|----------------------------|----------------------|---|-----|---|-----|---|-----|---|-----|--|--------|--|
| | | 0.5 | 1 | 1.5 | 2 | 2.5 | 3 | 3.5 | 4 | 4.5 | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 2分 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 | | | | | | | | | | | |
| 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 (手動起動の場合) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | 注水開始操作 | |
| | | | | | | | | | | | | | |

第 1.4-5 図 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 タイムチャート

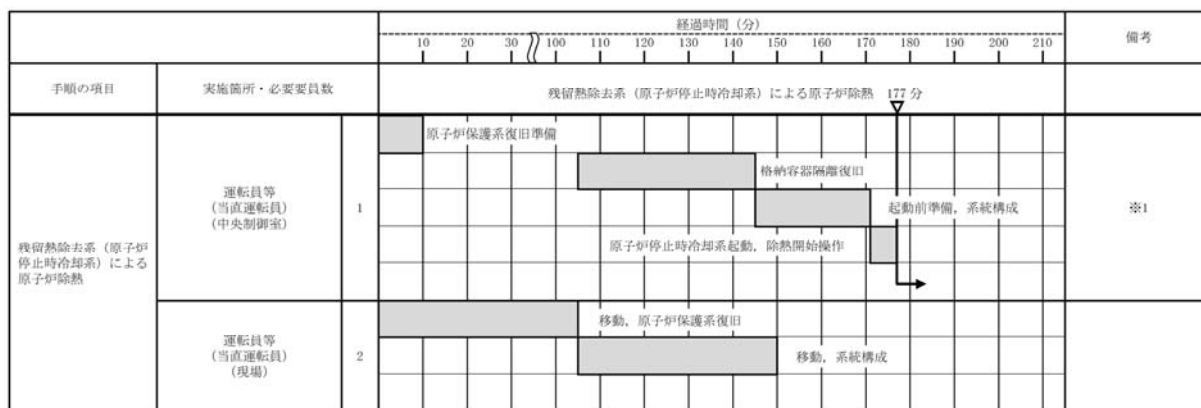


| 操作手順 | 弁名称 |
|------|---------------------------|
| ④ | 残留熱除去系 A 系レグシールライン弁 |
| ⑤ | 残留熱除去系ポンプ (A) 入口弁 |
| ⑥ | 原子炉再循環ポンプ (A) 出口弁 |
| ⑨, ⑰ | 残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁 |
| ⑩ | 残留熱除去系外側隔離弁 |
| ⑪ | 残留熱除去系内側隔離弁 |
| ⑫ | 残留熱除去系ポンプ (A) 停止時冷却ライン入口弁 |
| ⑬ | 残留熱除去系ポンプ (A) 停止時冷却注入弁 |

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

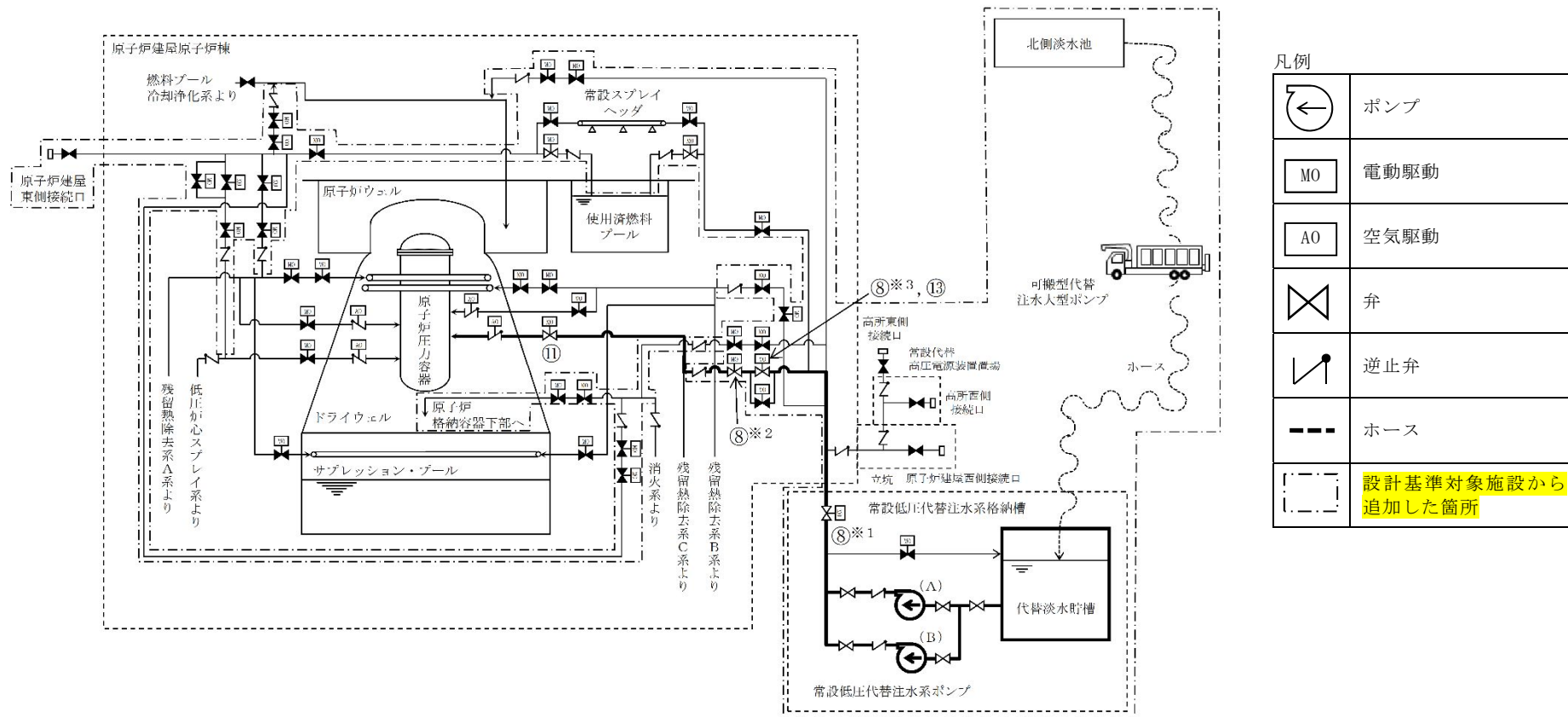
| 凡例 | |
|----|------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | 冷却水 |

第1.4-6図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱 概要図



※1：残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉除熱を示す。また，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）B系による原子炉除熱については，除熱開始まで177分以内と想定する。

第 1.4-7 図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱 タイムチャート



凡例

| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | ホース |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|------|----------------|--------|----------------|
| ⑧※1 | 常設低圧代替注水系系統分離弁 | ⑧※3, ⑬ | 原子炉圧力容器注水流量調整弁 |
| ⑧※2 | 原子炉注水弁 | ⑪ | 残留熱除去系C系注入弁 |

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1.4-8図 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 概要図

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | 備考 |
|---------------------|----------------------------|------------------------|--------------|---|---|----------------------|---|---|---|---|----|----|----|----|
| | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 低下代替注水系（常設）による原子炉注水 9分 | | | | | | | | | | | | |
| 低下代替注水系（常設）による原子炉注水 | 運転員等 （当直運転員） （中央制御室） | 2 | 必要の負荷の電源切替操作 | | | 原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉操作（※1） | | | | | | | | |
| | | | 系統構成、注水開始操作 | | | | | | | | | → | | |

※1：原子炉冷却材喪失事象が確認された場合。

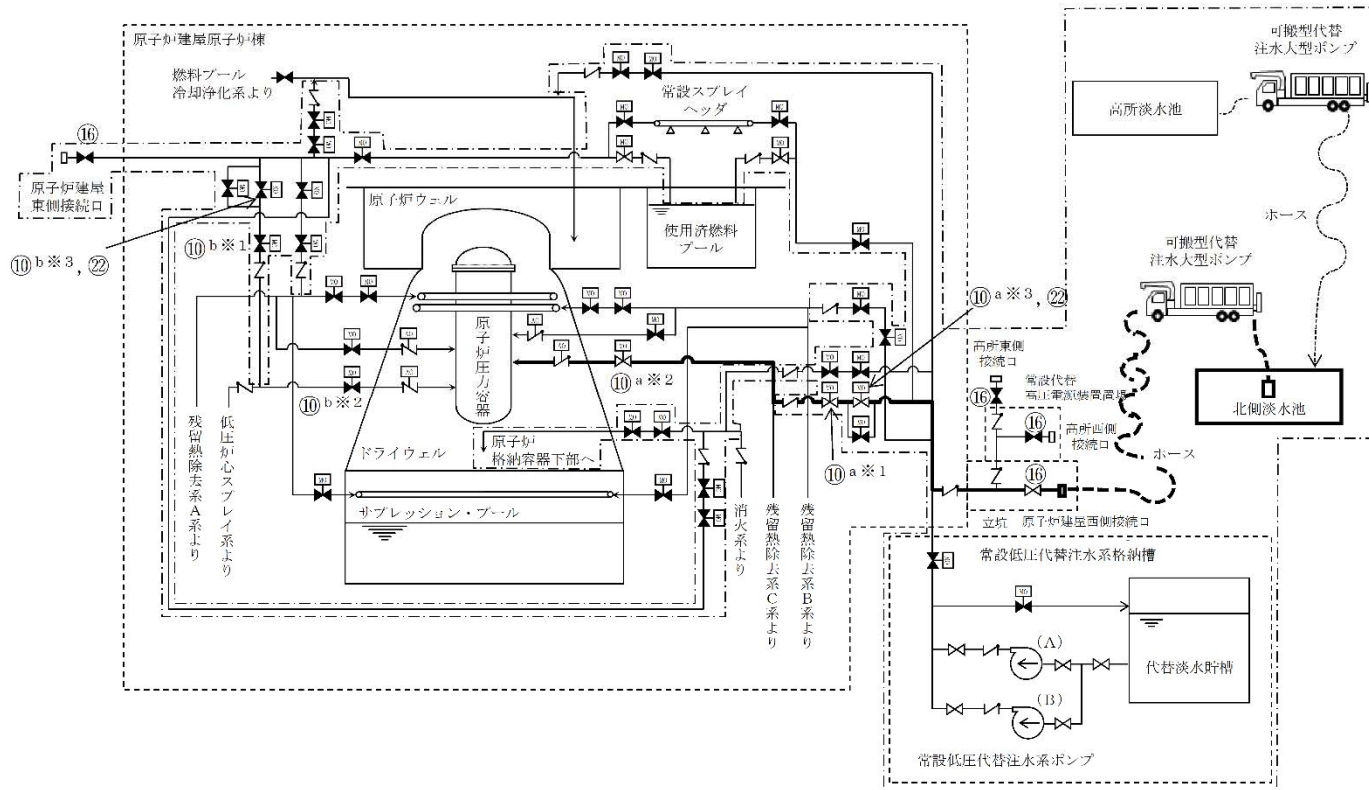
| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | 備考 |
|--|----------------------------|-------------------------------------|--------------|---|---|------------------|----|----|----|----|----|----|----|----|
| | | 2 | 4 | 6 | 8 | 10 | 12 | 14 | 16 | 18 | 20 | 22 | 24 | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 常設低下代替注水系ポンプを使用した原子炉注水と格納容器スプレイ 15分 | | | | | | | | | | | | |
| 低下代替注水系（常設）による原子炉注水 （常設低下代替注水系ポンプを使用した原子炉注水と格納容器スプレイ） | 運転員等 （当直運転員） （中央制御室） | 2 | 必要の負荷の電源切替操作 | | | 原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉操作 | | | | | | | | |
| | | | 系統構成 | | | 原子炉格納容器内の冷却開始操作 | | | | | | | | |
| | | | | | | 原子炉注水開始操作 | | | | | | | | |

第1.4-9図 低下代替注水系（常設）による原子炉注水 タイムチャート（原子炉運転中）（1/2）

| 手順の項目 | | 実施箇所・必要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | 備考 |
|---------------------|----------------------------|-----------|------------------------|---|---|---|--------------|---|----------------------|---|---|----|----|----|----|
| | | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | |
| | | | 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 9分 | | | | | | | | | | | | |
| 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | 必要な負荷の電源切替操作 | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | 原子炉冷却材浄化系吸込弁の開操作(※1) | | | | | | |
| | | | | | | | 系統構成,注水開始操作 | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | |

※1: 原子炉冷却材喪失事象が確認された場合。

第1.4-9図 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 タイムチャート(原子炉運転停止中) (2/2)



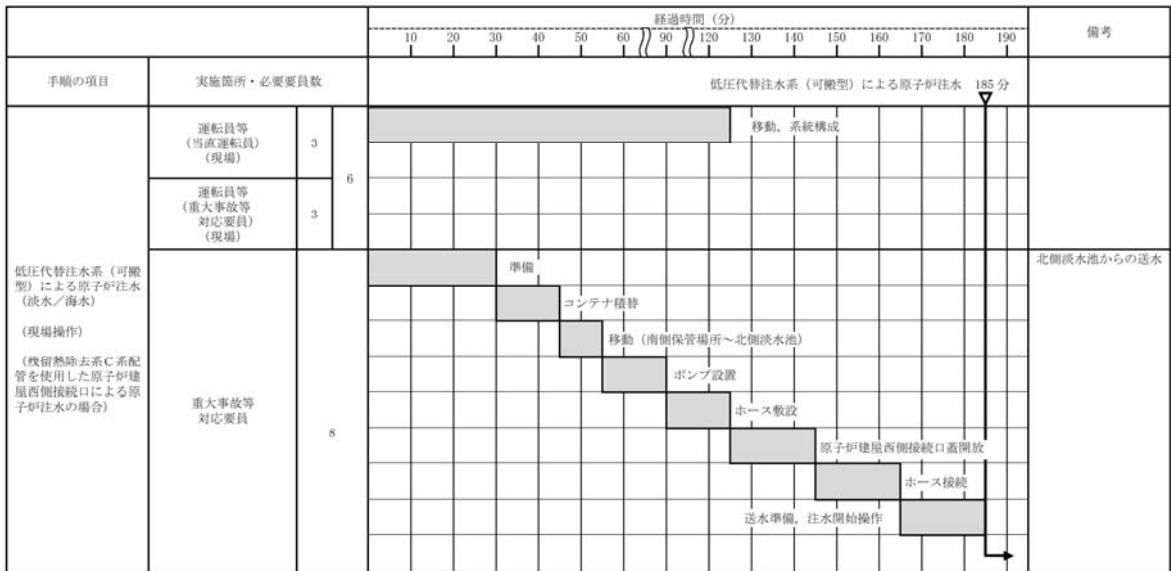
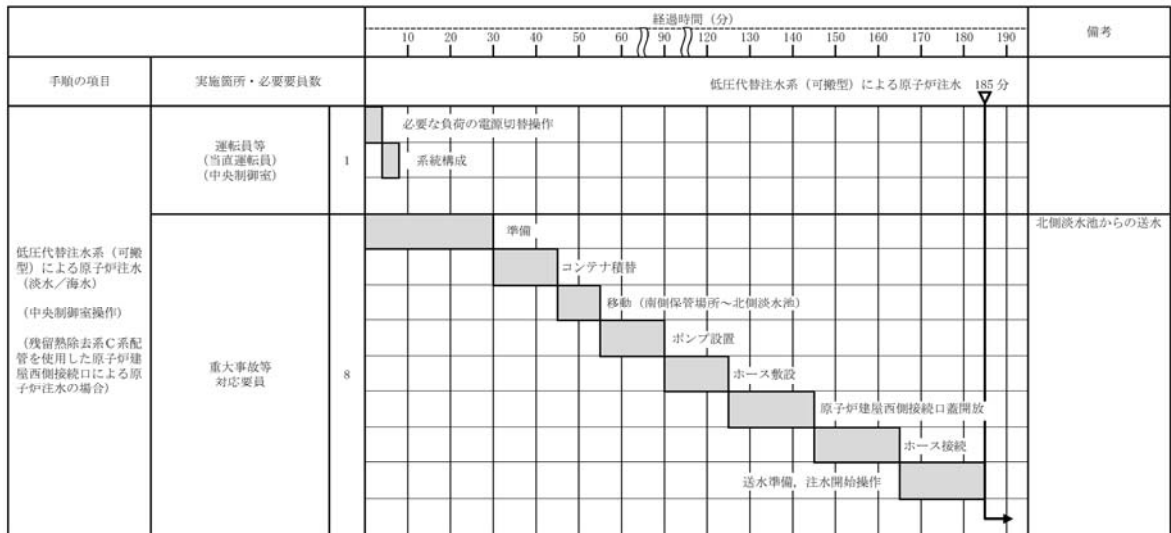
凡例

| | |
|-----|------------------|
| | ポンプ |
| MO | 電動駆動 |
| AO | 空気駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| --- | ホース |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|------------------|---------------|---------------------|--|
| ⑩ a * 1, ⑩ b * 1 | 原子炉注水弁 | ⑩ a * 3, ⑩ b * 3, ⑫ | 原子炉压力容器注水流量調整弁 |
| ⑩ a * 2 | 残留熱除去系 C系 注入弁 | ⑬ | 原子炉建屋西側接続口の弁, 高所西側接続口の弁, 高所東側接続口の弁, 原子炉建屋東側接続口の弁 |
| ⑩ b * 2 | 低圧炉心スプレー系 注入弁 | | |

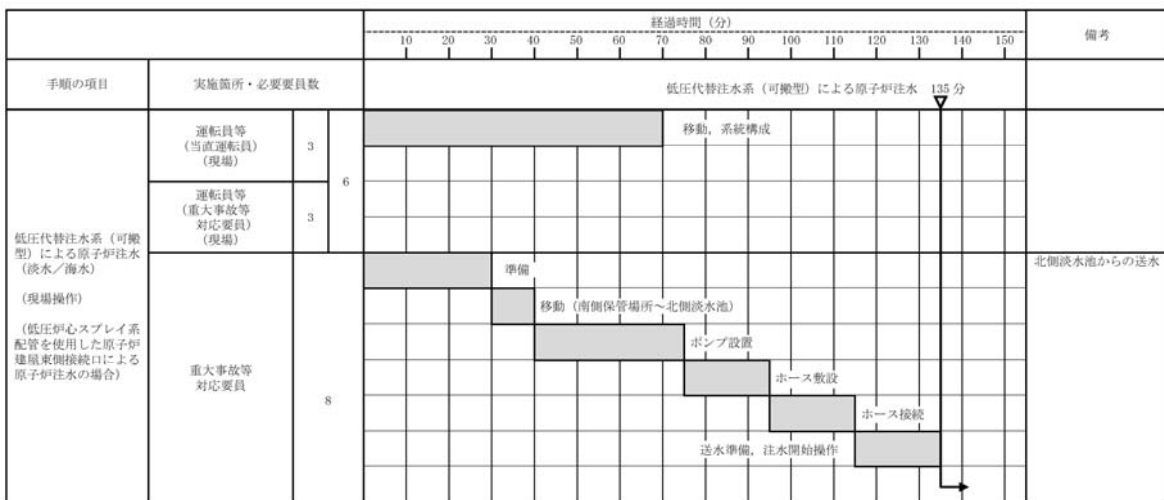
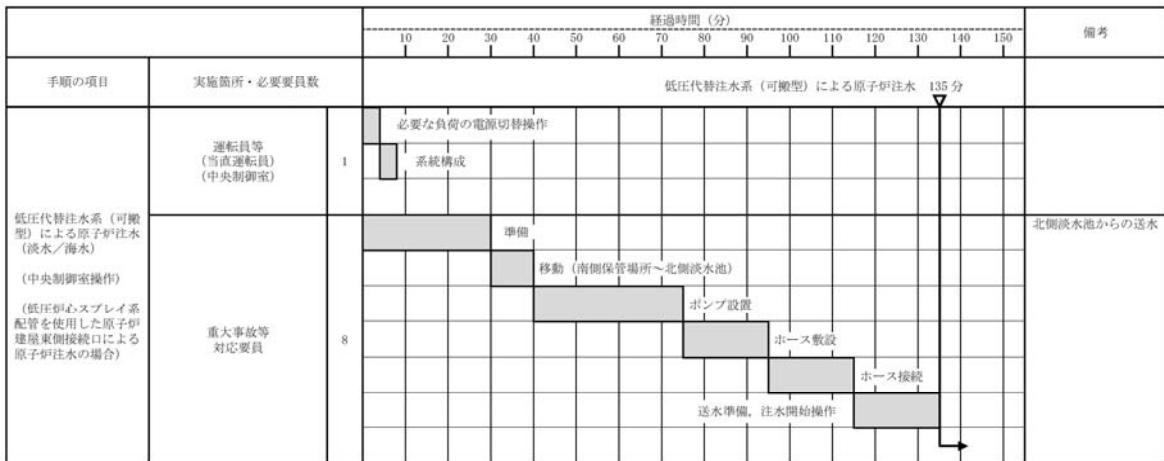
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○ a ~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○ * 1 ~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合, その実施順を示す。

第1.4-10図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）概要図



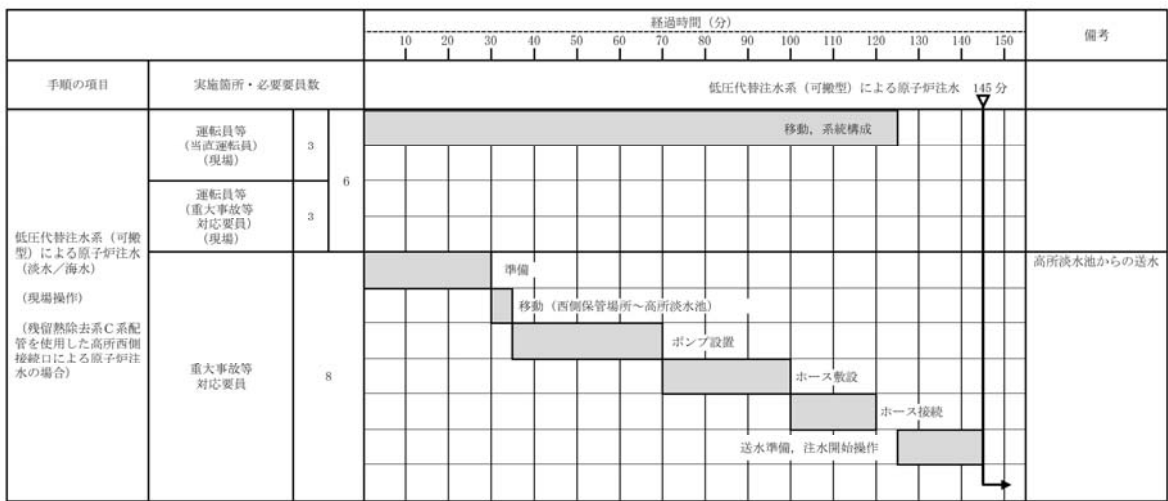
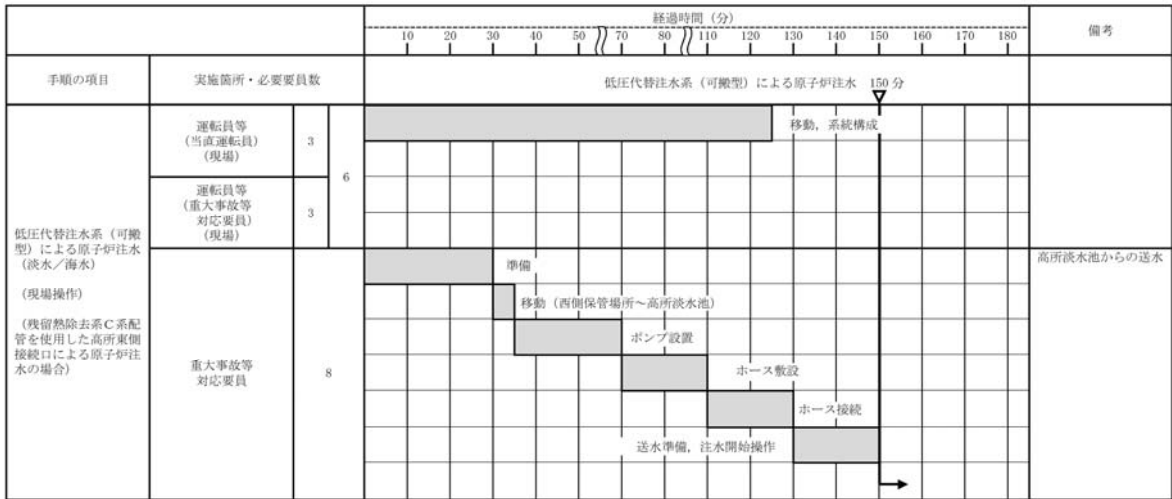
第1.4-11図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

タイムチャート（原子炉運転中）（1／4）



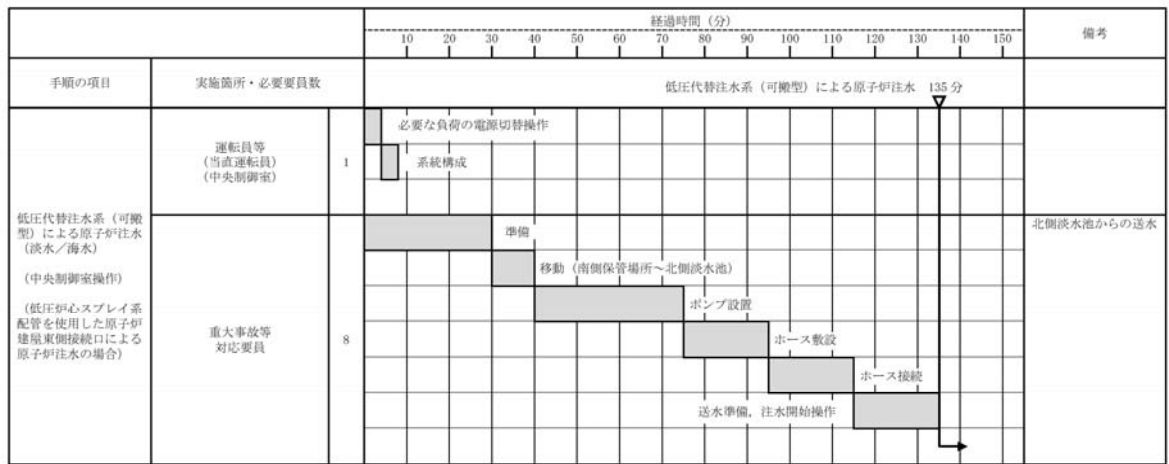
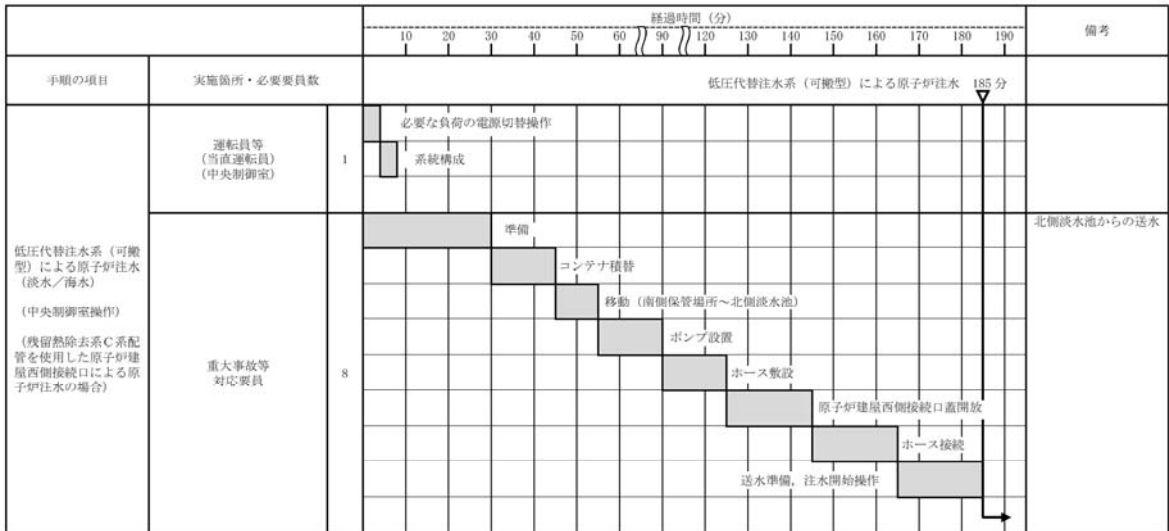
第1.4-11図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

タイムチャート（原子炉運転中）（2／4）



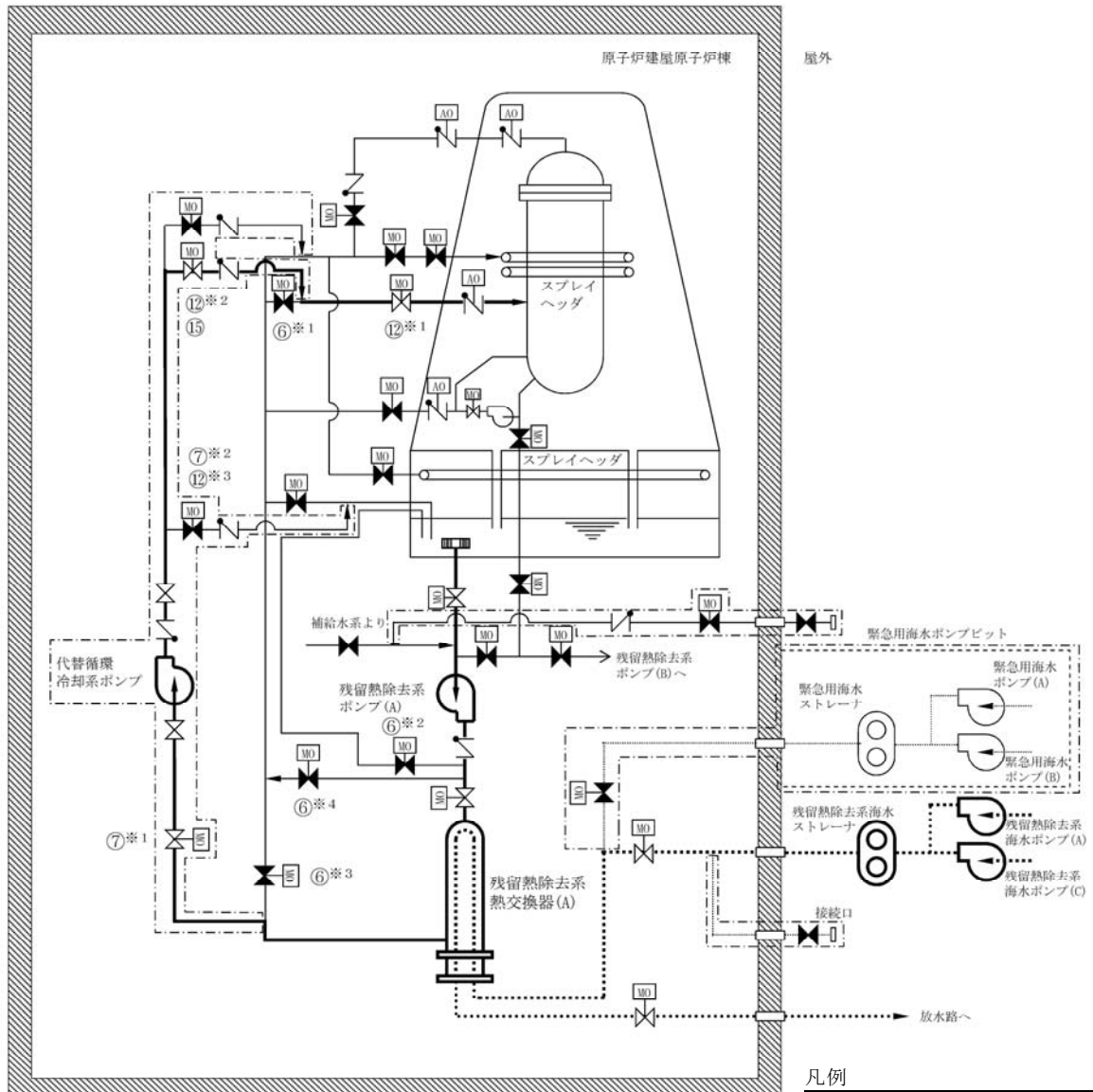
第1.4-11図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

タイムチャート（原子炉運転中）（3／4）



第1.4-11図 低压代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)

タイムチャート(原子炉運転停止中)(4/4)



凡例

| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | 冷却水 |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

| 操作手順 | 弁名称 |
|----------|---------------------|
| ⑥※1 | 残留熱除去系注水配管分離弁 |
| ⑥※2 | 残留熱除去系A系ミニフロー弁 |
| ⑥※3 | 残留熱除去系熱交換器(A) 出口弁 |
| ⑥※4 | 残留熱除去系熱交換器(A) バイパス弁 |
| ⑦※1 | 代替循環冷却系ポンプ入口弁 |
| ⑦※2, ⑫※3 | 代替循環冷却系テスト弁 |
| ⑫※1 | 残留熱除去系A系注入弁 |
| ⑫※2, ⑮ | 代替循環冷却系注入弁 |

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。

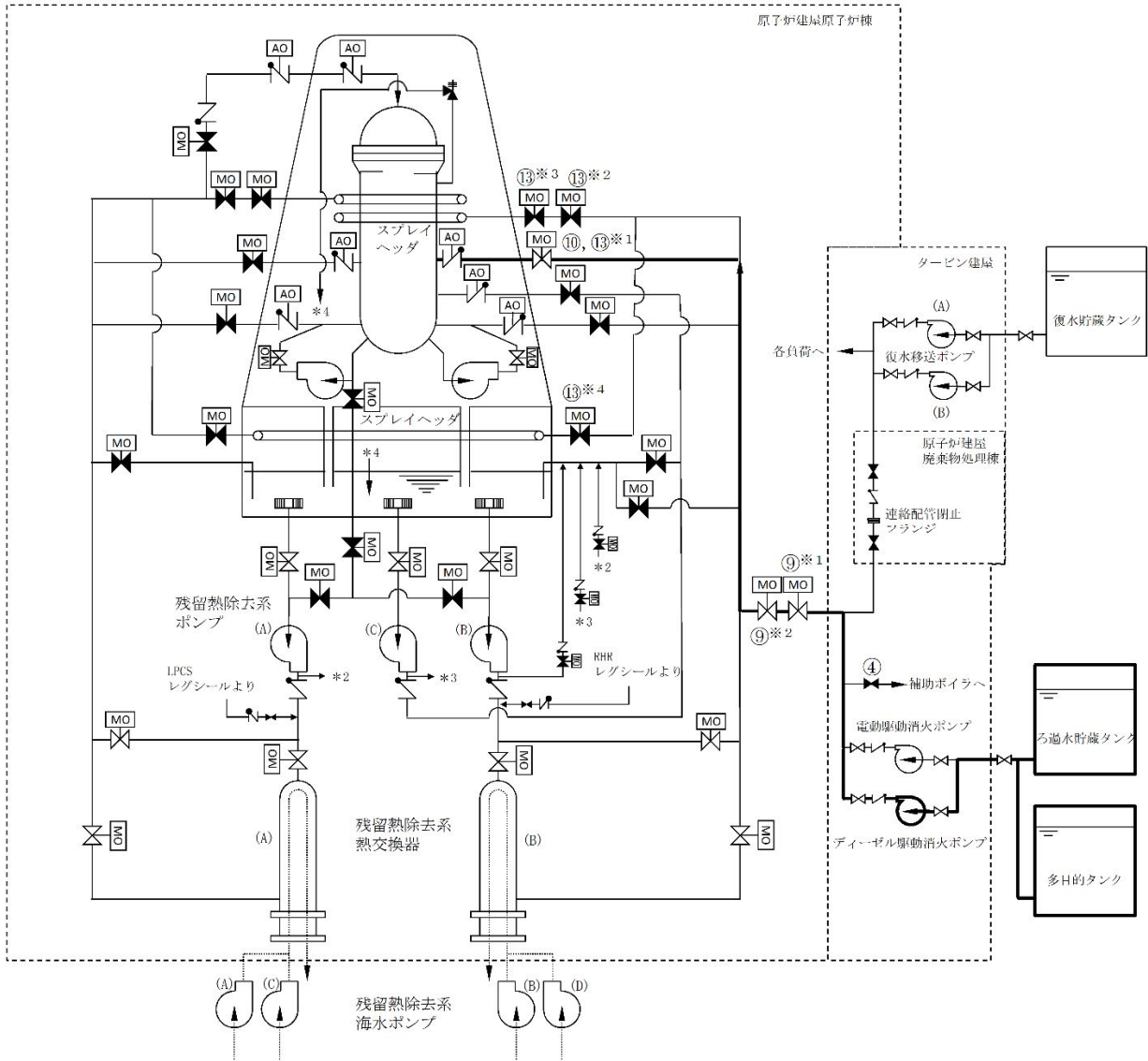
第1.4-12図 代替循環冷却系による原子炉注水 概要図

| 手順の項目 | | 実施箇所・必要員数 | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | 備考 |
|-----------------|----------------------------|-----------|---------------------|----|----|----|------|----|----|----|--------|--|--|--|----|
| | | | 5 | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 35 | 40 | 45 | | | | |
| | | | 代替循環冷却系による原子炉注水 41分 | | | | | | | | | | | | |
| 代替循環冷却系による原子炉注水 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 2 | 必要な負荷の電源切替操作 | | | | 系統構成 | | | | 注水開始操作 | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | |

第1.4-13図 代替循環冷却系による原子炉注水 タイムチャート (原子炉運転中) (1/2)

| 手順の項目 | | 実施箇所・必要員数 | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | | 備考 |
|-----------------|----------------------------|-----------|---------------------|----|----|----|----|----|----|----|----|--|--|--|--|----|
| | | | 5 | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 35 | 40 | 45 | | | | | |
| | | | 代替循環冷却系による原子炉注水 41分 | | | | | | | | | | | | | |
| 代替循環冷却系による原子炉注水 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 2 | 必要な負荷の電源切替操作 | | | | | | | | | | | | | |
| | | | 系統構成 | | | | | | | | | | | | | |
| | | | 注水開始操作 | | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | | | | | | | | | | | |

第1.4-13図 代替循環冷却系による原子炉注水 タイムチャート (原子炉運転停止中) (2/2)



| 操作手順 | 弁名称 |
|----------|------------------|
| ④ | 補助ボイラ冷却水元弁 |
| ⑨※1, ⑨※2 | 残留熱除去系B系消火系ライン弁 |
| ⑩, ⑬※1 | 残留熱除去系B系注入弁 |
| ⑬※2, ⑬※3 | 残留熱除去系B系D/Wスプレイ弁 |
| ⑬※4 | 残留熱除去系B系S/Pスプレイ弁 |

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

| 凡例 | |
|----|------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |

第1.4-14図 消火系による原子炉注水 概要図

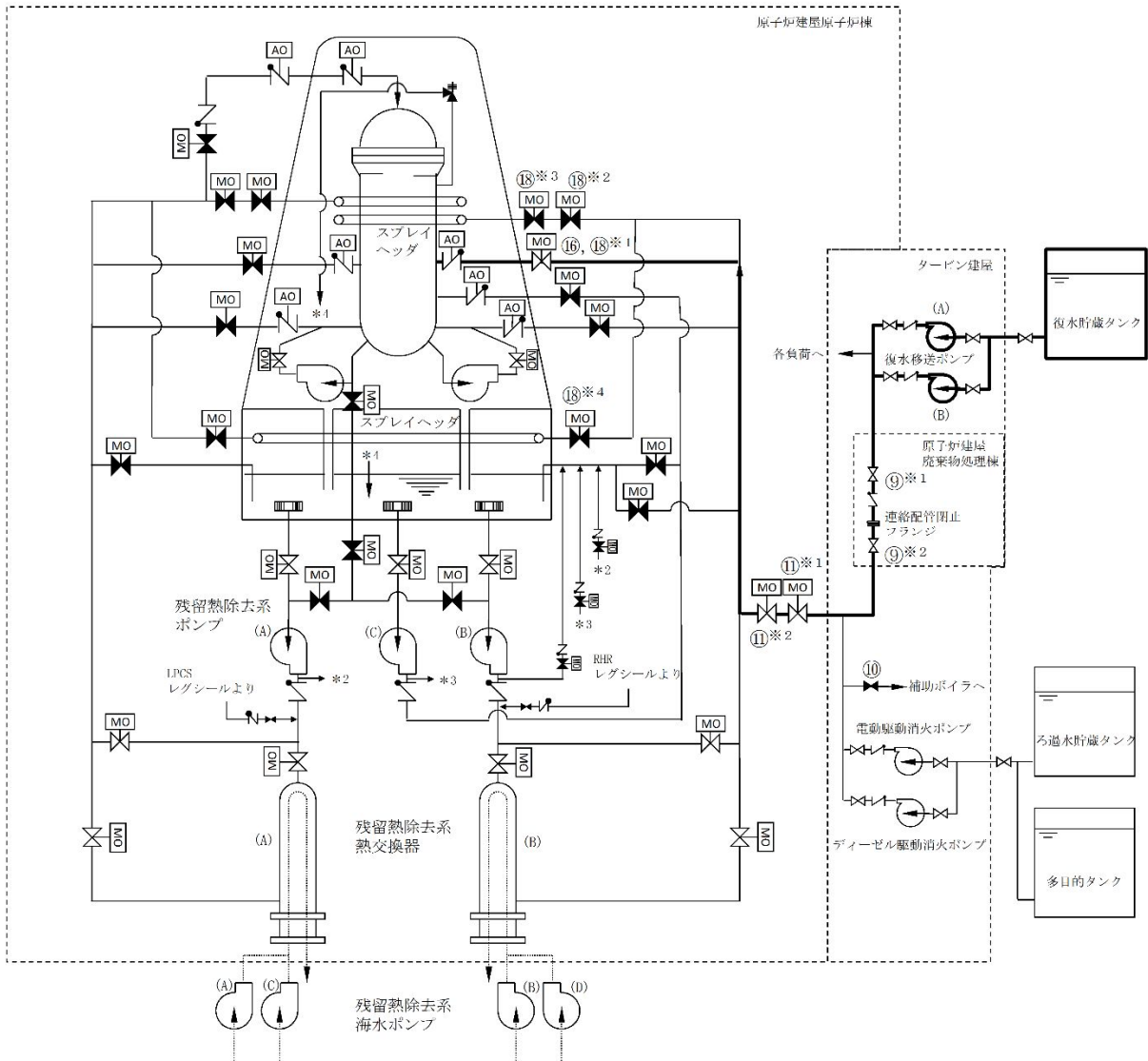
| 手順の項目 | | 実施箇所・必要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | 備考 | | | | |
|-------------|----------------------------|-----------|-----------------|----|----|----|----|----|----|----|----|--|----|--|--|--|--|
| | | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | | | | | | |
| | | | 消火系による原子炉注水 56分 | | | | | | | | | | | | | | |
| 消火系による原子炉注水 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 運転員等 (当直運転員) (現場) | 2 | | | | | | | | | | | | | | | |

第1.4-15図 消火系による原子炉注水 タイムチャート (原子炉運転中)

(1/2)

| 手順の項目 | | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | 備考 | | | | | |
|-------------|----------------------------|------------|-----------------|----|----|----|----|----|----|----|----|--|----|--|--|--|--|--|
| | | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | | | | | | | |
| | | | 消火系による原子炉注水 56分 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 消火系による原子炉注水 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 運転員等 (当直運転員) (現場) | 2 | | | | | | | | | | | | | | | | |

第1.4-15図 消火系による原子炉注水 タイムチャート (原子炉運転停止中) (2/2)



| 操作手順 | 弁名称 |
|----------|------------------|
| ⑨※1, ⑨※2 | 補給水系-消火系連絡ライン止め弁 |
| ⑩ | 補助ボイラ冷却水元弁 |
| ⑪※1, ⑪※2 | 残留熱除去系B系消火系ライン弁 |
| ⑬, ⑬※1 | 残留熱除去系B系注入弁 |
| ⑮※2, ⑮※3 | 残留熱除去系B系D/Wスプレイ弁 |
| ⑮※4 | 残留熱除去系B系S/Pスプレイ弁 |

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

凡例

| | |
|--|------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |

第1.4-16図 補給水系による原子炉注水 概要図

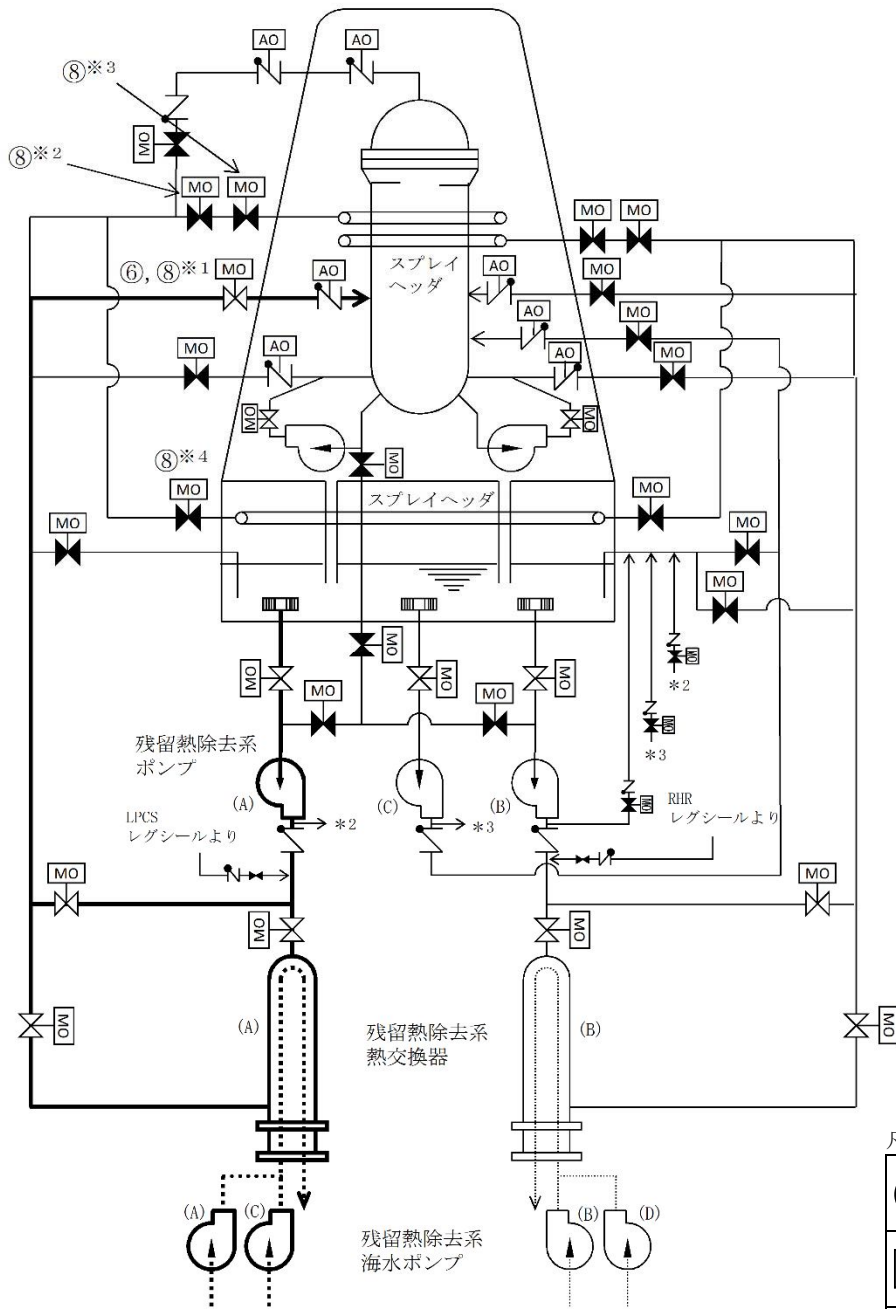
| - | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | 備考 | | | | |
|--------------|----------------------------|-------------------|----|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|----|--|--|-----------------|------|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | 100 | 110 | 120 | | | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 補給水系による原子炉注水 105分 | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 補給水系による原子炉注水 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | | | | | 系統構成、注水開始操作 | |
| | 運転員等 (当直運転員) (現場) | 2 | | | | | | | | | | | | | | | 移動 | 系統構成 |
| | 重大事故等 対応要員 | 6 | | | | | | | | | | | | | | | 移動、連絡配管閉止フランジ切替 | |

第1.4-17図 補給水系による原子炉注水 タイムチャート (原子炉運転中)

(1/2)

| - | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | 備考 | | | | |
|--------------|----------------------------|-------------------|----|----|----|----|----|----|----|----|-----|-----|-----|----|--|--|--|--|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | 100 | 110 | 120 | | | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 補給水系による原子炉注水 105分 | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 補給水系による原子炉注水 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 運転員等 (当直運転員) (現場) | 2 | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | 重大事故等 対応要員 | 6 | | | | | | | | | | | | | | | | |

第1.4-17図 補給水系による原子炉注水 タイムチャート (原子炉運転停止中) (2/2)



凡例

| | |
|--|------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | 冷却水 |

| 操作手順 | 弁名称 |
|----------|------------------|
| ⑥, ⑧※1 | 残留熱除去系A系注入弁 |
| ⑧※2, ⑧※3 | 残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁 |
| ⑧※4 | 残留熱除去系A系S/Pスプレイ弁 |

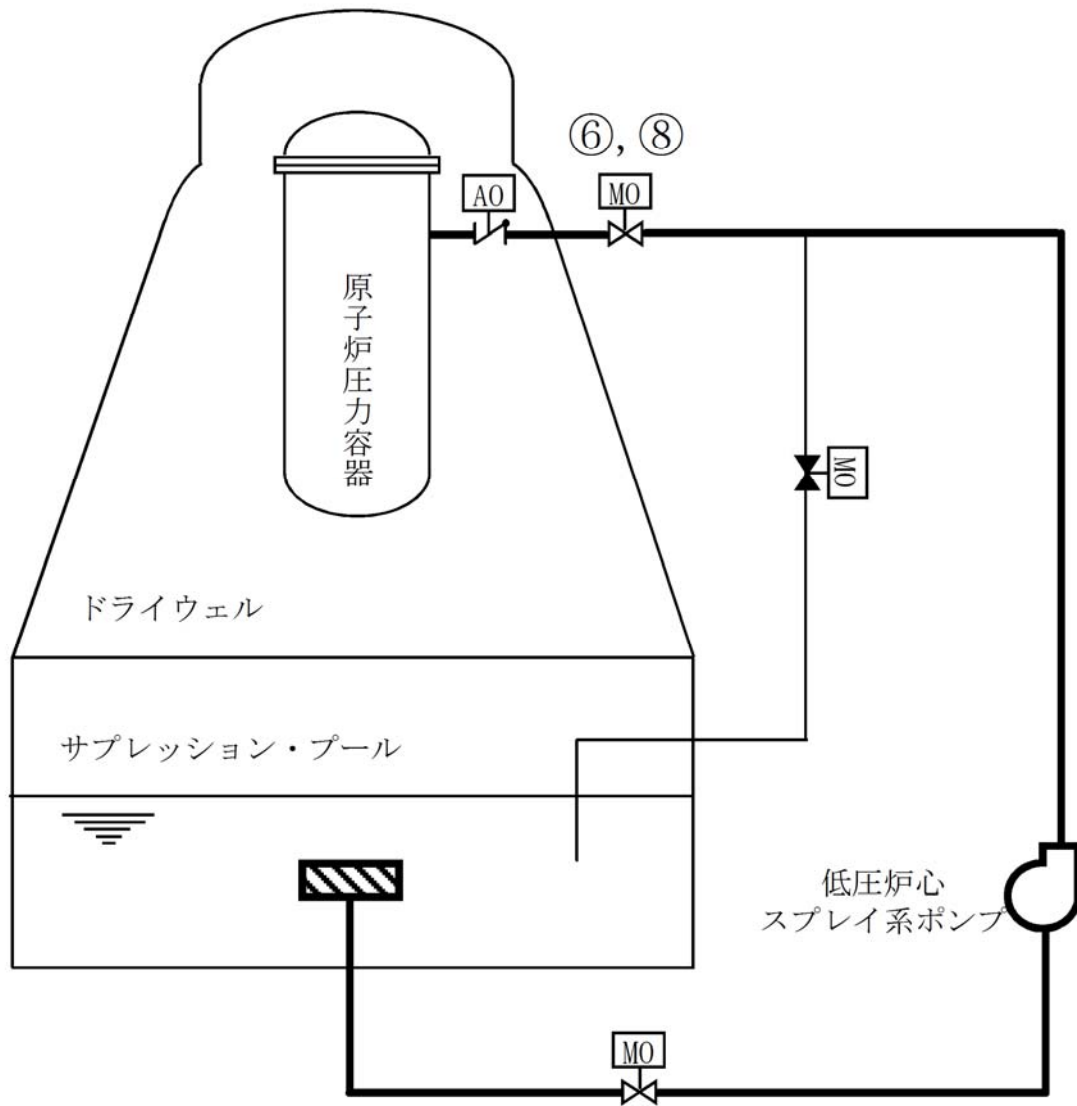
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.4-18図 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水 概要図

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | 備考 |
|----------------------------|----------------------------|---------------------------|---|-----|---|-----|---|-----|---|-----|----|
| | | 0.5 | 1 | 1.5 | 2 | 2.5 | 3 | 3.5 | 4 | 4.5 | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 2分 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水 | | | | | | | | | |
| 残留熱除去系（低圧注水系） 復旧後の原子炉注水 | 運転員等 （当直運転員） （中央制御室） | 1 | | | | | | | | | ※1 |

※1：残留熱除去系（低圧注水系）A系による原子炉注水を示す。また、残留熱除去系（低圧注水系）B系又は残留熱除去系（低圧注水系）C系による原子炉注水については、注水開始まで2分以内と想定する。

第1.4-19図 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水 タイムチャート（原子炉運転停止中）（2/2）



| 操作手順 | 弁名称 |
|------|--------------|
| ⑥, ⑧ | 低圧炉心スプレイ系注入弁 |

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

凡例

| | |
|--|------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |

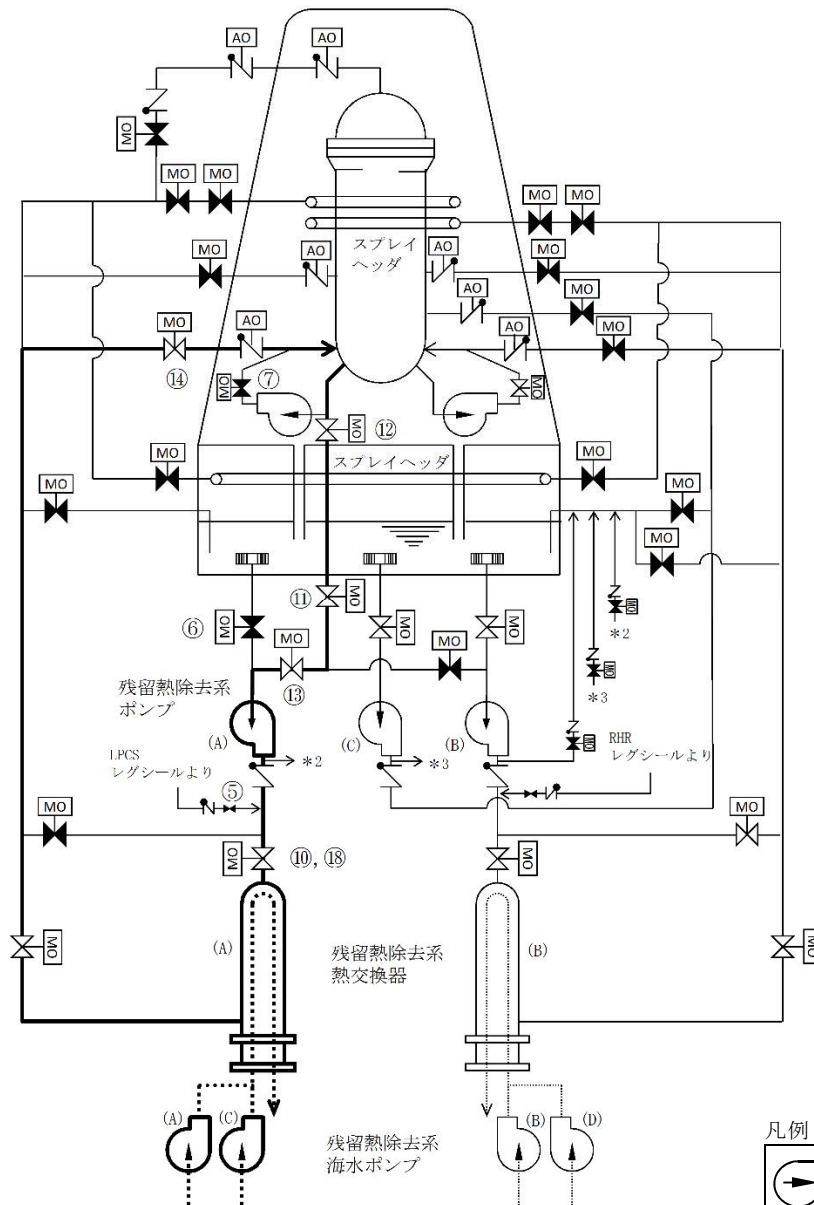
第1.4-20図 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水 概要図

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | 備考 | |
|--------------------|----------------------------|-----------------------|---|-----|---|-----|---|-----|---|-----|--|----|--|
| | | 0.5 | 1 | 1.5 | 2 | 2.5 | 3 | 3.5 | 4 | 4.5 | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 2分 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水 | | | | | | | | | | | |
| 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | |

第1.4-21図 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水 タイムチャート (原子炉運転中) (1/2)

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | 備考 | |
|--------------------|----------------------------|-----------------------|---|-----|---|-----|---|-----|---|-----|--|----|--|
| | | 0.5 | 1 | 1.5 | 2 | 2.5 | 3 | 3.5 | 4 | 4.5 | | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 2分 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水 | | | | | | | | | | | |
| 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | | | | | | | | | | | |

第1.4-21図 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水 タイムチャート (原子炉運転停止中) (2/2)



凡例

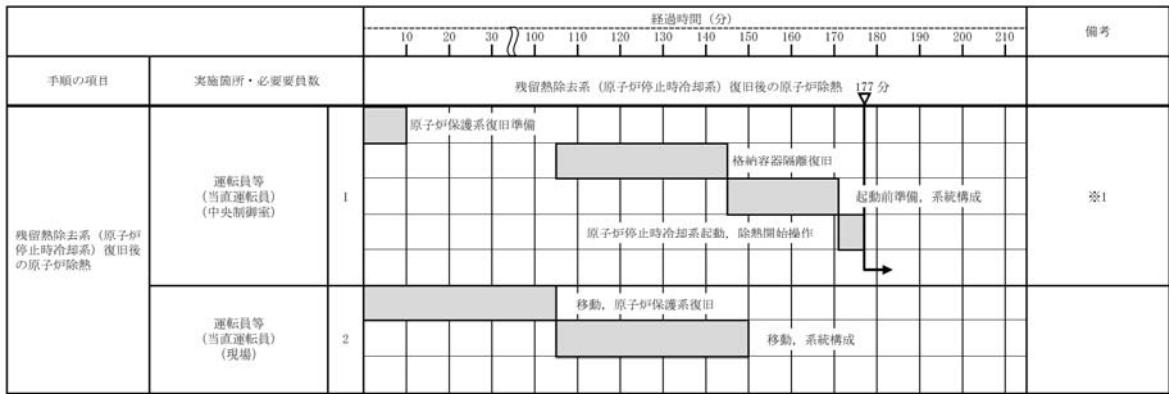
| | |
|--|------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | 冷却水 |

| 操作手順 | 弁名称 |
|------|-------------------------|
| ⑤ | 残留熱除去系A系レグシールライン弁 |
| ⑥ | 残留熱除去系ポンプ(A)入口弁 |
| ⑦ | 原子炉再循環ポンプ(A)出口弁 |
| ⑩, ⑱ | 残留熱除去系熱交換器(A)入口弁 |
| ⑪ | 残留熱除去系外側隔離弁 |
| ⑫ | 残留熱除去系内側隔離弁 |
| ⑬ | 残留熱除去系ポンプ(A)停止時冷却ライン入口弁 |
| ⑭ | 残留熱除去系ポンプ(A)停止時冷却注入弁 |

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第1.4-22図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱 概

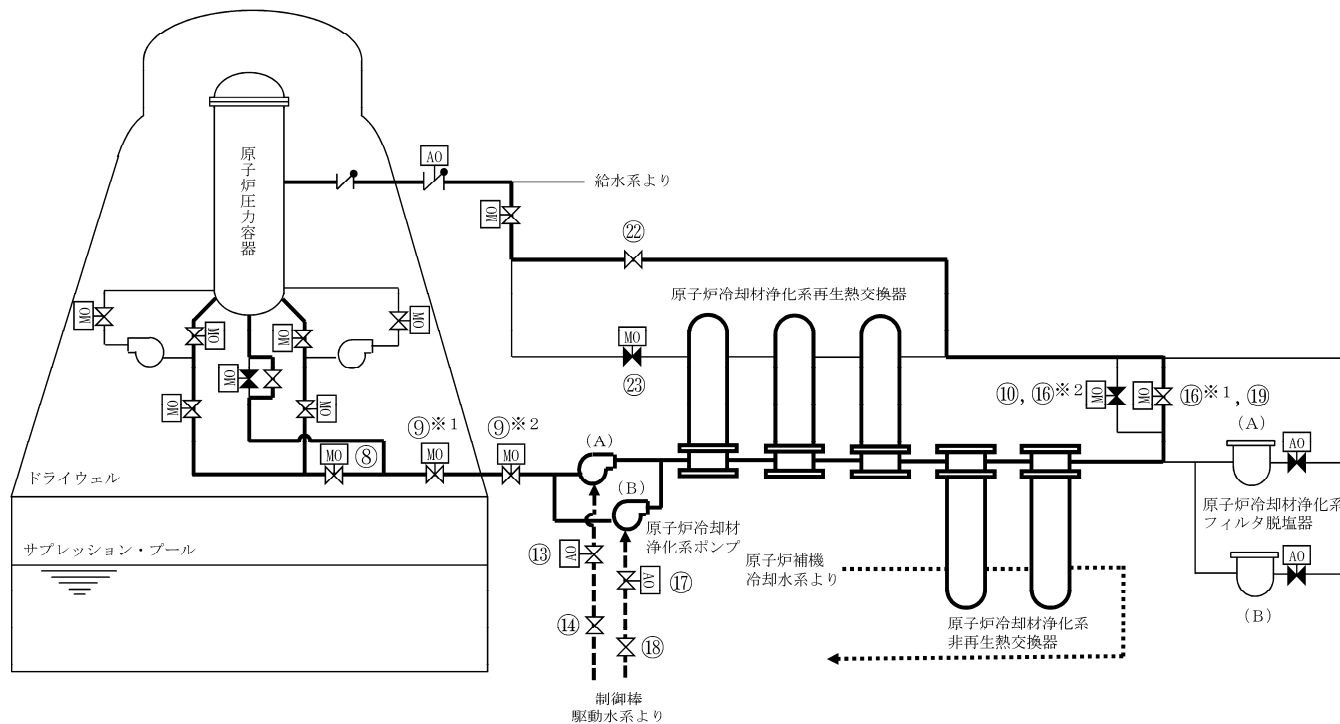
要図



※1：残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）A系による原子炉除熱を示す。また，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）B系による原子炉除熱については，除熱開始まで177分以内と想定する。

第1.4-23図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

タイムチャート



凡例

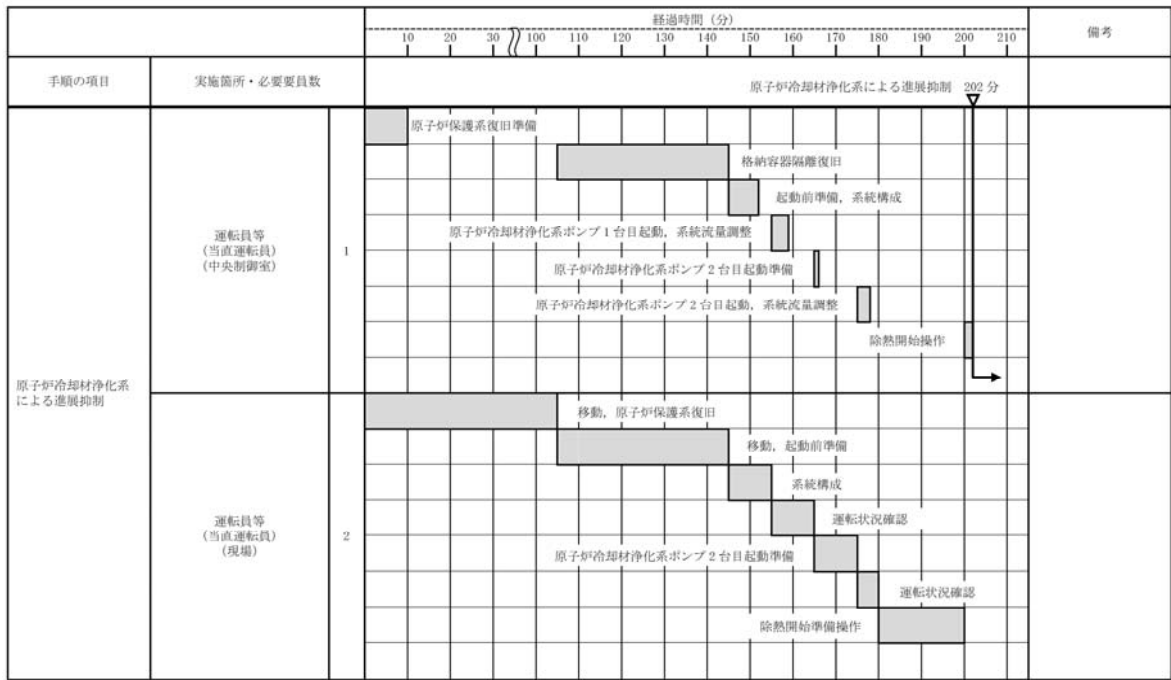
| | |
|--|-----------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | 冷却水 |
| | メカシールパージ水 |

| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|--------|-----------------|--------|-------------------------------------|------|-------------------------------------|
| ⑧ | 原子炉冷却材浄化系吸込弁 | ⑬ | 原子炉冷却材浄化系ポンプ (A) メカシールパージ水ライン仕切弁 | ⑱ | 原子炉冷却材浄化系ポンプ (B) メカシールパージ水ライン調整弁 |
| ⑨*1 | 原子炉冷却材浄化系内側隔離弁 | ⑭ | 原子炉冷却材浄化系ポンプ (A) メカシールパージ水ライン調整弁 | ⑳ | 原子炉冷却材浄化系再生熱交換器 バイパス弁 |
| ⑨*2 | 原子炉冷却材浄化系外側隔離弁 | ⑯*1, ⑲ | 原子炉冷却材浄化系フィルタ脱塩器 バイパス弁 | ㉓ | 原子炉冷却材浄化系原子炉戻り弁 |
| ⑩, ⑯*2 | 原子炉冷却材浄化系ミニフロー弁 | ⑰ | 原子炉冷却材浄化系ポンプ (B) メカシールパージ水ライン仕切弁 | | |

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。

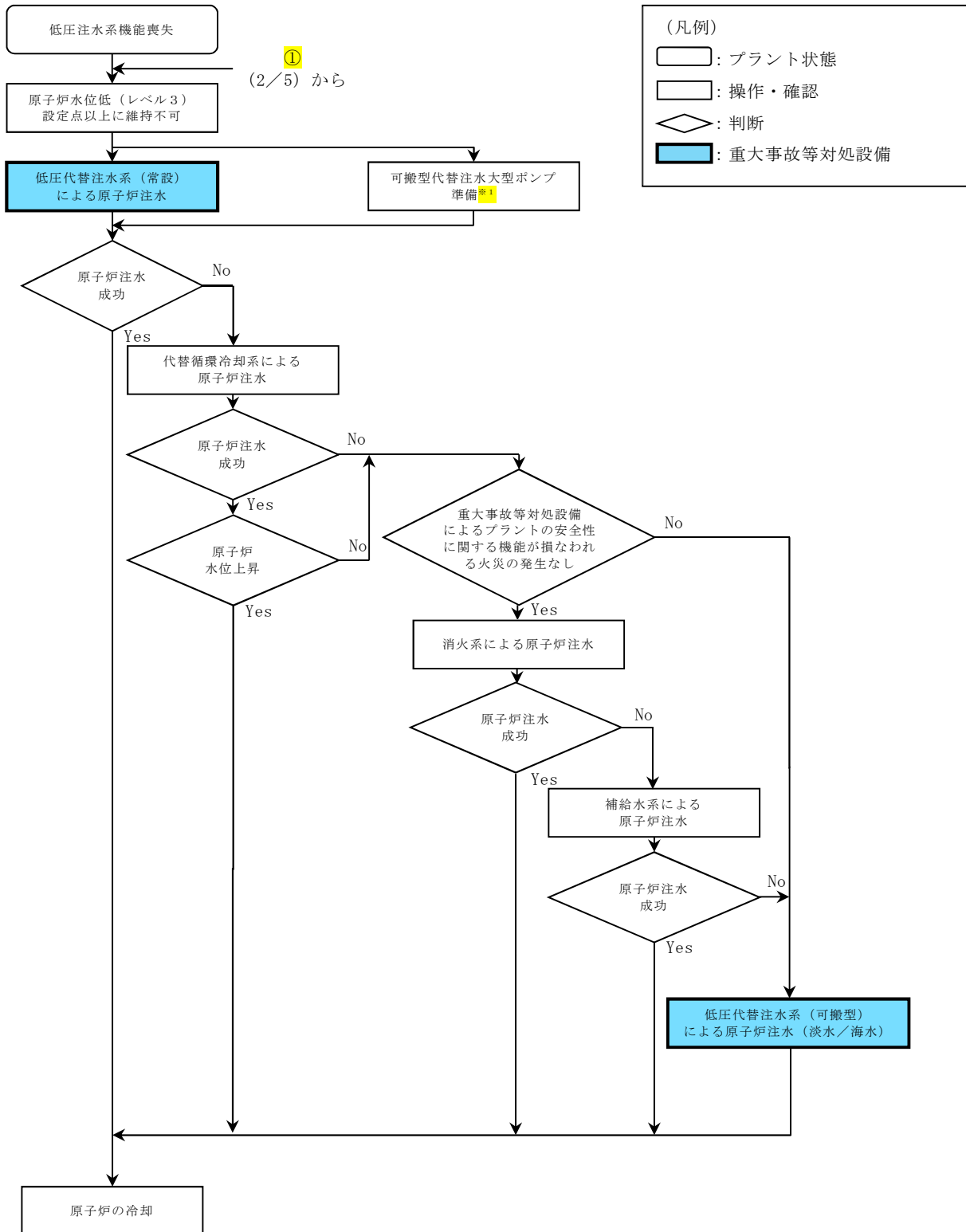
第1.4-24図 原子炉冷却材浄化系による進展抑制 概要図



第1.4-25図 原子炉冷却材浄化系による進展抑制 タイムチャート

原子炉運転中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択

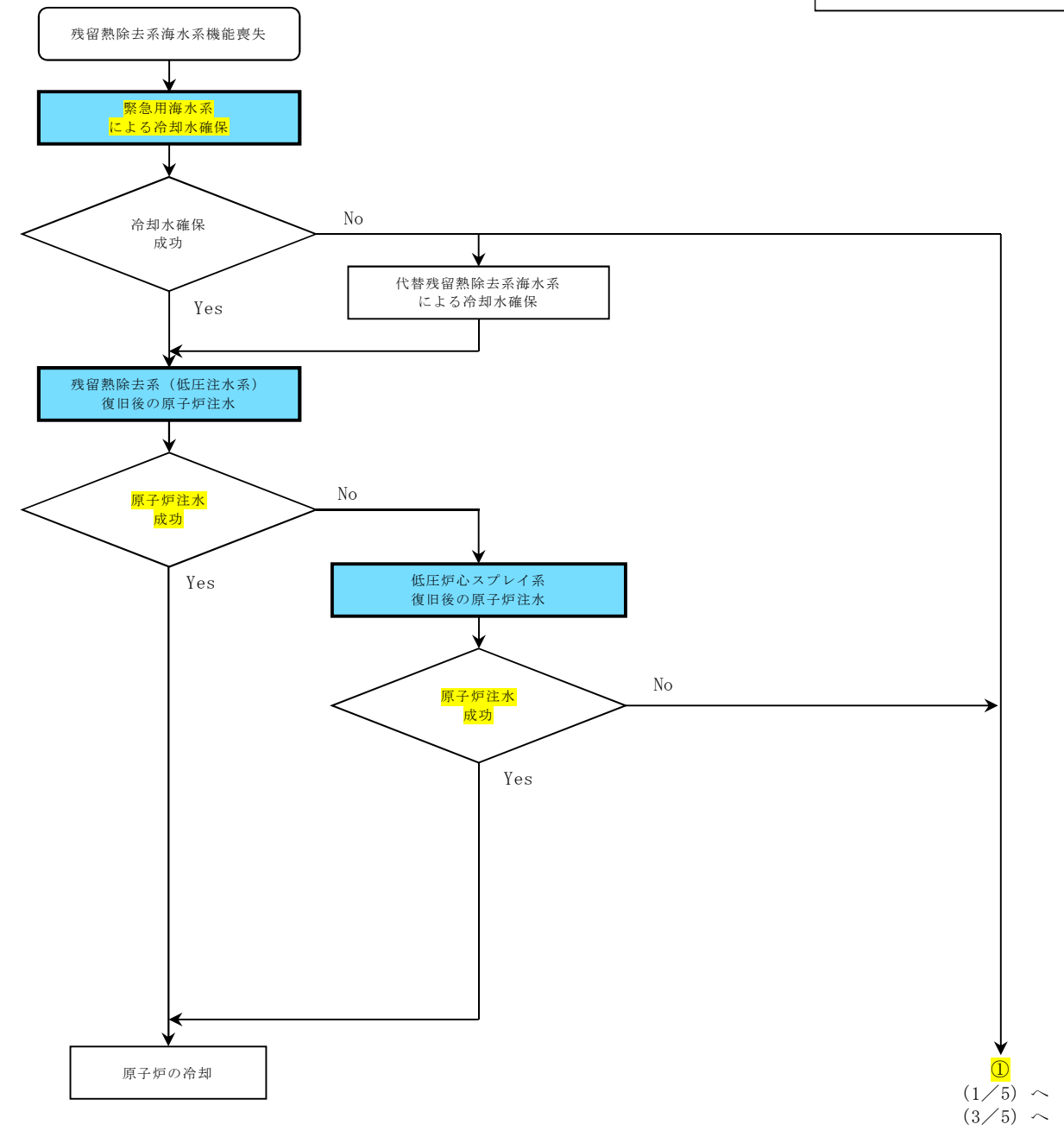
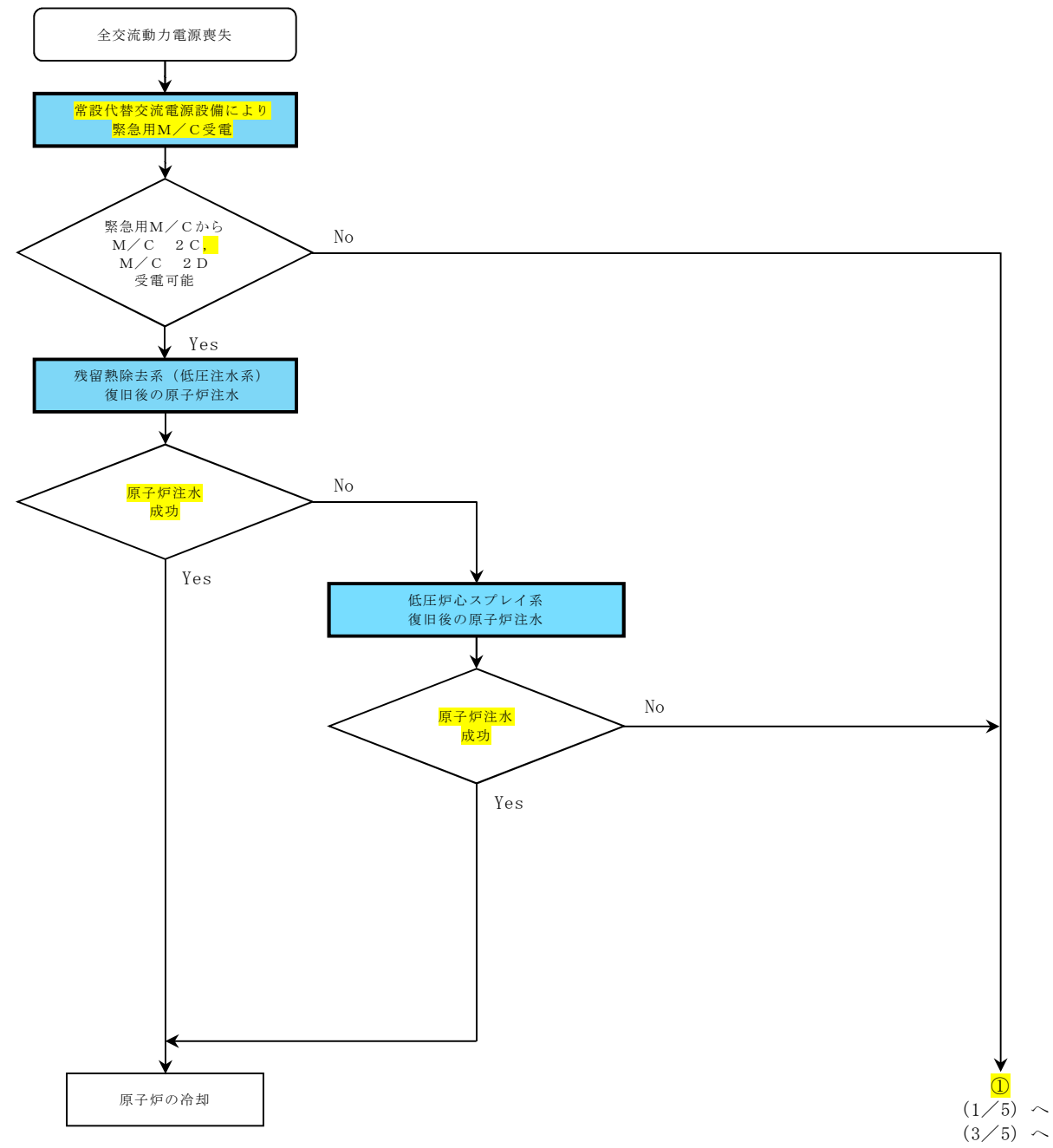
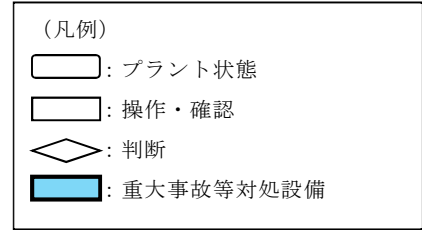


※1： 低压代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプ準備を低压代替注水系（常設）による原子炉注水と同時並行で準備を開始し、重大事故等時の対応手段選択フローチャートの優先順位に従い、低压代替注水系（可搬型）による原子炉注水時に可搬型代替注水大型ポンプを使用する。

第1.4-26図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/5)

原子炉運転中における対応手順

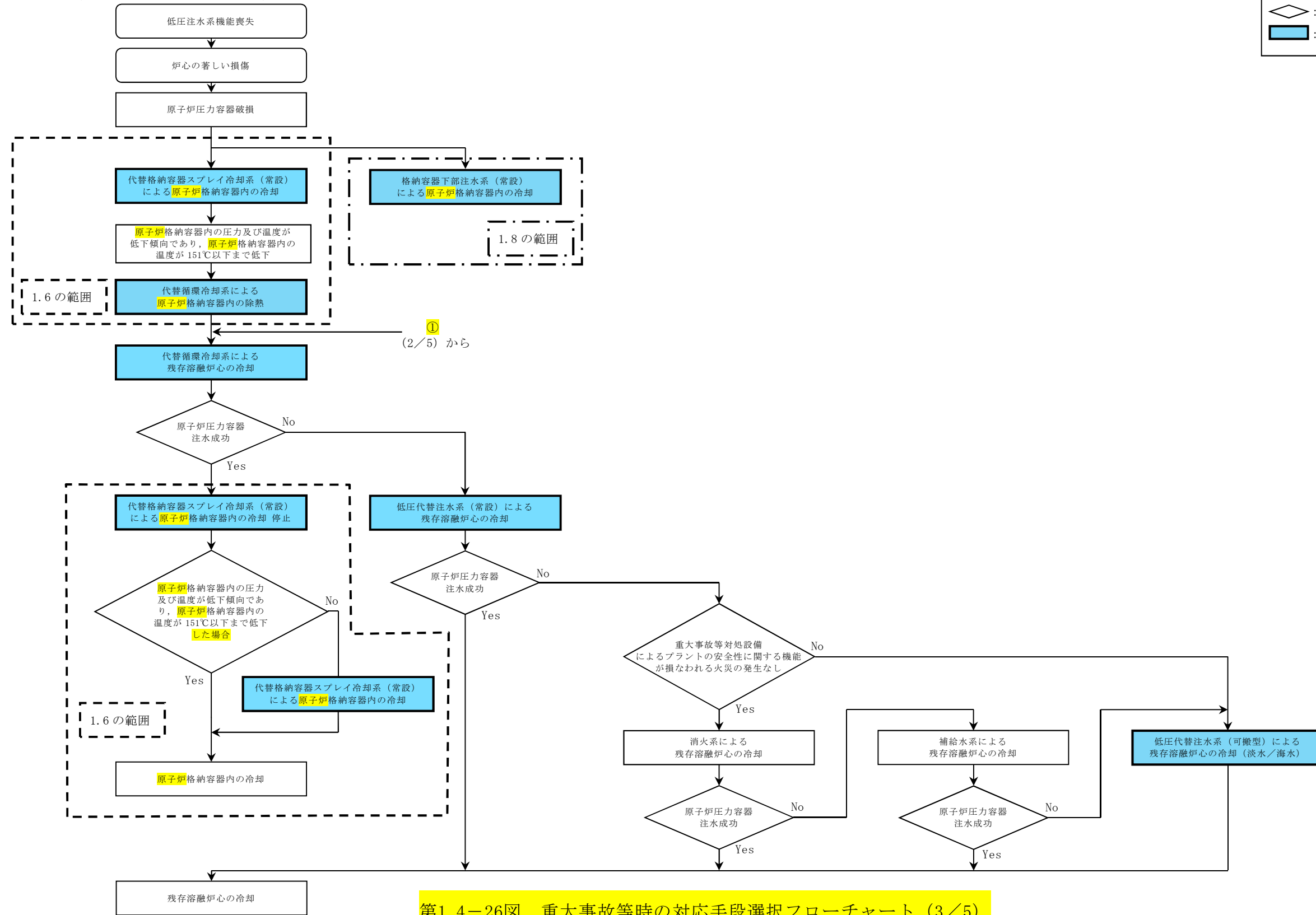
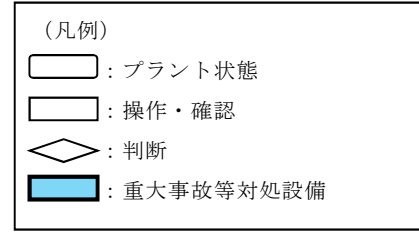
(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第1.4-26図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/5)

原子炉運転中における対応手順

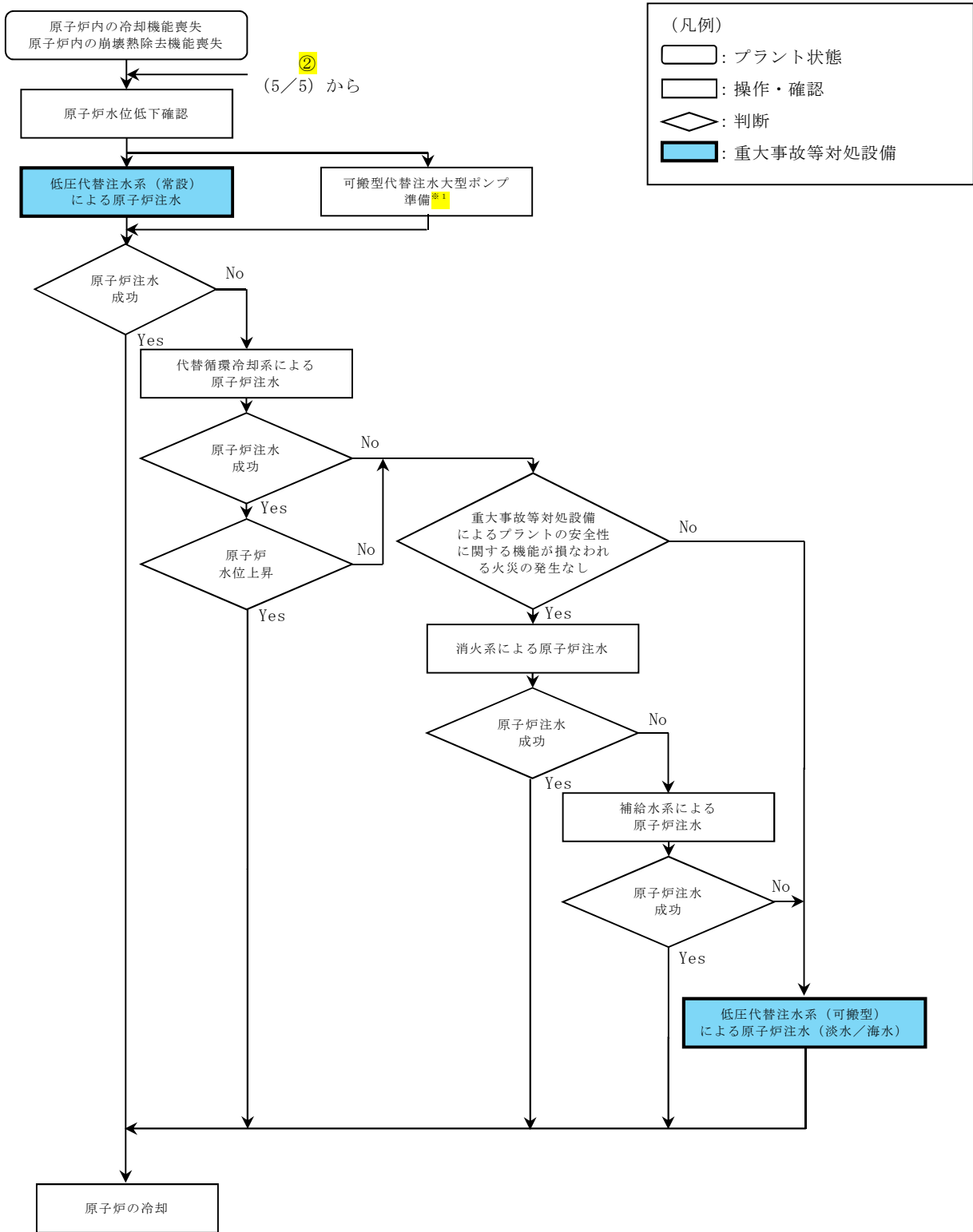
(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段の選択



第1.4-26図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/5)

原子炉運転停止中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択

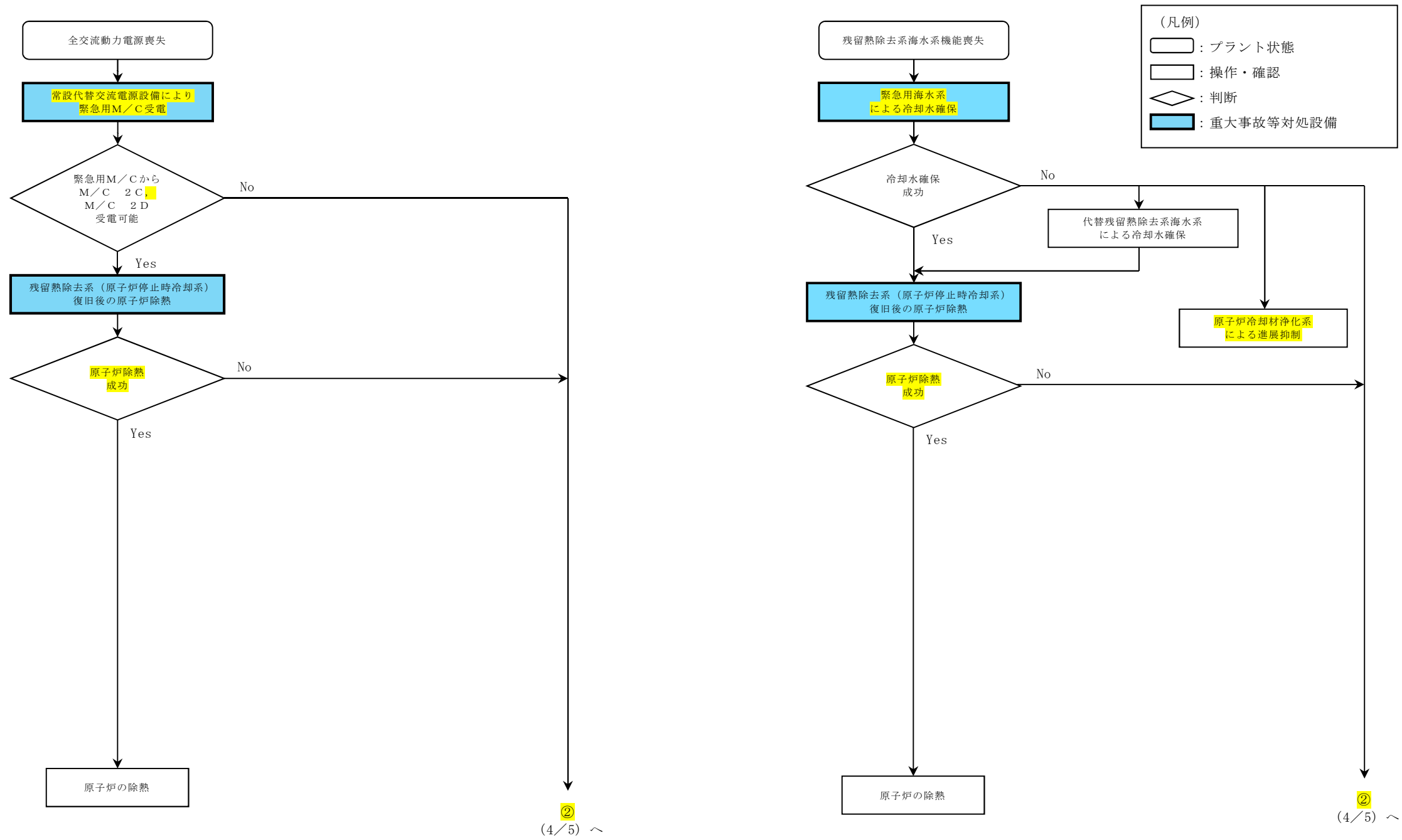


※1: 低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプ準備を低圧代替注水系（常設）による原子炉注水と同時並行で準備を開始し、重大事故等時の対応手段選択フローチャートの優先順位に従い、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水時に可搬型代替注水大型ポンプを使用する。

第1.4-26図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（4/5）

原子炉運転停止中における対応手順

(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第1.4-26図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (5/5)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/13)

| 技術的能力審査基準 (1.4) | 番号 | 設置許可基準規則 (第47条) | 技術基準規則 (第62条) | 番号 |
|---|----|--|---|----|
| <p>【本文】</p> <p>発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | ① | <p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p> | <p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を施設しなければならない。</p> | ④ |
| <p>【解釈】</p> <p>1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> | — | <p>【解釈】</p> <p>1 第47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> | <p>【解釈】</p> <p>1 第62条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> | — |
| <p>(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。</p> | ② | <p>(1) 重大事故防止設備</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。</p> | <p>(1) 重大事故防止設備</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。</p> | ⑤ |
| <p>(2) 復旧</p> <p>a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p> | ③ | <p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。</p> | <p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。</p> | ⑥ |
| | | <p>c) 上記 a) 及び b) の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> | <p>c) 上記 a) 及び b) の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> | ⑦ |

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/13)

| 重大事故等対処設備 | | | | | 自主対策設備 | |
|---------------------------|---------------------------|----------|------------|----|--------|------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 | 残留熱除去系ポンプ | 既設 | ① ④ | - | | |
| | 残留熱除去系海水ポンプ | 既設 | | | | |
| | 残留熱除去系熱交換器 | 既設 | | | | |
| | 残留熱除去系海水ストレーナ | 既設 | | | | |
| | サブプレッション・プール | 既設 | | | | |
| | 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ | 既設 | | | | |
| | 原子炉圧力容器 | 既設 | | | | |
| | 非常用交流電源設備 | 既設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 既設 | | | | |
| 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 | 低圧炉心スプレイ系ポンプ | 既設 | ① ④ | - | - | - |
| | 残留熱除去系海水ポンプ | 既設 | | | | |
| | 残留熱除去系海水ストレーナ | 既設 | | | | |
| | サブプレッション・プール | 既設 | | | | |
| | 低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ | 既設 | | | | |
| | 原子炉圧力容器 | 既設 | | | | |
| | 非常用交流電源設備 | 既設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 既設 | | | | |
| 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱 | 残留熱除去系ポンプ | 既設 | ① ④ | - | | |
| | 残留熱除去系海水ポンプ | 既設 | | | | |
| | 残留熱除去系熱交換器 | 既設 | | | | |
| | 残留熱除去系海水ストレーナ | 既設 | | | | |
| | 残留熱除去系配管・弁 | 既設 | | | | |
| | 再循環系配管・弁 | 既設 | | | | |
| | 原子炉圧力容器 | 既設 | | | | |
| | 非常用交流電源設備 | 既設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 既設 | | | | |

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/13)

| 重大事故等対処設備 | | | | | 自主対策設備 | |
|----------------------|---------------------|---------------------|-----------------------|----|------------------|---------------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 | 常設低圧代替注水系ポンプ | 新設 | ① ④ ⑥ ⑦ | - | 代替循環冷却系による原子炉注水① | 残留熱除去系海水ポンプ |
| | 代替淡水貯槽 | 新設 | | | | 残留熱除去系熱交換器（A） |
| | 低圧代替注水系配管・弁 | 新設 | | | | 残留熱除去系海水ストレートナ |
| | 残留熱除去系C系配管・弁 | 既設 | | | | 代替循環冷却系ポンプ |
| | 原子炉圧力容器 | 既設 | | | | サブプレッション・プール |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | 代替循環冷却系配管・弁 |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | 残留熱除去系A系配管・弁・ストレートナ |
| 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水 | 可搬型代替注水大型ポンプ | 新設 | ① ② ④ ⑤ ⑦ | - | 代替循環冷却系による原子炉注水② | 原子炉圧力容器 |
| | 代替淡水貯槽 | 新設 | | | | 常設代替交流電源設備 |
| | 低圧代替注水系配管・弁 | 新設 | | | | 燃料給油設備 |
| | 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ | 既設 | | | | 緊急用海水ポンプ |
| | 残留熱除去系C系配管・弁 | 既設 | | | | 残留熱除去系熱交換器（A） |
| | ホース | 新設 | | | | 緊急用海水ストレートナ |
| | 原子炉圧力容器 | 新設 | | | | 代替循環冷却系ポンプ |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | サブプレッション・プール |
| | 可搬型代替交流電源設備 | 新設 | | | | 代替循環冷却系配管・弁 |
| 燃料給油設備 | 新設 | 残留熱除去系A系配管・弁・ストレートナ | | | | |
| - | - | - | - | - | - | 原子炉圧力容器 |
| | | | | | | 常設代替交流電源設備 |
| | | | | | | 燃料給油設備 |

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/13)

| 重大事故等対処設備 | | | | | 自主対策設備 | |
|-----------|------|----------|------------|----|------------------|--------------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| - | - | - | - | - | 代替循環冷却系による原子炉注水③ | 残留熱除去系熱交換器(A) |
| | | | | | | 代替循環冷却系ポンプ |
| | | | | | | 可搬型代替注水大型ポンプ |
| | | | | | | サブプレッション・プール |
| | | | | | | 代替循環冷却系配管・弁 |
| | | | | | | 残留熱除去系A系配管・弁・ストレーナ |
| | | | | | | 原子炉圧力容器 |
| | | | | | | 常設代替交流電源設備 |
| | | | | | | 燃料給油設備 |
| - | - | - | - | - | 消火系による原子炉注水 | 電動駆動消火ポンプ |
| | | | | | | ディーゼル駆動消火ポンプ |
| | | | | | | 残留熱除去系B系配管・弁 |
| | | | | | | 原子炉圧力容器 |
| | | | | | | 非常用交流電源設備 |
| | | | | | | 常設代替交流電源設備 |
| | | | | | | 可搬型代替交流電源設備 |
| | | | | | | 燃料給油設備 |
| | | | | | | ろ過水貯蔵タンク |
| | | | | | | 多目的タンク |
| 消火系配管・弁 | | | | | | |

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/13)

| 重大事故等対処設備 | | | | | 自主対策設備 | |
|-----------|------|----------|------------|----|--------------|--------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| - | - | - | - | - | 補給水系による原子炉注水 | 復水移送ポンプ |
| | | | | | | 残留熱除去系B系配管・弁 |
| | | | | | | 原子炉圧力容器 |
| | | | | | | 非常用交流電源設備 |
| | | | | | | 常設代替交流電源設備 |
| | | | | | | 可搬型代替交流電源設備 |
| | | | | | | 燃料給油設備 |
| | | | | | | 復水貯蔵タンク |
| | | | | | | 補給水系配管・弁 |
| | | | | | | 消火系配管・弁 |

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/13)

| 重大事故等対処設備 | | | | | 自主対策設備 | |
|-----------------------------|------------------|----------|-------------|----|-----------------------------|------------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 残留熱除去系（低圧注水系） 復旧後の原子炉注水① | 残留熱除去系ポンプ（海水冷却） | 既設 | ① ③ ④ | - | 残留熱除去系（低圧注水系） 復旧後の原子炉注水③ | 残留熱除去系ポンプ（海水冷却） |
| | 残留熱除去系海水ポンプ | 既設 | | | | 残留熱除去系熱交換器 |
| | 残留熱除去系熱交換器 | 既設 | | | | 可搬型代替注水大型ポンプ |
| | 残留熱除去系海水ストレーナ | 既設 | | | | サブプレッション・プール |
| | サブプレッション・プール | 既設 | | | | 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ |
| | 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ | 既設 | | | | 原子炉圧力容器 |
| | 原子炉圧力容器 | 既設 | | | | 常設代替交流電源設備 |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | 燃料給油設備 |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | |
| 残留熱除去系（低圧注水系） 復旧後の原子炉注水② | 残留熱除去系ポンプ（海水冷却） | 既設 | ① ③ ④ | - | - | |
| | 緊急用海水ポンプ | 新設 | | | | |
| | 残留熱除去系熱交換器 | 既設 | | | | |
| | 緊急用海水ストレーナ | 新設 | | | | |
| | サブプレッション・プール | 既設 | | | | |
| | 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ | 既設 | | | | |
| | 原子炉圧力容器 | 既設 | | | | |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | |

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (7/13)

| 重大事故等対処設備 | | | | | 自主対策設備 | |
|---------------------|---------------------------|----------|-------------|----|---------------------|---------------------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水① | 低圧炉心スプレイ系ポンプ (海水冷却) | 既設 | ① ③ ④ | - | 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水③ | 低圧炉心スプレイ系ポンプ (海水冷却) |
| | 残留熱除去系海水ポンプ | 既設 | | | | 可搬型代替注水大型ポンプ |
| | 残留熱除去系海水ストレーナ | 既設 | | | | サプレッション・プール |
| | サプレッション・プール | 既設 | | | | 低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージヤ |
| | 低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージヤ | 既設 | | | | 原子炉圧力容器 |
| | 原子炉圧力容器 | 既設 | | | | 常設代替交流電源設備 |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | 燃料給油設備 |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | |
| 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水② | 低圧炉心スプレイ系ポンプ (海水冷却) | 既設 | ① ③ ④ | - | - | |
| | 緊急用海水ポンプ | 新設 | | | | |
| | 緊急用海水ストレーナ | 新設 | | | | |
| | サプレッション・プール | 既設 | | | | |
| | 低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージヤ | 既設 | | | | |
| | 原子炉圧力容器 | 既設 | | | | |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | |

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (8/13)

| 重大事故等対処設備 | | | | | 自主対策設備 | |
|------------------------------|---------------------|-------------|------------|----|-----------------|------------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 低圧代替注水系（常設） による残存溶融炉心の冷却 | 常設低圧代替注水系ポンプ | 新設 | ① ④ | - | 消火系による残存溶融炉心の冷却 | 電動駆動消火ポンプ |
| | 代替淡水貯槽 | 新設 | | | | ディーゼル駆動消火ポンプ |
| | 低圧代替注水系配管・弁 | 新設 | | | | 残留熱除去系B系配管・弁 |
| | 残留熱除去系C系配管・弁 | 既設 | | | | 原子炉圧力容器 |
| | 原子炉圧力容器 | 既設 | | | | 非常用交流電源設備 |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | 常設代替交流電源設備 |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | 可搬型代替交流電源設備 |
| 低圧代替注水系（可搬型） による残存溶融炉心の冷却 | 可搬型代替注水大型ポンプ | 新設 | ① ④ | - | 消火系による残存溶融炉心の冷却 | 燃料給油設備 |
| | 代替淡水貯槽 | 新設 | | | | ろ過水貯蔵タンク |
| | 低圧代替注水系配管・弁 | 新設 | | | | 多目的タンク |
| | 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ | 既設 | | | | 消火系配管・弁 |
| | 残留熱除去系C系配管・弁 | 既設 | | | | 補給水系による残存溶融炉心の冷却 |
| | ホース | 新設 | | | 残留熱除去系B系配管・弁 | |
| | 原子炉圧力容器 | 既設 | | | 原子炉圧力容器 | |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | 非常用交流電源設備 | |
| | 可搬型代替交流電源設備 | 新設 | | | 常設代替交流電源設備 | |
| 燃料給油設備 | 新設 | 可搬型代替交流電源設備 | | | | |
| - | - | - | - | - | - | 燃料給油設備 |
| | | | | | | 復水貯蔵タンク |
| | | | | | | 補給水系配管・弁 |
| | | | | | | 消火系配管・弁 |

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (9/13)

| 重大事故等対処設備 | | | | | 自主対策設備 | |
|----------------------|--------------------|----------|------------|----|----------------------|--------------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却① | 代替循環冷却系ポンプ | 新設 | ① ④ | - | 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却③ | 代替循環冷却系ポンプ |
| | 残留熱除去系海水ポンプ | 既設 | | | | サブプレッション・プール |
| | 残留熱除去系熱交換器 (A) | 既設 | | | | 残留熱除去系熱交換器 (A) |
| | 残留熱除去系海水ストレーナ | 既設 | | | | 可搬型代替注水大型ポンプ |
| | サブプレッション・プール | 既設 | | | | 代替循環冷却系配管・弁 |
| | 代替循環冷却系配管・弁 | 新設 | | | | 残留熱除去系A系配管・弁・ストレーナ |
| | 残留熱除去系A系配管・弁・ストレーナ | 既設 | | | | 原子炉圧力容器 |
| | 原子炉圧力容器 | 既設 | | | | 常設代替交流電源設備 |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | 燃料給油設備 |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | |
| 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却② | 代替循環冷却系ポンプ | 新設 | ① ④ | - | - | |
| | 緊急用海水ポンプ | 新設 | | | | |
| | 残留熱除去系熱交換器 (A) | 既設 | | | | |
| | 緊急用海水ストレーナ | 新設 | | | | |
| | サブプレッション・プール | 既設 | | | | |
| | 代替循環冷却系配管・弁 | 新設 | | | | |
| | 残留熱除去系A系配管・弁・ストレーナ | 既設 | | | | |
| | 原子炉圧力容器 | 既設 | | | | |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | |

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (10/13)

| 重大事故等対処設備 | | | | | 自主対策設備 | |
|-------------------------------------|------------------|----------|-------------|----|-------------------------------------|------------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 復旧後の原子炉除熱① | 残留熱除去系ポンプ (海水冷却) | 既設 | ① ③ ④ | - | 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 復旧後の原子炉除熱③ | 残留熱除去系ポンプ (海水冷却) |
| | 残留熱除去系海水ポンプ | 既設 | | | | 残留熱除去系熱交換器 |
| | 残留熱除去系熱交換器 | 既設 | | | | 可搬型代替注水大型ポンプ |
| | 残留熱除去系海水ストレーナ | 既設 | | | | 残留熱除去系配管・弁 |
| | 残留熱除去系配管・弁 | 既設 | | | | 再循環系配管・弁 |
| | 再循環系配管・弁 | 既設 | | | | 原子炉圧力容器 |
| | 原子炉圧力容器 | 既設 | | | | 常設代替交流電源設備 |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | 燃料給油設備 |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | |
| 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 復旧後の原子炉除熱② | 残留熱除去系ポンプ (海水冷却) | 既設 | ① ③ ④ | - | - | |
| | 緊急用海水ポンプ | 新設 | | | | |
| | 残留熱除去系熱交換器 | 既設 | | | | |
| | 緊急用海水ストレーナ | 新設 | | | | |
| | 残留熱除去系配管・弁 | 既設 | | | | |
| | 再循環系配管・弁 | 既設 | | | | |
| | 原子炉圧力容器 | 既設 | | | | |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | |

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (11/13)

| 重大事故等対処設備 | | | | | 自主対策設備 | |
|-----------|------|----------|------------|----|------------------|------------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| - | - | - | - | - | 原子炉冷却材浄化系による進展抑制 | 原子炉冷却材浄化系ポンプ |
| | | | | | | 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器 |
| | | | | | | 原子炉圧力容器 |
| | | | | | | 再循環配管・弁 |
| | | | | | | 原子炉冷却材浄化系配管・弁 |
| | | | | | | 給水系配管・弁 |

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (12/13)

| 技術的能力審査基準 (1.4) | 適合方針 |
|--|--|
| <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止する手段として常設低圧代替注水系ポンプ、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプ及び原子炉格納容器の破損を防止する手段として、常設低圧代替注水系ポンプ、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプ及び代替循環冷却系ポンプによる原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。</p> |
| <p>【解釈】 1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> | <p>—</p> |

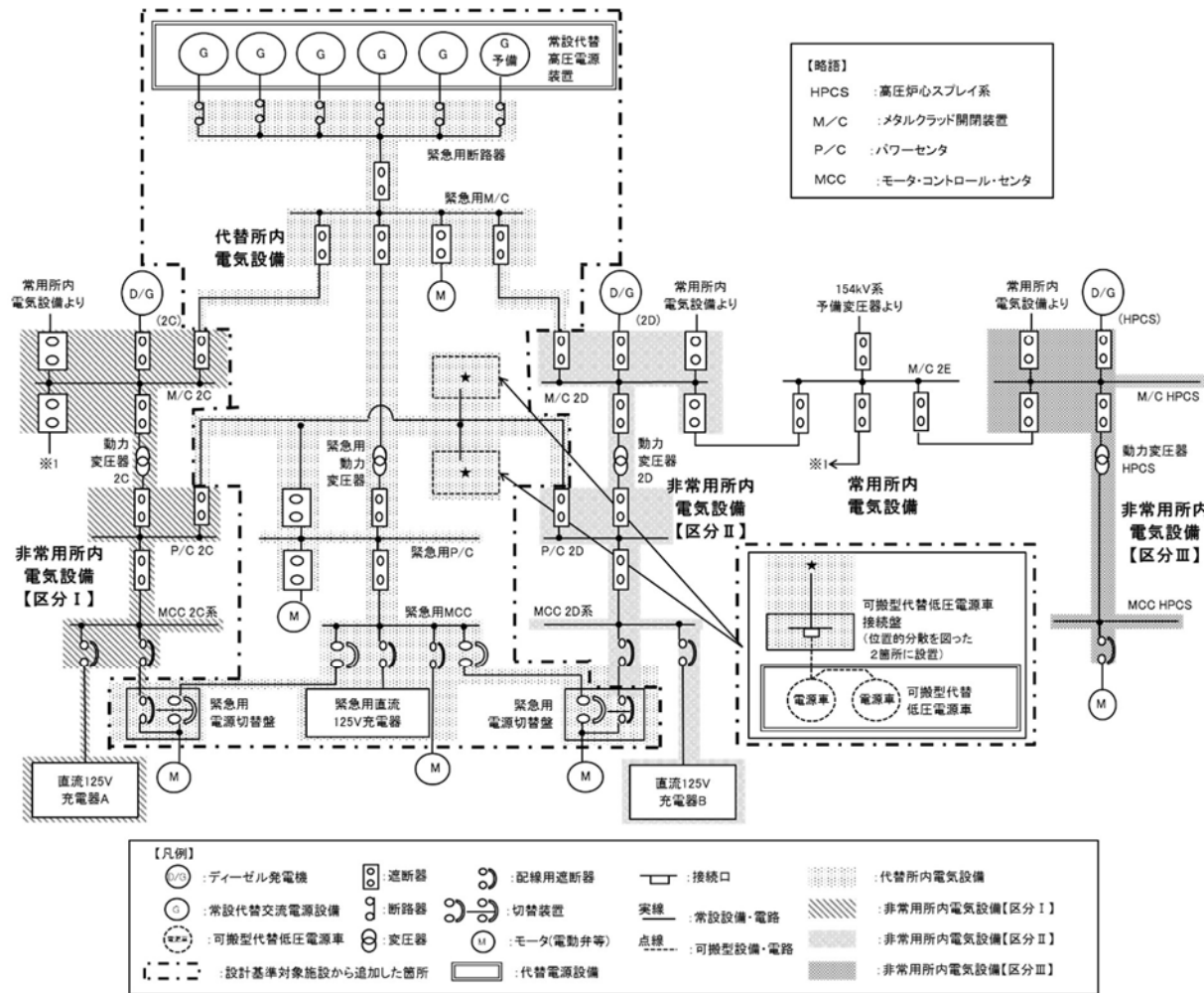
審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (13/13)

| 技術的能力審査基準 (1.4) | 適合方針 |
|---|---|
| <p>(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時の冷却</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。</p> | <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水系)ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止する手段として、可搬型重大事故防止設備である低圧代替注水系(可搬型)として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。</p> <p>なお、低圧代替注水系(可搬型)における可搬型代替注水大型ポンプの運搬及び接続に関する手順については「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。</p> |
| <p>(2) 復旧</p> <p>a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p> | <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水系及び原子炉停止時冷却系)ポンプ(海水冷却)及び低圧炉心スプレイ系ポンプ(海水冷却)が全交流動力電源喪失により使用できない場合には、常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置を用いて緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給することで残留熱除去系(低圧注水系及び原子炉停止時冷却系)ポンプ(海水冷却)及び低圧炉心スプレイ系ポンプ(海水冷却)を復旧する手順等を整備する。</p> <p>なお、電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> |

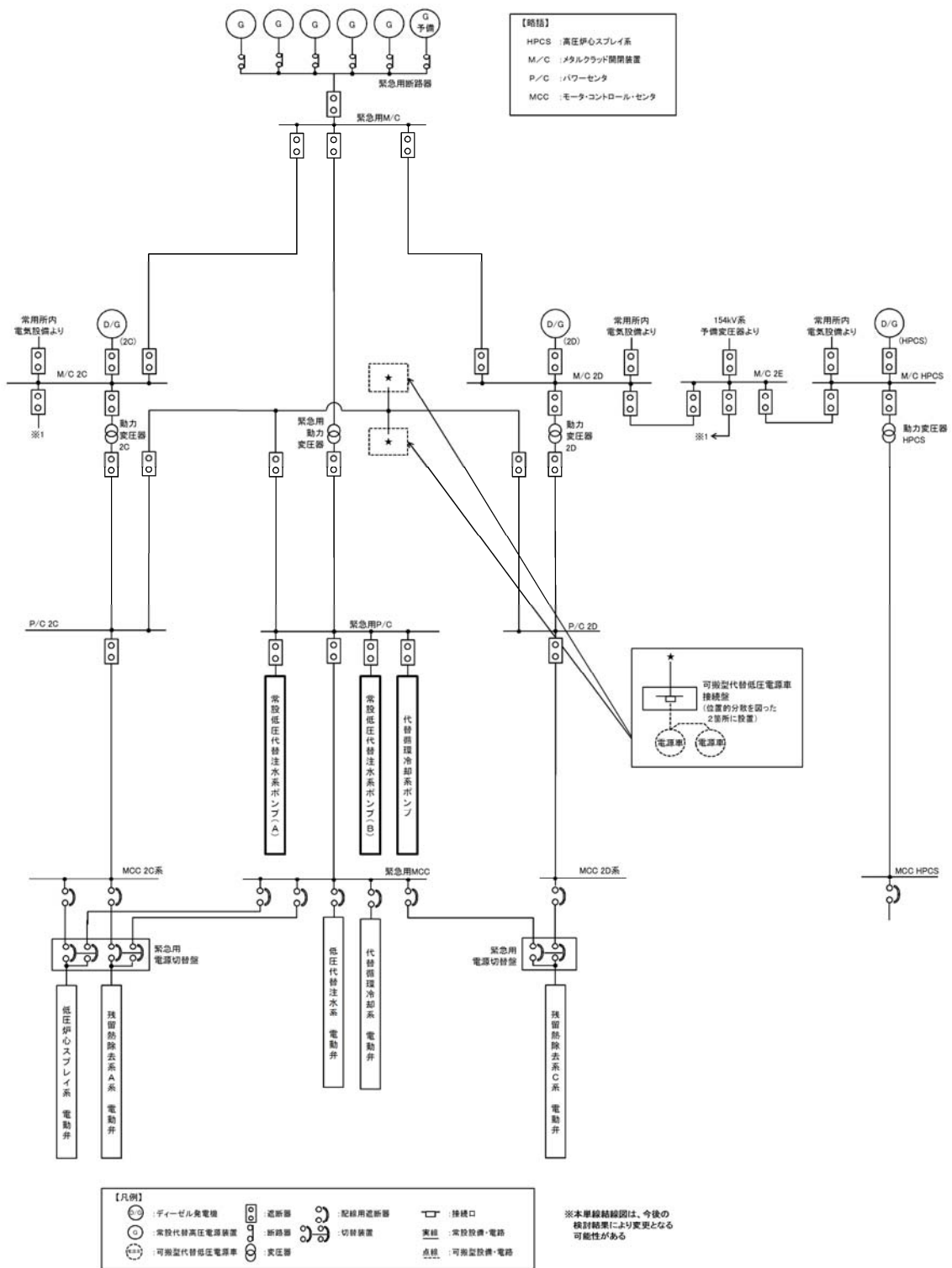
自主対策設備仕様

| 機器名称 | 常設／可搬 | 耐震性 | 容量 | 揚程 | 台数 |
|------------------|-------|--------------------|----------------------------|--------|--------------|
| 代替循環冷却系ポンプ | 常設 | Sクラス | 約 250m ³ /h | 約 120m | 1台 |
| 可搬型代替注水大型ポンプ | 可搬 | Sクラス※ ¹ | 約 1,320m ³ /h/台 | 約 140m | 4台 (予備2台) |
| 電動駆動消火ポンプ | 常設 | Cクラス | 約 3.7m ³ /min | 89m | 1台 |
| ディーゼル駆動消火ポンプ | 常設 | Cクラス | 約 4.3m ³ /min | 90m | 1台 |
| ろ過水貯蔵タンク | 常設 | Cクラス | 1,500m ³ | — | 1基 |
| 多目的タンク | 常設 | Cクラス | 1,500m ³ | — | 1基 |
| 復水移送ポンプ | 常設 | Bクラス | 145.4m ³ /h/台 | 85.4m | 2台 |
| 復水貯蔵タンク | 常設 | Bクラス | 2,000m ³ /基 | — | 2基 |
| 原子炉冷却材浄化系ポンプ | 常設 | Bクラス | 81.8m ³ /h/個 | 152.4m | 2個 |
| 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器 | 常設 | Bクラス | 8,838.8kW/h/胴 | — | 2胴 |

※1：Sクラスの機能維持



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）

重大事故対策の成立性

1. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

(1) 低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

a. 操作概要

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水が必要な状況において、外部接続口及び水源を選定し、取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確認した後、低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉へ送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋東側及び西側周辺、取水箇所（代替淡水貯槽、北側淡水池及び高所淡水池）周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水として、最長時間を要する北側淡水池から残留熱除去系C系配管による原子炉建屋西側接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※ : 185分以内（放射線防護具着用、移動及びホース敷設を含む）

※ : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

d. 操作の成立性について

作業環境 : 車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトによ

り、夜間における作業性を確保している。また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他、ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は、専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

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



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース脱着訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



夜間での送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具着用による送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

(2) 系統構成

a. 操作概要

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水が必要な状況において、中央制御室からの操作により電動弁を操作できない場合、残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口による原子炉注水の場合は、原子炉建屋原子炉棟地上3階及び原子炉建屋原子炉棟地上4階まで移動し、現場での人力による操作により系統構成を実施した後、原子炉への送水を実施する。低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合は、原子炉建屋原子炉棟地上3階まで移動し、現場での人力による操作により系統構成を実施した後、原子炉への送水を実施する。

b. 作業場所

【残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側接続口、高所西側接続口又は高所東側接続口による原子炉注水の場合】

原子炉建屋原子炉棟地上3階及び原子炉建屋原子炉棟地上4階（管理区域）

【低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東側接続口による原子炉注水の場合】

原子炉建屋原子炉棟地上3階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水における、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 6名（運転員等6名）

所要時間目安※ : 125分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

※ : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

【残留熱除去系C系配管を使用した原子炉建屋西側
接続口，高所西側接続口又は高所東側接続口による
原子炉注水の場合】

原子炉建屋原子炉棟地上3階：23分以内（操作対
象：1弁）

原子炉建屋原子炉棟地上4階：48分以内（操作対
象：2弁）

【低圧炉心スプレイ系配管を使用した原子炉建屋東
側接続口による原子炉注水の場合】

原子炉建屋原子炉棟地上3階：71分以内（操作対
象：3弁）

d. 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能で
ある。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：手動ハンドルにて操作を実施する。なお，設置未完のた
め，設置工事完了後，操作性について検証する。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備（固定電話
機，PHS端末），送受信器のうち，使用可能な設備によ
り，中央制御室に連絡が可能である。

2. 消火系による原子炉注水

(1) 系統構成

a. 操作概要

消火系による原子炉注水が必要な状況において、タービン建屋地上1階まで移動するとともに、系統構成を実施し、電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプにより原子炉へ送水する。

b. 作業場所

タービン建屋地上1階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

消火系による原子炉注水における、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安 : 45分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

タービン建屋地上1階 : 4分以内（操作対象 : 1弁）

d. 操作の成立性について

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

移動経路 : ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作であり、操作性に支障はない。

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



系統構成
(④補助ボイラ冷却水元弁)

3. 補給水系による原子炉注水

(1) 系統構成

a. 操作概要

補給水系による原子炉注水が必要な状況において、原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階及びタービン建屋地上1階まで移動するとともに、系統構成を実施し、復水移送ポンプにより原子炉へ送水する。

b. 作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階及びタービン建屋地上1階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

補給水系による原子炉注水における、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（運転員等（当直運転員）2名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：95分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階：16分以内（操作対象：2弁）

タービン建屋地上1階：4分以内（操作対象：1弁）

d. 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能で

ある。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり，操作性に支障はない。

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



作業場所（全体）



連絡配管閉止フランジ



連絡配管閉止フランジ切替訓練



系統構成

(⑨補給水系ー消火系連絡ライン止め弁)



系統構成

(⑩補助ボイラ冷却水元弁)

4. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

(1) 系統構成

a. 操作概要

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後に原子炉除熱が必要な状況において、原子炉建屋原子炉棟地下2階まで移動するとともに、系統構成を実施し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉除熱を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地下2階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱における、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：45分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

原子炉建屋原子炉棟地下2階：3分以内（操作対象：1弁）

d. 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり、操作性に支障はない。

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



系統構成

(⑤ 残留熱除去系 A 系 レグシールライン弁)

5. 原子炉冷却材浄化系による進展抑制

(1) 系統構成

a. 操作概要

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能が喪失し原子炉の除熱が必要な状況において、原子炉建屋原子炉棟地上3階及び原子炉建屋原子炉棟地上4階まで移動するとともに、系統構成を実施し、原子炉冷却材浄化系により原子炉除熱を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上3階及び原子炉建屋原子炉棟地上4階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

原子炉冷却材浄化系による進展抑制における、現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：95分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

原子炉建屋原子炉棟地上3階：6分以内（操作対象：2弁）

原子炉建屋原子炉棟地上4階：12分以内（操作対象：1弁）

d. 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり、操作性に支障はない。

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



ポンプメカシールパージ流量調整操作
(⑭, ⑱原子炉冷却材浄化系ポンプ
メカシールパージ水ライン調整弁)



原子炉冷却材浄化系
再生熱交換器バイパス運転操作
(⑳原子炉冷却材浄化系
再生熱交換器バイパス弁)

炉心損傷及び原子炉压力容器破損後の注水及び除熱の考え方について

炉心損傷後における重大事故等対処設備による注水や除熱の考え方を以下に示す。

1. 期待する重大事故等対処設備について

非常用炉心冷却系等の注水機能が喪失し炉心損傷に至った場合、重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、格納容器下部注水系（常設）及び代替循環冷却系の機能に期待し、炉心損傷の進展防止及び格納容器破損防止を図る手順としている。これらの系統の主な特徴を第1表に示す。

第1表 注水及び除熱手段の特徴（重大事故等対処設備）

| 系統 | 注水先 | ポンプ | 水源 |
|-------------------|------------------|--------------|-------------|
| 低圧代替注水系（常設） | 原子炉压力容器 | 常設低圧代替注水系ポンプ | 代替淡水貯槽 |
| 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） | ドライウエル | | |
| 格納容器下部注水系（常設） | ペDESTAL（ドライウエル部） | | |
| 代替循環冷却系 | 原子炉压力容器 | 代替循環冷却系ポンプ | サプレッション・プール |
| | ドライウエル | | |
| | サプレッション・プール | | |

常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統は、補機系を持たない独立した系統であり事故後早期に使用可能であるが、代替淡水貯槽を水源としており格納容器内へ外部から水を持ち込むため、継続して使用するとサプレッション・プール水位が上昇し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の実施時期を早めることとなる*。

一方、代替循環冷却系は補機系の起動を要するため、常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統に比べて起動に時間を要するが、サブプレッション・プールを水源としており外部からの水の持ち込みは生じない。

上記の特徴を踏まえ、事象発生初期の原子炉への注水は常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用することとし、その後、外部からの水の持ち込みを抑制し、サブプレッション・プール水位の上昇抑制による格納容器ベントの遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減するため、代替循環冷却系が使用可能となった段階で代替循環冷却系に切り替える手順とする。ただし、代替循環冷却系の運転時において、格納容器圧力・温度の上昇により追加の格納容器の冷却が必要な場合には、一時的に常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用する手順とする。

※：格納容器圧力逃がし装置におけるサブプレッション・チェンバ側のベント配管の水没を防止する観点から、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した時点で、外部水源による水の持ち込みを制限した上で、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施する手順としている。

2. 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損前後の注水及び除熱の考え方

(1) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統

a. 炉心損傷後の対応について

炉心損傷を判断した後は、補機系が不要であり短時間で注水が可能な低圧代替注水系（常設）により原子炉へ注水する手順としている。また、原子炉注水ができない場合においても、注水手段の確保に努めることとしている。したがって、炉心損傷前後ともに原子炉注水を実施する対応方針に違いはないが、事象進展の違いによって以下の異なる手順と

なる。

- ① L O C A 時に炉心が損傷した場合は、ヒートアップした炉心へ原子炉注水を実施することにより、炉内で発生する過熱蒸気がドライウェルに直接放出されドライウェル圧力及び雰囲気温度が急上昇する。そこで、格納容器の健全性を確保するために、L O C A の判断（ドライウェル圧力 13.7kPa [gage] 以上）及び炉心損傷の判断（格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）又は（S/C）の指示値が設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上）により、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を同時に実施する。この場合、原子炉注水により過熱蒸気が発生することから、先行して常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施し、その後常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することで、ドライウェルスプレイを実施している状態で原子炉へ注水する手順とする。
- ② L O C A 時に炉心が損傷して原子炉注水が実施できない場合は、いずれは溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行に伴う原子炉圧力容器下部プレナム水との接触による発生蒸気がドライウェルに放出され、ドライウェル圧力及び雰囲気温度が急上昇することを踏まえて、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施する手順とする。ただし、実際の操作としては、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施後に常設低圧代替注水系ポンプを用いた

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することから、炉心損傷の判断後にドライウェルスプレイをする手順は①と同様である。

b. 原子炉圧力容器破損前の対応について

③通常運転時からペDESTAL（ドライウェルス部）水位を約1mに維持する構造としているが、炉心損傷判断後は、原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の冷却を考慮し、格納容器下部水位を確実に約1m確保するために常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作を実施する手順とする。

c. 原子炉圧力容器破損後短期の対応について

④原子炉圧力容器破損を検知した後は、溶融炉心とペDESTAL（ドライウェルス部）に存在する水との相互作用により、ドライウェルス圧力及び雰囲気温度が急上昇するため、原子炉圧力容器破損を判断した場合は、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施する手順とする。

⑤ドライウェルスプレイを開始した後は、ペDESTAL（ドライウェルス部）に落下した溶融炉心の冷却維持のため、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェルス部）注水操作を実施する手順とする。

d. 本システムの停止及び一時的な運転について

⑥本システムは外部水源を用いた手段であり、本システムの運転継続によりサプレッション・プール水位が上昇する。そこで、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作を遅延させる観点から、本システムによる原子炉注水操作や格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を停止し、

代替循環冷却系による原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウエルスプレイ）を実施する。

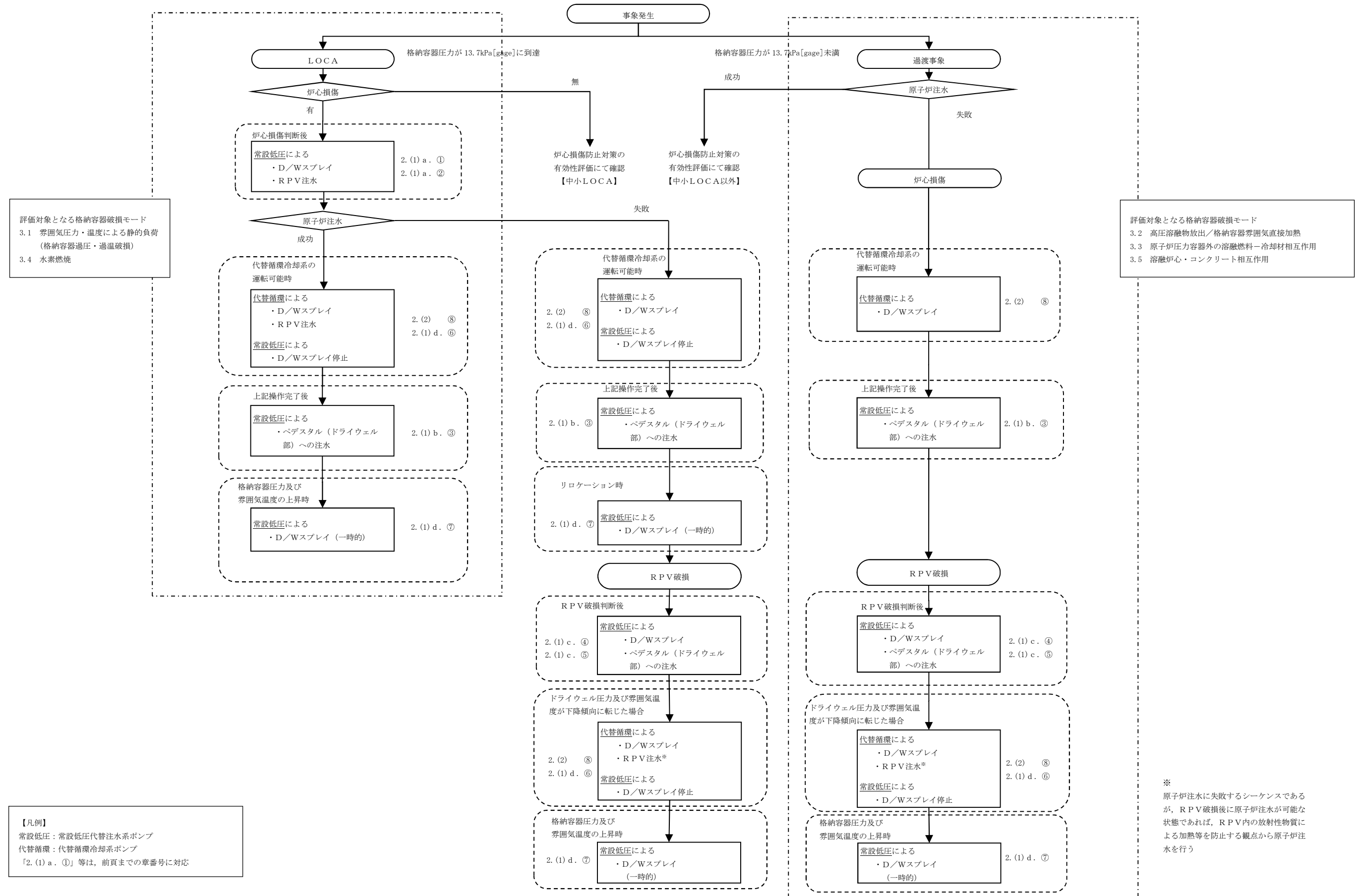
- ⑦ただし、代替循環冷却系による原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウエルスプレイ）を実施する状態において格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇する場合には、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウエルスプレイ）を一時的に実施する手順とする。

(2) 代替循環冷却系

- ⑧代替循環冷却系は残留熱除去系海水系又は緊急用海水系等の補機系の起動後に期待できる系統であり運転開始までに一定の時間を要するが、内部水源であるため本系統の運転継続によりサプレッション・プール水位は上昇しない。したがって、起動が可能となった時点で本系統を運転開始する手順とし、サプレッション・プール水位の上昇を抑制しつつ、原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウエルスプレイ）を実施することで、損傷炉心の冷却や格納容器の冷却及び除熱を実施することとする。

3. 各事象の対応の流れについて

炉心損傷に至る事象としては、起因事象がLOCAの場合と過渡事象の場合で事象進展が異なることが考えられる。また、初期に原子炉注水に成功する場合と成功しない場合においても、事象進展が異なることが考えられる。以上の事象進展の違いを踏まえ、事故対応の流れを第1図に示す。



第1図 事故対応の流れ

4. 長期安定停止に向けた対応について

長期安定停止に向けて格納容器圧力及び温度を低下させることを目的として、残留熱除去系、代替循環冷却系による格納容器除熱を実施し、格納容器の健全性を維持する。

また、炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で酸素が発生するため、水素燃焼を防止する観点から、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施する。

(1) 事故後長期にわたる格納容器の健全性について

有効性評価における格納容器温度・圧力の判断基準（評価項目）は200℃、2Pdと設定しており、200℃、2Pdについて時間経過を考慮した評価が必要な部位はシール部と考える。このため、シール部については、200℃、2Pdの状態が7日間（168時間）継続した場合でもシール機能に影響ないことを確認することで、限界温度・圧力における格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。

7日間（168時間）以降においては、格納容器圧力が最も高くなるのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用するシーケンス及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスである。これらのシーケンスは、格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で、格納容器内酸素濃度上昇による格納容器ベントを遅延するため、310kPa [gage] までサプレッション・チェンバへの窒素注入を行う手順としており、表1で示すとおり、7日間（168時間）以降の格納容器圧力は最大で310kPa [gage] となる。代表的に、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用するシーケ

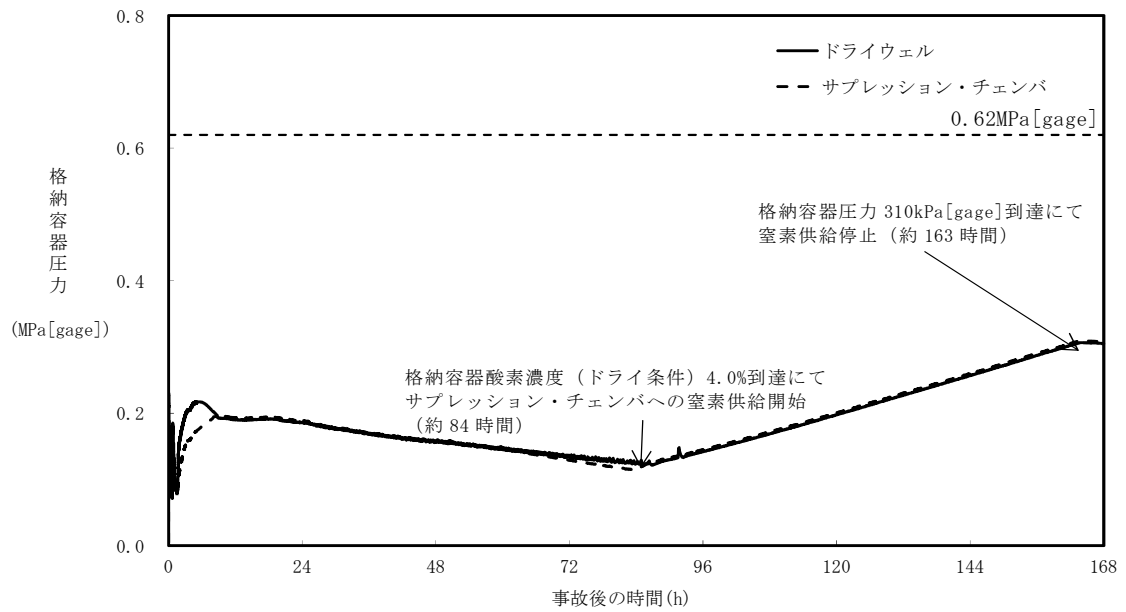
ンスの格納容器圧力の推移を第1図に示す。

また、7日間（168時間）以降の格納容器雰囲気温度が最も高くなるのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用しないシーケンスである。このシーケンスの格納容器雰囲気温度の推移を第2図に示すが、7日間（168時間）時点で150℃未満であり、その後の格納容器雰囲気温度は崩壊熱の減衰によって低下傾向となるため、第1表で示すとおり7日間（168時間）以降は150℃を下回る。また、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度※）についても、事象発生後3.9時間後に生じる最高値は157℃であるが、7日間以降は150℃を下回る。

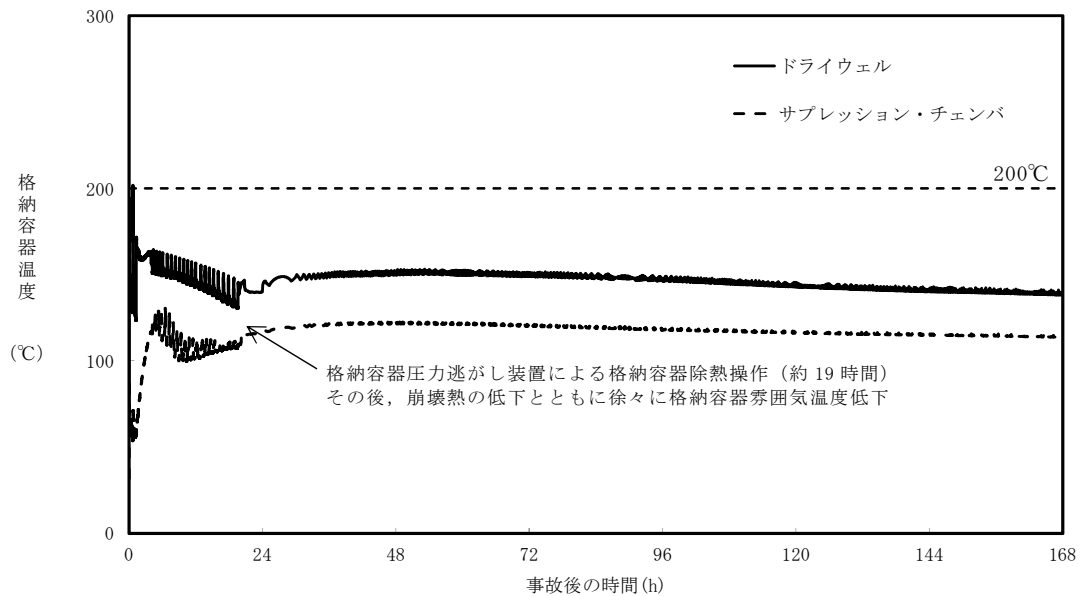
※：評価に用いているMAAPコードは、FP沈着に伴う発熱を考慮したものととなっている。格納容器内のFP挙動については、原子力安全基盤機構（JNES）の「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析」において、FPのほとんどが原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり、格納容器全体に飛散することがないことが確認されており、健全性が維持されたシール部等の貫通部への局所的なFP沈着は発生しにくく、MAAPコードによる壁面温度の結果は妥当と考える。

第1表 事故発生後の経過時間と格納容器圧力・温度の関係

| 事故発生後の経過時間 | 0～168 時間 | 168 時間以降 |
|------------|--|--|
| 格納容器圧力 | 評価項目として 2Pd (620kPa [gage]) を設定 | 有効性評価シナリオで 最大310kPa [gage] となる (MAAP解析結果) |
| 格納容器温度 | 評価項目として 200℃を設定 | 有効性評価シナリオで 150℃を下回る (MAAP解析結果) |



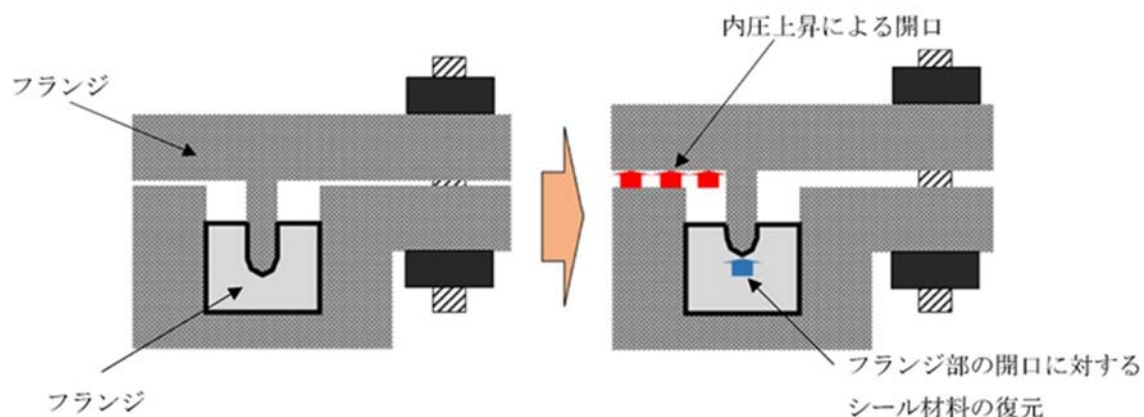
第 1 図 格納容器圧力（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用するシーケンス）



第 2 図 格納容器雰囲気温度（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用しないシーケンス）

①長期（168時間以降）の格納容器圧力と閉じ込め機能の関係について

時間経過により健全性に影響を及ぼす部位はシール材である。シール部の機能維持は、第3図の模式図に示すとおり、格納容器内圧力の上昇に伴うフランジ部の過渡的な開口挙動に対し、シール材料の復元量が十分に確保されていることをもって確認している。つまり、格納容器温度によるシール材の熱劣化を考慮しても、圧縮永久ひずみ試験結果によりシール材の復元量が十分であれば、シール部の機能は健全である。長期のケースとして、有効性評価シナリオにおいて168h時の格納容器圧力が高い代替循環冷却系運転ケースを評価しても、格納容器圧力は約0.31MPaであり開口量は小さい（第2表参照）。なお、復元量の具体的な評価は、格納容器温度に関係することから次項②で示す。



第3図 シール部の機能維持確認の模式図

第2表 格納容器圧力と開口量の関係

| フランジ部位 | 溝 | 168h時 1Pd (0.31MPa) | 2Pd (0.62MPa) |
|-----------------------------|----|------------------------|---------------|
| トップヘッド フランジ | 内側 | 約 0.52mm | 約 2.14mm |
| | 外側 | 約 0.27mm | 約 1.61mm |
| 機器搬入用ハッチ | 内側 | 約 0.58mm | 約 1.65mm |
| | 外側 | 約 0.39mm | 約 1.27mm |
| サプレッション・チ ェンバアクセスハッ チ | 内側 | 約 0.16mm | 約 0.52mm |
| | 外側 | 約 0.09mm | 約 0.38mm |

②長期（168時間以降）的な格納容器温度と閉じ込め機能の関係について

格納容器温度の上昇に伴う，時間経過によるシール材の長期的（150℃を下回る状況）な影響を調査する。ここでは，トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチに使用されている改良E P D M製シール材を用いて，168時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため，シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第3表に示す。

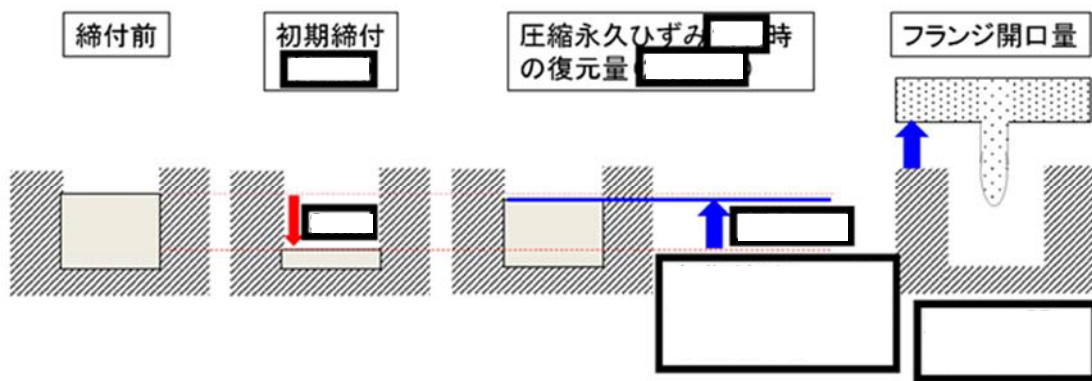
第3表 改良E P D M製シール材の基礎特性データの経時変化

| 試験時間 | 0～7 日 | 7 日～14 日 | 14 日～30 日 |
|-----------------|-------|----------|-----------|
| 試験温度 | 200℃ | 150℃ | 150℃ |
| 圧縮永久ひずみ率 [%] | 13 | | |
| | 16 | | |
| | 16 | | |
| 硬さ | 67 | | |
| | 67 | | |
| | 67 | | |
| 質量変化率[%] | +0.4 | | |
| | +0.3 | | |
| | +0.3 | | |

注記： γ 線 1.0MGy 照射済の試験体を用い，飽和蒸気環境下に暴露した後の測定値

第3表に示すように，168時間以降，150℃の環境下においては，改良E P D M製シール材の基礎特性データにはほとんど変化はなく，経時劣化の兆候は見られない。したがって，S A後168時間以降における格納容器の

温度を150℃と設定した場合でも、シール部の機能は十分維持される。なお、EPDMは一般特性としての耐温度性は150℃であり、第3表の結果は改良EPDM製シール材が200℃条件を7日間経験しても、一般特性としての耐熱温度まで低下すれば、それ以降は有意な劣化傾向は見られないことを示していると考えられる。また、第3表の結果から圧縮永久ひずみ□時の改良EPDM製シール材復元量とフランジ開口量のイメージを第4図に示しており、第2表で示す168時間以降の格納容器圧力に対しても十分追従可能な復元量を維持していることも確認できる。



第4図 圧縮永久ひずみ□時のシール材復元量とフランジ開口量

<時間を踏まえた限界温度・圧力の考え方>

有効性評価結果からも、7日間（168時間）以降は格納容器温度がEPDMの一般特性としての耐熱温度である150℃を下回ることが判っている。また、格納容器圧力についてもベント操作の有無に関わらず圧力は低下しており、開口量は2Pd時と比較しても小さいことが確認できている。なお、代替循環冷却系を使用するシーケンスの場合、中長期的には、水の放射線分解によって生じる水素と酸素が格納容器圧力の上昇に寄与するが、酸素濃度がドライ条件で4.3vol%に到達した場合にはベントを実施するこ

ととしていることから、格納容器圧力は1Pdから数十kPaまでの上昇にとどまる。

よって、格納容器温度・圧力が評価項目（200℃・2Pd）にて7日間経験してもシール材が問題ないことを確認することで、長期の格納容器閉じ込め機能を確保できると考える。

<168時間以降の考え方>

前述の検討を踏まえ、168時間以降については格納容器圧力・温度は低下していること、及び代替循環冷却系を使用するシーケンスにおける中長期的な水の放射線分解に伴う水素と酸素の発生の寄与も大きくないことから、最初の168時間に対して200℃・2Pdを超えないよう管理することで、長期的な格納容器閉じ込め機能は維持されると考える。ただし、事故環境が継続することにより、熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することも踏まえ、長期的なプラントマネジメントの目安として、168時間以降の領域においては、格納容器温度が150℃を超えない範囲で、また、格納容器圧力は1Pd程度（1Pd+数十kPa^{*}）以下でプラント状態を運用する。

※：酸素濃度をドライ換算で4.3vol%以下とする運用の範囲

(2) 格納容器内の酸素濃度上昇抑制のための対応

炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で酸素が発生するため、水素燃焼を防止する観点から、酸素濃度4.3vol%（ドライ条件）到達で格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施することで、可燃性ガスを排出する手順としている。一方で、環境への影響を考慮すると、格納容器ベントを可能な限り遅延する必要があるため、格納容器ベントの実施基準である酸素濃度4.3vol%の到達時間を遅らせる目的から、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素供給（以下「窒素供給」という。）を実施することになっている。ここでは、有効性評価の事象進展を参照し、窒素供給操作及び格納容器ベントに係る判断基準の妥当性について示す。

a. 窒素供給操作の判断基準と作業時間について

窒素供給操作に係る判断基準は以下のとおり設定している。

- (a) 可搬窒素供給装置の起動準備操作の開始基準：酸素濃度 3.5vol%
- (b) 窒素供給操作の開始基準：酸素濃度 4.0vol%

有効性評価「3.4 水素燃焼」において、水の放射線分解における水素及び酸素のG値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値により感度解析を実施しており、水素及び酸素濃度の上昇が早い感度解析においても、第1表のとおり、可搬型窒素供給装置の起動準備時間が6時間確保できるため、起動準備時間の115分（約2時間）に対して十分余裕があることが確認できる。

第1表 設計基準事故のG値を用いた場合の評価結果

| 酸素濃度 | 到達時間 | 窒素供給準備の余裕時間 |
|---------|-------|-------------|
| 3.5vol% | 約15時間 | 約6時間 |
| 4.0vol% | 約21時間 | |

b. 窒素供給操作及び格納容器除熱操作の実施基準について

窒素供給操作及び格納容器ベント操作に係る実施基準，実施基準の設定根拠を第2表に示す。操作時間や水素濃度及び酸素濃度監視設備の計装誤差（約0.6vol%）を考慮しても，可燃限界領域（酸素濃度5.0vol%以上）に到達することなく，窒素供給操作及び格納容器ベント操作が実施可能である。

第2表 窒素供給操作及び格納容器除熱操作の実施基準について

| 操作 | 実施基準 ：計装の読み取り値 | 実施基準の設定根拠 |
|---------------------|---------------------------------------|--------------------------------------|
| 可搬型窒素供給装置の起動準備の開始基準 | 酸素濃度3.5vol% (2.9vol%～ 4.1vol%)※ | 可搬型窒素供給装置の起動準備時間を考慮して設定 |
| 窒素供給開始基準 | 酸素濃度4.0vol% (3.4vol%～ 4.6vol%)※ | 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の開始基準の到達前を設定 |
| 格納容器ベント開始基準 | 酸素濃度4.3vol% (3.7vol%～ 4.9vol%)※ | 計装誤差を踏まえても可燃限界領域到達前に格納容器ベントが可能な基準を設定 |

※括弧内は，計装の読み取り値に対して計装誤差を考慮した範囲であり，実機の酸素濃度として想定される範囲

常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について

1. 常設低圧代替注水系ポンプの機能

常設低圧代替注水系ポンプは以下の5つの機能に期待している。

- ・原子炉水位を維持し炉心損傷の防止及び炉心損傷の進展を防止するための低圧代替注水機能
- ・格納容器の過圧・過温破損防止のための代替格納容器スプレイ機能
- ・格納容器内での熔融炉心の冷却のためのペDESTAL（ドライウェル部）注水機能
- ・格納容器のトップヘッドフランジ部からの漏えいを防止するための格納容器頂部注水機能
- ・使用済燃料プール水位を維持し燃料損傷を防止するための使用済燃料プール注水機能

2. 常設低圧代替注水系ポンプの機能確保について

(1) 単一の機能に期待する場合

常設低圧代替注水系ポンプは、各注水先の最大流量を包絡する注水量を確保できる設計としている。

常設低圧代替注水系ポンプにより注水する際の系統構成は、中央制御室からの遠隔操作により行い、現場操作は不要である。また、各注水先へ注水する際の操作の相違点は、開操作する弁の違いのみであり、各弁の操作も中央制御室からの遠隔操作が可能であることから、困難な操作はない。

このように、常設低圧代替注水系ポンプの単一の機能の確保については問題ないと考えられる。

(2) 複数の機能に期待する場合

常設低圧代替注水系ポンプは、複数個所への同時注水を想定したものとなっており、想定する同時注水の組み合わせで必要流量が確保できる設計としている。また、想定する同時注水の組み合わせで、重大事故等による影響の緩和が可能であることを有効性評価にて示している。

①原子炉注水と格納容器スプレイ

大破断 L O C A が発生し、非常用炉心冷却系からの注水に失敗した場合、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを同時に実施する。この場合の最大流量の組み合わせは、原子炉注水 $230\text{m}^3/\text{h}$ 、格納容器スプレイ $130\text{m}^3/\text{h}$ であるが、この条件で炉心の冷却並びに格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制できることを有効性評価で確認するとともに、この流量が確保できる設計としている。なお、上記以外の同時注水については、原子炉へは崩壊熱相当での注水となるため、上記注水流量を超えることはない。

②原子炉注水とペDESTAL（ドライウエル部）注水

大破断 L O C A が発生し非常用炉心冷却系からの注水に失敗し、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却に成功した場合、格納容器スプレイを停止し、原子炉注水とペDESTAL（ドライウエル部）の水張りを実施する。この場合の最大流量の組み合わせは、原子炉注水として崩壊熱相当の流量、ペDESTAL（ドライウエル部）の水張りとして $80\text{m}^3/\text{h}$ であるが、この条件で炉心の冷却及びペDESTAL（ドライウエル部）の必要水位を確保できることを有効性評価にて確認するとともに、この流量が確保できる設計としている。

③格納容器スプレイとペDESTAL（ドライウエル部）注水

原子炉注水に失敗し、原子炉圧力容器が破損する場合、格納容器スプレイとペDESTAL（ドライウェル部）への注水を同時に実施する。この場合の最大流量の組み合わせは、格納容器スプレイ 300m³/h、ペDESTAL（ドライウェル部）注水 80m³/h であるが、この条件で格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制並びにペDESTAL（ドライウェル部）に落下した溶融炉心の冷却等ができることを有効性評価で確認するとともに、この流量を確保できる設計としている。

④その他注水先の組み合わせ

その他の組み合わせとして、格納容器頂部又は使用済燃料プールへの注水が重畳することも考えられる。これら注水先へは、間欠的に注水を行い一定量の水位を維持するため、①、②及び③の最大流量の注水等と異なるタイミング又は系統の余力で注水等を行うため、対応が可能である。

また、複数の注水先に注水するための操作については、各注水先へ注水するための操作に必要な時間を考慮した有効性評価により、炉心冷却や溶融炉心の冷却等ができることを確認している。

以上より、常設低圧代替注水系ポンプの複数の機能の確保についても問題ないと考えられる。

3. 常設低圧代替注水系ポンプの機能の冗長性について

常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水については、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系及び代替循環冷却系を用いた手段に加え、アクセスルートの確保を確認した後であれば低圧代替注水系（可搬型）によって機能を補うことも可能である。また、格納容器冷却については、代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、ペDESTAL（ドライウェル部）注水については格納容器下部注水系

(可搬型) , 格納容器頂部注水については格納容器頂部注水系 (可搬型) , 使用済燃料プール注水については可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) によって機能を補うことも可能である。このように, 常設低圧代替注水系ポンプの各機能については冗長性を持たせることで機能強化を図っている。

常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した複数箇所への同時注水について

常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した注水については、原子炉、格納容器スプレイ、ペDESTAL（ドライウェル部）、格納容器頂部及び使用済燃料プールを注水先として設計する。このため、重大事故等対応において、複数の注水先に対して同時に必要流量を注水できるよう設計する。なお、各注水先への注水は弁の開操作のみで実施可能であるため、必要箇所への注水を継続しつつ、注水先を追加することが可能である。

有効性評価で考慮する同時注水パターンを第1表及び第2表に示す。

また、有効性評価における事象進展ごとの常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる注水先の組み合わせケースを第3表から第7表に示す。

第 1 表 有効性評価で考慮する常設低圧代替注水系ポンプを使用した同時注水
ケース

| 原子炉 | 格納容器 | （ド ライ ペ デ ス タ ル ウ ェ ル 部 ） | 使用済燃料プール |
|----------------------|----------------------|--|----------------------|
| 47 条／1.4 | 49 条／1.6 | 51 条／1.8 | 54 条／1.11 |
| 230m ³ ／h | 130m ³ ／h | — | — |
| — | 300m ³ ／h | 80m ³ ／h | — |
| 50m ³ ／h | 130m ³ ／h | — | 114m ³ ／h |

第 2 表 有効性評価で考慮する可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水
ケース

| 原子炉 | 格納容器 | （ド ライ ペ デ ス タ ル ウ ェ ル 部 ） | 使用済燃料プール |
|---------------------|----------------------|--|----------------------|
| 47 条／1.4 | 49 条／1.6 | 51 条／1.8 | 54 条／1.11 |
| 50m ³ ／h | 130m ³ ／h | — | — |
| 50m ³ ／h | 130m ³ ／h | — | 114m ³ ／h |

第3表 設計基準事故対象設備による原子炉注水失敗時に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合（炉心損傷前）

| | 47条/1.4 | 49条/1.6 | 51条/1.8 | 54条/1.11 | 備考 |
|------------------|----------------------|----------------------|---|----------------------|--|
| | 原子炉 | 格納容器 | (ド ライ ペ デ ス タ ル 部) | 使用済燃料プール | |
| 初期注水段階 | 378m ³ /h | — | — | — | <ul style="list-style-type: none"> QH特性に従った注水 原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） |
| 格納容器スプレイ段階 | 230m ³ /h | 130m ³ /h | — | — | <ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で、解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） 格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作 |
| 使用済燃料プール冷却復旧操作段階 | 50m ³ /h | 130m ³ /h | — | 114m ³ /h | <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース 使用済燃料プールが100℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定 |
| 格納容器ベント段階 | 50m ³ /h | — | — | — | <ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない |

対象事象：高圧・低圧注水機能喪失，LOCA時注水機能喪失

第4表 設計基準事故対象設備による原子炉注水成功後に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合

| | 47条/1.4 | 49条/1.6 | 51条/1.8 | 54条/1.11 | 備考 |
|------------------|----------------------|----------------------|---|----------------------|--|
| | 原子炉 | 格納容器 | (ド ライ ペ デ ス タ ル 部) | 使用済燃料プール | |
| 原子炉減圧・低圧注水移行段階 | 378m ³ /h | — | — | — | <ul style="list-style-type: none"> QH特性に従った注水 原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） |
| 格納容器スプレイ段階 | 230m ³ /h | 130m ³ /h | — | — | <ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施） 格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作 |
| 使用済燃料プール冷却復旧操作段階 | 50m ³ /h | 130m ³ /h | — | 114m ³ /h | <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース 使用済燃料プールが100℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定 |
| 格納容器ベント段階* | 50m ³ /h | — | — | — | <ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない |

※崩壊熱除去機能（残留熱除去系が故障した場合）のケース

対象事象：崩壊熱除去機能喪失，津波浸水による注水機能喪失

第 5 表 全交流動力電源喪失（24 時間継続）時に可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合

| | 47 条／1.4 | 49 条／1.6 | 51 条／1.8 | 54 条／1.11 | |
|------------------|-------------------------------|--------------------------|--|--------------------------|--|
| | 原子炉 | 格納容器 | （ド ライ ペ デ ス タ ル ウ エ ル 部） | 使用済燃料プール | 備考 |
| 原子炉減圧・低圧注水移行段階 | $\leq 110\text{m}^3/\text{h}$ | — | — | — | <ul style="list-style-type: none"> QH 特性に従った注水 原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） |
| 格納容器スプレイ段階 | $50\text{m}^3/\text{h}$ | $130\text{m}^3/\text{h}$ | — | — | <ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） 格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作 |
| 使用済燃料プール冷却復旧操作段階 | $50\text{m}^3/\text{h}$ | $130\text{m}^3/\text{h}$ | — | $114\text{m}^3/\text{h}$ | <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース 使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定 |

対象事象：全交流動力電源喪失

第6表 設計基準事故対象設備による原子炉注水失敗時に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合（LOCA起因による炉心損傷事象）

| | 47条/1.4 | 49条/1.6 | 51条/1.8 | 54条/1.11 | |
|-------------------|----------------------|----------------------|--------------------|----------------------|--|
| | 原子炉 | 格納容器 | (ドライウエル部) ペデスタル | 使用済燃料プール | 備考 |
| 初期注水段階 | 230m ³ /h | 130m ³ /h | — | — | ・LOCAが発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し、炉心損傷に至った場合に、炉心の再冠水並びに格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース |
| 再冠水後制御段階* | 50m ³ /h | 130m ³ /h | — | — | ・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作 |
| 使用済燃料プール冷却復旧操作段階* | 50m ³ /h | 130m ³ /h | — | 114m ³ /h | ・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが100℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定 |
| 格納容器ベント段階* | 50m ³ /h | — | — | — | ・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 |

*代替循環冷却系を使用しない場合のケース

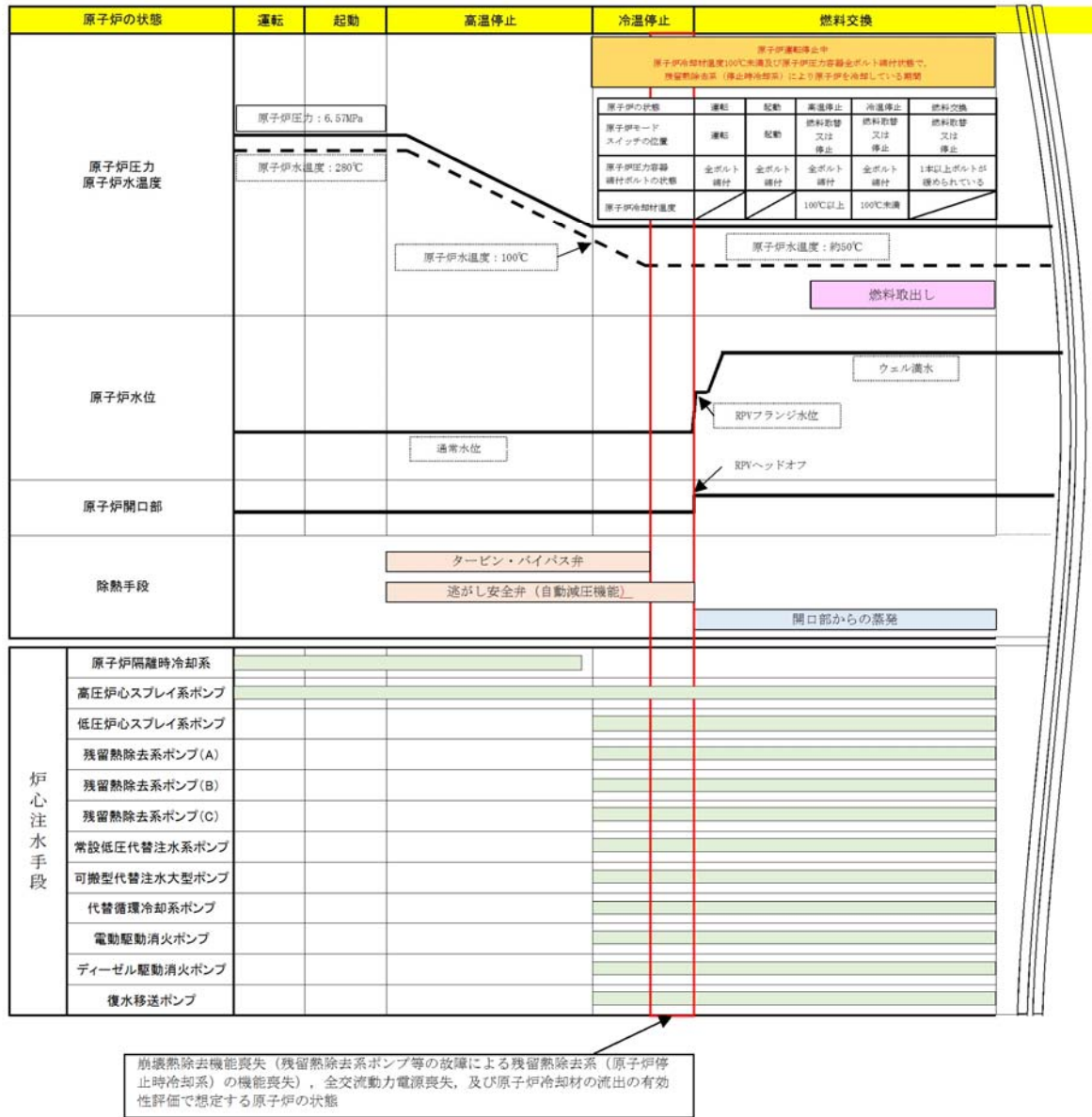
対象事象：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損），水素燃焼

第7表 原子炉压力容器破損時に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合

| | 47条/1.4 | 49条/1.6 | 51条/1.8 | 54条/1.11 | |
|------------------|---------|----------------------|---------------------|----------------------|--|
| | 原子炉 | 格納容器 | (ドレイプ ワイエール部) | 使用済燃料プール | 備考 |
| 原子炉压力容器破損段階 | — | 300m ³ /h | 80m ³ /h | — | <ul style="list-style-type: none"> ・LOCAが発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し、炉心損傷に至った場合に、炉心の再冠水並びに格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース |
| 原子炉压力容器破損時対応後段階* | — | — | 50m ³ /h | — | <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作 |
| 使用済燃料プール冷却復旧操作段階 | — | — | 50m ³ /h | 114m ³ /h | <ul style="list-style-type: none"> ・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが100℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定 |

対象事象： 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱， 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用， 溶融炉心・コンクリート相互作用

原子炉運転停止中の除熱機能と注水手段



原子炉運転停止中の原子炉の事故時における現場作業員の退避について

1. はじめに

原子炉運転停止中の原子炉における事故の発生時、運転員は、現場作業員の退避が完了したことを確認し、逃がし安全弁の開操作を開始する。このため、現場作業員の退避の時間を見積もり、想定している運転員の操作時間を遅らせることがないことを確認した。

2. 作業員への退避に係る教育状況

発電所構内で作業を実施する作業員に対しては、以下のように退避に係る教育を実施しており、事故時における退避指示への対応等について周知徹底している。

<教育内容>

- ・ ページング等による退避指示への対応について
- ・ 管理区域への入退域方法について

<教育の実施時期>

- ・ 発電所への入所時

3. 事故発生後における退避開始から退避完了確認までの流れ

事故発生後、作業員は発電長のページングによる退避指示により、現場からの退避（管理区域からの退域をもって現場からの退避完了とする）を行う。また、作業員全員の退避完了確認は、以下の手順で行う。

- ・ 個人線量計を管理している出入監視員（管理区域の入退域ゲートの境界に常駐）は、個人線量計の貸出状況により全作業員が管理区域内から退

域していることを確認し、災害対策本部に連絡する。

- ・各作業グループの作業責任者又は監理員は、作業員の点呼により自グループの全員が退避していることを確認し、作業担当部門に連絡する。
- ・作業担当部門の担当者は、自部門が担当している全ての作業グループが退避していることを確認して災害対策本部に連絡し、災害対策本部は全作業グループが退避していることを確認する。

なお、作業員は、2名以上の作業グループで作業を実施するため、退避時に負傷者が発生した場合においても、周囲の作業員からの救助により退避可能である。

4. 作業員の退避時間



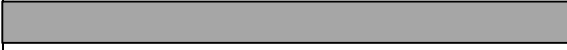
作業員の退避時間及びその内訳を第1表に示す。①～③は、いずれも多数の作業ステップからなる項目であるが、そのうち、②におけるEPDゲートの通過が退避時間において律速となるが、以下の実績から算出した退避時間に滞在人数等の不確かさを考慮し、作業員は1時間で退避完了すると見積もった。

◎EPDゲートの通過人数：26人/分（第24回施設定期検査実績）

◎管理区域におけるピーク滞在人数：1,020人（第24回施設定期検査実績）

→1,020人 ÷ 26人/分 = 39分 → 60分

第 1 表 作業員の退避時間内訳

| | 経過時間 | | | | |
|------------------------|--|-----|-----|-----|-----|
| | 10分 | 20分 | 30分 | 40分 | 50分 |
| ①作業場所から管理区域の入退域ゲートへの移動 |  | | | | |
| ②管理区域からの退域 |  | | | | |
| ③退避の確認 |  | | | | |
| 退避時間 | 保守的に ↑ 60分とする | | | | |

5. 作業員の退避に係る環境影響評価

(1) 被ばく評価

作業員の退避は1時間以内に完了するため、作業員が過度な被ばくを受ける状況は想定し難いものとする。

(2) 雰囲気温度評価

雰囲気温度が高い作業場所である格納容器内においても、退避完了までに有意な温度上昇は見られず、作業員の退避に影響はない。

手順のリンク先について

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ついて、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.4.2.2(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

- ・水源から接続口までの低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順

<リンク先> 1.13.2.1(2) a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

1.13.2.1(4) a. 北側淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

1.13.2.1(5) a. 高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

2. 1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

- ・残留熱除去系海水系，緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による冷却水確保手順

<リンク先> 1.5.2.1(1) 残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

1.5.2.3(1) a. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

1.5.2.3(1) b. 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

- ・水源から接続口までの可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順

<リンク先> 1.13.2.1(2) a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水

大型ポンプによる送水

1.13.2.1(4) a . 北側淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

1.13.2.1(5) a . 高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

・代替淡水貯槽に補給する手順

<リンク先> 1.13.2.2(1) a . 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）

・常設低圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ，復水移送ポンプ，残留熱除去系ポンプ，低圧炉心スプレイ系ポンプ，電動弁及び監視計器への電源供給手順

<リンク先> 1.14.2.1(1) a . 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.1(1) b . 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.3(1) a . 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(1) b . 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

・常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，非常用交流電源設備及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順

<リンク先> 1.14.2.5(1) a . 可搬型設備用軽油貯蔵タンクから各機器へ

の給油

1.14.2.5(1) b. 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置
への給油

1.14.2.5(1) c. 軽油貯蔵タンクから2C・2D 非常用デ
ィーゼル発電機及び高圧炉心スプレィ系デ
ィーゼル発電機への給油

・操作の判断, 確認に係る計装設備に関する手順

<リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失時の手順

1.15.2.2 計測に必要な電源が喪失した場合の手順

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

< 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. 設計基準事故対処設備を使用した対応手段及び設備
 - b. フロントライン系故障時の対応手段及び設備
 - (a) 最終ヒートシンク（大気）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. 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（海洋）への代替熱輸送
 - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - d. 手順等

1.5.2 重大事故等時の手順

1.5.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順

- (1) 残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

1.5.2.2 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（大気）への代替熱輸送
 - a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

- (2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.5.2.3 サポート系故障時の対応手順

- (1) 最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送
 - a. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保
 - b. 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.5.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.5.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.5.2 自主対策設備仕様

添付資料1.5.3 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.5.4 重大事故対策の成立性

1. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(1) 格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベント

(2) フィルタ装置スクラビング水補給

(3) 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

(4) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換

(5) フィルタ装置スクラビング水移送

2. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(1) 耐圧強化ベント系の現場操作による格納容器ベント

3. 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

(1) 代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水（海水）

添付資料1.5.5 格納容器ベント操作について

添付資料1.5.6 スクラビング水の保有水量の設定根拠について

添付資料1.5.7 手順のリンク先について

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、サブ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（原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容

器スプレイ冷却系) 及び残留熱除去系海水系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(原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプを設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした(以下「機能喪失原因対策分析」という。)上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する(第1.5-1図)。

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

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第四十八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

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（原子炉停止時冷却系，サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプの故障による機能喪失を想定する。また，サポート系故障として，残留熱除去系海水系機能喪失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. 設計基準事故対処設備を使用した対応手段及び設備

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）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。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 残留熱除去系海水ストレーナ

- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

これら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（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱」にて整理する。

残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 残留熱除去系海水ストレーナ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ サプレッション・プール

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 残留熱除去系海水ストレーナ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ サプレッション・プール

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・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱」及び「残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱」にて整理する。

設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水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。

残留熱除去系海水系による除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系海水ストレーナ

b. 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（大気）への代替熱輸送

i) 格納容器圧力逃がし装置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（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプが故障により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、格納容器圧力逃がし装置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「格納容器圧力逃がし装置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。

格納容器圧力逃がし装置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。

- ・ 格納容器圧力逃がし装置

ii) 耐圧強化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（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプが故障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。

耐圧強化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。

- ・ 第一弁（S／C側）
- ・ 第一弁（D／W側）
- ・ 耐圧強化ベント系一次隔離弁
- ・ 耐圧強化ベント系二次隔離弁
- ・ 第一弁（S／C側）バイパス弁
- ・ 第一弁（D／W側）バイパス弁

iii) 遠隔人力操作機構による現場操作

第一弁（S／C側，D／W側），第二弁及び第二弁バイパス弁の駆動源が喪失した場合においても，隔離弁を遠隔人力操作機構により人力で操作することにより，最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段がある。これらの遠隔人力操作機構による現場操作のエリアは二次格納施設外である原子炉建屋付属棟とする。

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「遠隔人力操作機構による現場操作」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

遠隔人力操作機構による現場操作で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 遠隔人力操作機構

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.5.1(2) b. (a) i) 格納容器圧力逃がし装置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，格納容器圧力逃がし装置は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.5.1(2) b. (a) ii) 耐圧強化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、第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、耐圧強化ベント一次隔離弁、耐圧強化ベント二次隔離弁は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.5.1(2) b. (a) iii) 遠隔人力操作機構による現場操作」で使用する設備のうち、遠隔人力操作機構は重大事故等対処設備として位置づける。

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

(添付資料1.5.1)

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）が機能喪失した場合においても、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、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 第一弁（S/C側）バイパス弁及び第一弁（D/W側）バイパス弁

バイパスラインは口径が小さく、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損の防止には十分な容量ではないが、原子炉格納容器内の圧力及び温度上昇を緩和する手段として有効である。

c. サポート系故障時の対応手段及び設備

残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は以下のとおり。

- (a) 最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送

i) 緊急用海水系による除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系の機能喪失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、緊急用海水系により最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する手段がある。

緊急用海水系による除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 緊急用海水ストレーナ
- ・ 残留熱除去系熱交換器

緊急用海水系とあわせて設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプにより最終ヒートシンク（海洋）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（原子炉停止時冷却系，サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプが起動できない場合は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cを受電した後，緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給することにより残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）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（原子炉停止時冷却系）ポンプ
- ・ 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ
- ・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ

ii) 代替残留熱除去系海水系による除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系の機能喪失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、代替残留熱除去系海水系により最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する手段がある。

代替残留熱除去系海水系による除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）
- ・残留熱除去系熱交換器

代替残留熱除去系海水系とあわせて設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプにより最終ヒートシンク（海洋）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（原子炉停止時冷却系，サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプが起動できない場合は，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により緊急用M/Cを受電した後，緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給することにより残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）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（原子炉停止時冷却系）ポンプ
- ・残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ
- ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.5.1(2) c. (a) i) 緊急用海水系による除熱」で使用する設備のうち、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプ，緊急用海水ポンプ，緊急用海水ストレーナ及び残留熱除去系熱交換器は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.5.1(2) c. (a) ii) 代替残留熱除去系海水系による除熱」で使用する設備のうち、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サブプレッション・プール冷却系，格納容器スプレイ冷却系）ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は重大事故等対処設備として位置づける。

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

(添付資料1.5.1)

以上の重大事故等対処設備により，残留熱除去系海水系による冷却機能が喪失した場合においても，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サブプレッション・プール冷却系又は格納容器スプレイ冷却系）が使用可能であれば，最終ヒートシンク（海洋）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，自主対策設備と位置づける。あわせて，その理由を示す。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）

車両の移動，設置，ホース接続等に時間を要し，想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サブプレッション・プール冷却系又は格納容器スプレイ冷却系）が使用可能であれば，最終ヒートシンク（海

洋)へ熱を輸送する手段として有効である。

(添付資料1.5.2)

d. 手順等

上記「a. 設計基準事故対処設備を使用した対応手段及び設備」,
「b. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」及び「c. 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、運転員等^{※2}及び重大事故等対応要員の対応として、「非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)」及び「重大事故等対策要領」に定める(第1.5-1表)。

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する(第1.5-2表, 第1.5-3表)。

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

(添付資料1.5.3)

1.5.2 重大事故等時の手順

1.5.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順

(1) 残留熱除去系海水系による冷却水(海水)の確保

残留熱除去系海水系が健全な場合は、自動起動(残留熱除去系ポンプ等の起動)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海水ポンプを起動し、冷却水(海水)の確保を実施する。

a. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

①自動起動信号が発信した場合。

残留熱除去系ポンプ等が起動した場合。

②手動起動の場合。

残留熱除去系を使用した原子炉内で発生する崩壊熱の除去又は原子炉格納容器内の除熱が必要な場合。

b. 操作手順

残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.5-2図に、タイムチャートを第1.5-3図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に残留熱除去系海水系A系又は残留熱除去系海水系B系の手動起動又は自動起動の確認を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系海水系A系又は残留熱除去系海水系B系の手動起動操作、又は自動起動信号（残留熱除去系ポンプ等の起動）により残留熱除去系海水ポンプ（A）及び（C）又は残留熱除去系海水ポンプ（B）及び（D）が起動し、残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁が開したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系海水系A系又は残留熱除去系海水系B系が起動したことを残留熱除去系海水系系統流量指示値の上昇により確認し、発電長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作について、作業開始を判断してから残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の供給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【自動起動信号が発信した場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，2分以内と想定する。

【手動起動の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，4分以内と想定する。

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

1.5.2.2 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（大気）への代替熱輸送

a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）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，格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベント操作を実施し，最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

格納容器ベント開始後は，残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能，可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内水素・酸素濃度制御機能及び可搬型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復旧又は使用可能と判断した場合に，格納容器ベント弁閉により格納容器ベントを停止する。なお，中央制御室から格納容器圧力逃がし装置を遠隔操作できない場合は，遠隔人力操作機構を使用した現場（二次格納施設外）での操作を実施する。また，第一弁（S/C側及びD/W側）の開操作ができない場合は，第一弁（S/C側及びD/W側）バイパス弁を開とする。

(a) 格納容器圧力逃がし装置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、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合。

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

ii) 操作手順

格納容器圧力逃がし装置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。

概要図を第1.5-4図に、タイムチャートを第1.5-5図に示す（S/C側ベント及びD/W側ベント及び第一弁（S/C側及びD/W側）が開操作不可の場合の手順は、手順⑫以外は同様。）。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を依頼する。
- ②災害対策本部長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント準備のため、第二弁操作室に重大事故等対応要員を派遣し、発電長に連絡する。
- ③発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置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等により確認し、発電長に報告する。

⑤発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの系統構成を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、換気空調系一次隔離弁及び換気空調系二次隔離弁の閉を確認する。

⑦運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁及び原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁の閉を確認する。

⑧運転員等は中央制御室にて、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁の閉を確認する。

⑨運転員等は中央制御室にて、不活性ガス系の隔離信号が発生している場合は、不活性ガス系の隔離信号の除外操作を実施する。

⑩運転員等は、発電長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの系統構成が完了したことを報告する。

⑪発電長は、運転員等に第一弁（S/C側又はD/W側）の電源の供給状態に応じて、S/C側又はD/W側を選択し、S/C側による格納容器ベント又はD/W側による格納容器ベントを指示する。

⑫^a S/C側ベントの場合

運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため、第一弁（S/C側）を開にし、発電長に報告する。なお、第一弁（S/C側）が中央制御室からの遠隔操作により開できない場合は、原子炉建屋付属棟にて第一弁（S/C側）を遠隔人力操作機構により開にし、発電長に報告する。

⑫^b D/W側ベントの場合

第一弁（S／C側）が開できない場合は、運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため、第一弁（D／W側）を開にし、発電長に報告する。なお、第一弁（D／W側）が中央制御室からの遠隔操作により開できない場合は、原子炉建屋付属棟にて第一弁（D／W側）を遠隔人力操作機構により開にし、発電長に報告する。

⑫°第一弁（S／C側及びD／W側）が開操作不可の場合

第一弁（S／C側）及び第一弁（D／W側）が開操作できない場合は、運転員等は中央制御室にて、第一弁（S／C側）バイパス弁及び第一弁（D／W側）バイパス弁を開にし、発電長に報告する。

⑬発電長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備が完了したことを災害対策本部長に連絡する。

⑭発電長は、ベント判断基準であるサブプレッション・プール水位指示値が通常水位＋6.5mに到達及びサブプレッション・チェンバ圧力指示値が310kPa [gage]（1Pd）に到達したことを確認し、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を連絡する。

⑮発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を指示する。

⑯運転員等は中央制御室にて、第二弁を開とする。第二弁が開できない場合は、第二弁バイパス弁を開とし、発電長に報告する。なお、第二弁及び第二弁バイパス弁が中央制御室からの遠隔操作により開できない場合は、重大事故等対応要員は第二弁操作室にて、第二弁又は第二弁バイパス弁を遠隔人力操作機構

により開とする。

⑰発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置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、フィルタ装置圧力、フィルタ装置スクラビング水温度、及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）により確認するように指示する。

⑱運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことをドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力指示値の低下、フィルタ装置圧力及びフィルタ装置スクラビング水温度指示値の上昇により確認するとともに、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇を確認し、発電長に報告する。

⑲発電長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを開始したことを災害対策本部長に連絡する。

⑳発電長は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能、及び可燃性ガス濃度制御系の機能が復旧し、原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage] (1Pd) 未満であること、原子炉格納容器内の温度が171℃未満であること及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満を確認することにより、格納容器ベント弁を閉にする判断をする。

iii) 操作の成立性

上記の操作のうち格納容器ベント準備については、格納容器ベント準備を判断してから、格納容器ベント準備完了までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（S／C側ベントの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，5分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（D／W側ベントの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，5分以内と想定する。

【現場操作（第一弁（S／C側）遠隔操作不可の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員）3名にて実施した場合，125分以内と想定する。

【現場操作（第一弁（D／W側）遠隔操作不可の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員）3名にて実施した場合，140分以内と想定する。

【現場操作（第二弁操作室までの移動）】

- ・現場対応を重大事故等対応要員3名にて実施した場合，45分以内と想定する。

格納容器ベント開始については，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所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，5分以内と想定する。

【現場操作（第二弁遠隔操作不可の場合）】

- ・現場対応を重大事故等対応要員3名にて実施した場合，30分以内と想定する。

中央制御室対応については，中央制御室に設置されている制御盤

からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。現場対応においては、円滑に作業できるように移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

遠隔人力操作機構による現場操作については、操作に必要な工具等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。

(添付資料1.5.4)

(b) フィルタ装置スクラビング水補給

フィルタ装置の水位が通常水位（水位低）である 2,530mm を下回り、下限水位である 1,325mm に到達する前までに、フィルタ装置へ水張りを実施する。

i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置水位指示値が 1,500mm 以下の場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置スクラビング水補給手順の概要は以下のとおり。なお、水源から接続口へのフィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

概要図を第 1.5-6 図に、タイムチャートを第 1.5-7 図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水の補給準備を依頼する。

②災害対策本部長は、重大事故等対応要員にフィルタ装置スクラビング水の補給準備を指示する。

③発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水の補給準備を指示する。

- ④運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置スクラビング水の補給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、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水の補給準備が完了したことを連絡する。
- ⑥重大事故等対応要員は、フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホースを接続し、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水の補給準備が完了したことを報告する。
- ⑦災害対策本部長は、発電長にフィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡する。
- ⑧災害対策本部長は、重大事故等対応要員にフィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。
- ⑨重大事故等対応要員は、フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、フィルタ装置格納槽付属室にてフィルタバント装置補給水ライン元弁を開にし、フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。
- ⑩災害対策本部長は、発電長にフィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。
- ⑪発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水の補給が開

始されたことの確認を指示する。

⑫ 運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置の水位が上昇した後、通常水位（水位低）である2,530mm以上まで補給されたことを確認し、発電長に報告する。

⑬ 発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水の補給の停止を依頼する。

⑭ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員にフィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水大型ポンプの停止を指示する。

⑮ 重大事故等対応要員はフィルタ装置格納槽付属室にて、フィルタベント装置補給水ライン元弁を閉とした後、フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水大型ポンプを停止し、災害対策本部長に報告する。

⑯ 災害対策本部長は、発電長にフィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水を停止したことを連絡する。

iii) 操作の成立性

上記の操作について、作業開始を判断してからフィルタ装置スクラビング水の補給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水の補給】（水源：北側淡水池）

- ・現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、155 分以内と想定する。

【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィル

タ装置スクラビング水の補給】（水源：代替淡水貯槽）

- ・現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合，125 分以内と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，ホース等の接続は速やかに作業ができるように，フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

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

（添付資料1.5.4，添付資料1.5.6）

(c) 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

格納容器ベント停止後における水の放射線分解によって発生する可燃性ガス濃度の上昇を抑制，及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するため，可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素）で置換する。

i) 手順着手の判断基準

格納容器ベント停止可能^{※2}と判断した場合。

※2：残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能，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型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復旧又は使用可能と判断した場合で，原子炉格納容器内の圧力が 310kPa [gage] (1Pd) 未満，原子炉格納容器内の温度が 171℃未満及び原子炉格納容器内水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合。

ii) 操作手順

原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.5-8 図に、タイムチャートを第 1.5-9 図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）による置換を依頼する。
- ②災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入をするための準備を指示する。
- ③重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置を原子炉建屋東側屋外に配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。
- ④重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入をするための準備が完了したことを報告する。
- ⑤災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入の開始を連絡する。
- ⑥災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入の開始を指示する。
- ⑦重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外にて、窒素ガス補給弁（S/C側）を開とし、原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを、災害対策本部長に報告する。
- ⑧災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを連絡

する。

⑨発電長は、運転員等に第一弁（S／C側又はD／W側）又は第一弁（S／C側及びD／W側）バイパス弁閉による格納容器ベント停止を指示する。

⑩運転員等は、第一弁（S／C側又はD／W側）又は第一弁（S／C側及びD／W側）バイパス弁を閉とし、格納容器ベントを停止したことを発電長に報告する。

⑪発電長は、運転員等に残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱開始及び原子炉格納容器内の圧力を310kPa [gage]（1Pd）から13.7kPa [gage]の間で制御^{*3}するように指示する。

⑫運転員等は、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱開始及び原子炉格納容器内の圧力を310kPa [gage]（1Pd）から13.7kPa [gage]の間で制御し、発電長に報告する。

⑬発電長は、運転員等に原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入完了の確認をするように指示する。

⑭運転員等は中央制御室にて、ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が310kPa [gage]（1Pd）に到達したことにより、原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入が完了したことを確認し、発電長に報告する。

⑮発電長は、運転員等に第一弁（S／C側又はD／W側）又は第一弁（S／C側及びD／W側）バイパス弁を開とし、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出を指示する。

- ⑩ 運転員等は中央制御室にて、第一弁（S／C側又はD／W側）又は第一弁（S／C側及びD／W側）バイパス弁を開とし、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出を開始したことを発電長に報告する。
- ⑪ 発電長は、運転員等に可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御を指示する。
- ⑫ 運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御を実施し、発電長に報告する。
- ⑬ 発電長は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入の停止を依頼する。
- ⑭ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入の停止を指示する。
- ⑮ 重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外にて、窒素ガス補給弁（S／C側）を閉とし、原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入を停止した後、災害対策本部長に報告する。
- ⑯ 災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入の停止を連絡する。
- ⑰ 発電長は、運転員等に第一弁（S／C側又はD／W側）又は第一弁（S／C側及びD／W側）バイパス弁の閉による格納容器ベント停止を指示する。
- ⑱ 運転員等は中央制御室にて、第一弁（S／C側又はD／W側）又は第一弁（S／C側及びD／W側）バイパス弁を閉にし、格納容器ベントを停止したことを発電長に報告する。

※3：原子炉格納容器内の圧力が245kPa [gage] (0.8Pd) 又は原子炉格納容器内の温度が150℃到達で格納容器スプレイを実施する。

iii) 操作の成立性

上記の現場対応を重大事故等対応要員4名にて実施した場合、作業を判断してから原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）供給開始まで115分以内と想定する。

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、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型窒素供給装置の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

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

(添付資料 1.5.4)

(d) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換

格納容器ベントを実施した際には、原子炉格納容器内に含まれる非凝縮性ガスがフィルタ装置を経由して大気へ放出されることから、フィルタ装置内での水素爆発を防止するため、可搬型窒素供給装置によりフィルタ装置内を不活性ガス（窒素）で置換する。

i) 手順着手の判断基準

原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換が終了した場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.5-10図に、タイムチャートを第1.5-11図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長にフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）による置換を依頼する。
- ②災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内への不活性ガス（窒素）注入をするための準備を指示する。
- ③重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置を原子炉建屋東側屋外に配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。
- ④重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内への不活性ガス（窒素）注入をするための準備が完了したことを報告する。
- ⑤災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内への不活性ガス（窒素）注入の開始を連絡する。
- ⑥災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内への不活性ガス（窒素）注入の開始を指示する。
- ⑦重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外にて、フィルタベント装置窒素供給ライン元弁を開とし、フィルタ装置内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを、災害対策本部長に報告する。
- ⑧災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換を開始したことを連絡す

る。

⑨発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水温度の確認を指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置スクラビング水温度指示値が55℃^{※4}以下であることを確認し、発電長に報告する。

※4：可搬型窒素供給装置出口温度と同程度の温度とし、さらにフィルタ装置スクラビング水温度が上昇傾向にないことの確認により冷却が完了したと判断できる温度。

iii) 操作の成立性

上記の現場対応を重大事故等対応要員4名にて実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置内への不活性ガス（窒素）供給開始まで115分以内と想定する。

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、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるよう可搬型窒素供給装置の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

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

(添付資料 1.5.4)

(e) フィルタ装置スクラビング水移送

水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積するこ

とを防止するため、フィルタ装置スクラビング水をサブプレッション・プールへ移送する。

i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置スクラビング水温度指示値が55℃以下において、フィルタ装置水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置スクラビング水移送手順の概要は以下のとおり。なお、水源から接続口へのフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

概要図を第1.5-12図に、タイムチャートを第1.5-13図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長にフィルタ装置水張りの準備を依頼する。

②災害対策本部長は、重大事故等対応要員にフィルタ装置水張りの準備を指示する。

③発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水の移送準備を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置のスクラビング水移送に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。

⑤発電長は、運転員等にフィルタ装置のスクラビング水移送に必要な系統構成を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、フィルタベント装置移送ライン止め弁を開にする。

⑦運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、フィルタベント装置

ドレン移送ライン切替え弁（S/C側）を開にする。

- ⑧運転員等は，発電長にフィルタ装置のスクラビング水移送に必要な系統構成が完了したことを報告する。
- ⑨発電長は，運転員等にフィルタ装置のスクラビング水の移送を指示する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて，移送ポンプを起動した後，フィルタ装置水位指示値が計測範囲下端である180mmまで低下したことを確認し，移送ポンプを停止する。
- ⑪運転員等は，フィルタ装置のスクラビング水の移送が完了したことを発電長に報告する。
- ⑫発電長は，災害対策本部長にフィルタ装置水張りの準備が完了したことを連絡する。
- ⑬重大事故等対応要員は，災害対策本部長にフィルタ装置水張りの準備が完了したことを報告する。
- ⑭災害対策本部長は，発電長にフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡する。
- ⑮災害対策本部長は，重大事故等対応要員にフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。
- ⑯重大事故等対応要員は，フィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水大型ポンプを起動した後，フィルタ装置格納槽付属室にてフィルタベント装置補給水ライン元弁を開にし，フィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。
- ⑰災害対策本部長は，発電長にフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡

する。

⑱発電長は、運転員等にフィルタ装置水位を確認するように指示する。

⑲運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置水位指示値が通常水位（水位低）である2,530mm以上まで水張りされたことを確認し、発電長に報告する。

⑳発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水の停止を依頼する。

㉑災害対策本部長は、重大事故等対応要員にフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水大型ポンプの停止を指示する。

㉒重大事故等対応要員は、フィルタ装置格納槽付属室にてフィルタバント装置補給水ライン元弁を閉とした後、フィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水大型ポンプを停止し、災害対策本部長に報告する。

㉓災害対策本部長は、発電長にフィルタ装置水張りとして使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水停止を連絡する。

㉔発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄のため、スクラビング水の移送を指示する。

㉕運転員等は中央制御室にて、移送ポンプを起動した後、フィルタ装置水位指示値が計測範囲下端である180mmまで低下したことを確認し、移送ポンプを停止する。

㉖運転員等は、フィルタ装置スクラビング水移送ラインの洗浄が完了したことを発電長に報告する。

㉗発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の停止を依頼する。

- ⑳災害対策本部長は、重大事故等対応要員にフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）による置換の停止を指示する。
- ㉑重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外にて、フィルタベント装置窒素供給ライン元弁を閉とし、フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換を停止する。
- ㉒重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の停止を報告する。
- ㉓災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の停止を連絡する。
- ㉔発電長は、運転員等にフィルタ装置入口水素濃度計を起動し水素濃度を確認するとともに、フィルタ装置スクラビング水温度が上昇していないことを確認するように指示する。
- ㉕運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置入口水素濃度計を起動しフィルタ装置入口水素濃度指示値及び、フィルタ装置スクラビング水温度指示値が上昇していないことを確認し、発電長に報告する。
- ㉖発電長は、運転員等にフィルタ装置出口弁を閉とするように指示する。
- ㉗運転員等は、フィルタ装置格納槽付属室にてフィルタ装置出口弁を閉とし、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の操作のうちフィルタ装置スクラビング水移送については、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから

フィルタ装置スクラビング水移送開始まで54分以内と想定する。

また、フィルタ装置水張りについては、フィルタ装置スクラビング水移送完了からフィルタ装置水張り開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張り】（水源：北側淡水池）

- ・現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、155 分以内と想定する。

【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張り】（水源：代替淡水貯槽）

- ・現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、125 分以内と想定する。

フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄については、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、フィルタ装置水張り完了からフィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄開始まで4分以内と想定する。

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、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続を速やかに作業できるよう、**フィルタ装置水張りとして使用する**可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保している。屋内作業の室温

は通常状態と同程度である。

(添付資料1.5.4)

b. 耐圧強化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た場合、及び格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合に、耐圧強化ベント系を使用した格納容器ベント操作を実施し、最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

格納容器ベント後は、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内水素・酸素濃度制御機能及び可搬型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復旧又は使用可能と判断した場合に、格納容器ベント弁を閉にし、格納容器ベントを停止する。なお、中央制御室から遠隔操作できない場合は、遠隔人力操作機構を使用した現場（二次格納施設外）での操作を実施する。また、第一弁（S/C側）及び第一弁（D/W側）の開操作ができない場合は、第一弁（S/C側）バイパス弁及び第一弁（D/W側）バイパス弁を開とする。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷前において、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合で、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失^{※5}した場合。

※5：「格納容器圧力逃がし装置が機能喪失」は、設備に故障が発生した場合。

(b) 操作手順

耐圧強化ベント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。

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。

(S/C側ベント及びD/W側ベントの手順は、手順⑬以外は同様。)

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に耐圧強化ベント系による格納容器ベントの準備を依頼する。
- ②災害対策本部長は、耐圧強化ベント系による格納容器ベントのため、原子炉建屋原子炉棟に重大事故等対応要員を派遣し、発電長に連絡する。
- ③発電長は、運転員等に耐圧強化ベント系による格納容器ベントの準備を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、耐圧強化ベント系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等により確認し、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に耐圧強化ベント系による格納容器ベントの系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、換気空調系一次隔離弁及び換気空調系二次隔離弁の閉を確認する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁及び原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁の閉を確認する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、計器用空気系系統圧力指示値が0.52MPa [gage] 以下の場合、又は計器用空気系系統圧力指示値が確認できない場合は、バックアップ窒素供給弁を開にする。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、不活性ガス系の隔離信号が発生している場合は、不活性ガス系の隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、非常用ガス処理系ファン（A）及び（B）の操作スイッチを隔離し、非常用ガス処理系フィルタ装置

出口隔離弁 A 及び非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 B を閉とする。

⑪ 運転員等は、発電長に耐圧強化ベント系による格納容器ベントの系統構成が完了したことを報告する。

⑫ 発電長は、運転員等に第一弁（S/C 側又は D/W 側）の電源の供給状態に応じて、S/C 側又は D/W 側を選択し、S/C 側による格納容器ベント又は D/W 側による格納容器ベントを指示する。

⑬^a S/C 側ベントの場合

運転員等は中央制御室にて、耐圧強化ベント系による格納容器ベントのため、第一弁（S/C 側）を開にし、発電長に報告する。

なお、第一弁（S/C 側）が中央制御室からの遠隔操作により開できない場合は、原子炉建屋付属棟にて第一弁（S/C 側）を遠隔人力操作機構により開にし、発電長に報告する。

⑬^b D/W 側ベントの場合

第一弁（S/C 側）が開できない場合は、運転員等は中央制御室にて、耐圧強化ベント系による格納容器ベントのため、第一弁

（D/W 側）を開にし、発電長に報告する。なお、第一弁（D/W 側）が中央制御室からの遠隔操作により開できない場合は、原子炉建屋付属棟にて第一弁（D/W 側）を遠隔人力操作機構により開にし、発電長に報告する。

⑬^c 第一弁（S/C 側及び D/W 側）が開操作不可の場合

第一弁（S/C 側）及び第一弁（D/W 側）が開操作できない場合は、運転員等は中央制御室にて、第一弁（S/C 側）バイパス弁及び第一弁（D/W 側）バイパス弁を開にし、発電長に報告す

る。

- ⑭発電長は、耐圧強化ベント系による格納容器ベントの準備が完了したことを災害対策本部長に連絡する。
- ⑮発電長は、ベント判断基準であるサプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達及びサプレッション・チェンバ圧力指示値が310kPa [gage] (1Pd) に到達したことを確認し、災害対策本部長に耐圧強化ベント系による格納容器ベントの開始を連絡する。
- ⑯発電長は、運転員等に耐圧強化ベント系による格納容器ベントの開始を指示する。
- ⑰運転員等は中央制御室にて、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁を開とし、発電長に報告する。なお、耐圧強化ベント系一次隔離弁又は耐圧強化ベント系二次隔離弁を中央制御室からの遠隔操作により開できない場合は、重大事故等対応要員が原子炉建屋原子炉棟にて耐圧強化ベント系一次隔離弁又は耐圧強化ベント系二次隔離弁を開とする。
- ⑱発電長は、運転員等に耐圧強化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及び耐圧強化ベント系放射線モニタにより確認するように指示する。
- ⑲運転員等は、耐圧強化ベント系による格納容器ベントが開始されたことをドライウエル圧力又及びサプレッション・チェンバ圧力指示値の低下、耐圧強化ベント系放射線モニタ指示値の上昇により確認し、発電長に報告する。
- ⑳発電長は、災害対策本部長に耐圧強化ベント系による格納容器ベント開始を連絡する。

②発電長は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能、及び可燃性ガス濃度制御系の機能が復旧し、原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage] (1Pd) 未満であること、原子炉格納容器内の温度が171℃未満であること及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満を確認することにより、格納容器ベントの停止判断をする。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち格納容器ベント準備について、格納容器ベント準備を判断してから、格納容器ベント準備完了までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（S／C側ベントの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、11分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（D／W側ベントの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、11分以内と想定する。

【現場操作（第一弁（S／C側）遠隔操作不可の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員）3名にて実施した場合、125分以内と想定する。

【現場操作（第一弁（D／W側）遠隔操作不可の場合）】

- ・現場対応を運転員等（当直運転員）3名にて実施した場合、140分以内と想定する。

【現場操作（原子炉建屋原子炉棟作業場所までの移動）】

- ・現場対応を重大事故等対応要員3名にて実施した場合、50分以内と想定する。

格納容器ベント開始については、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所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、4分以内と想定する。

【現場操作（耐圧強化ベント系一次隔離弁遠隔操作不可の場合）】

- ・現場対応を重大事故等対応要員3名にて実施した場合、6分以内と想定する。

【現場操作（耐圧強化ベント系二次隔離弁遠隔操作不可の場合）】

- ・現場対応を重大事故等対応要員3名にて実施した場合、6分以内と想定する。

中央制御室対応については、中央制御室に設置されている制御盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。現場対応においては、円滑に作業できるように移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

遠隔人力操作機構による現場操作については、操作に必要な工具等はなく通常の手操作と同様であるため、容易に実施可能である。

(添付資料 1.5.4)

(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1.5-20図に示す。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）が機能喪失し、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備を開始する。格納容器圧力逃が

し装置が機能喪失した場合は、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。

残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合は、内部水源である代替循環冷却系により原子炉格納容器内の除熱を実施するが、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱ができない場合は、外部水源を使用した代替格納容器スプレイを実施する。しかし、外部水源を使用するためサブプレッション・プールの水位が上昇し、サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達した場合は、外部水源を使用した代替格納容器スプレイを停止し、格納容器ベント操作に移行する。その際は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を用いて、格納容器ベントを実施するが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S/C側ベントを第一優先とする。中央制御室からの遠隔操作が実施できない場合は、現場での手動操作を行う。なお、最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送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：格納容器圧力逃がし装置によるS/C側ベント

優先②：格納容器圧力逃がし装置によるD/W側ベント

優先③：耐圧強化ベント系によるS/C側ベント

優先④：耐圧強化ベント系によるD/W側ベント

(添付資料1.5.5)

1.5.2.3 サポート系故障時の対応手順

(1) 最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送

a. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

残留熱除去系海水系の機能が喪失した場合、残留熱除去系を使用した

原子炉除熱，原子炉格納容器内の除熱ができなくなることから，残留熱除去系海水系の系統構成を行い，緊急用海水系により冷却水（海水）を確保する。

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により残留熱除去系の電源を確保し冷却水（海水）通水確認後，目的に応じ残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプを起動し，最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。

なお，原子炉格納容器内の除熱機能を有する代替循環冷却系へ電源を給電することが可能となるM/C 2Cを優先し，緊急用M/Cから受電するため，M/C 2Cの供給対象である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）A系を優先して使用する。

(a) 手順着手の判断基準

残留熱除去系海水系機能喪失又は全交流動力電源の喪失により，残留熱除去系海水系を使用できない場合。

(b) 操作手順

緊急用海水系による冷却水（海水）の確保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発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に緊急用海水系による冷却水確保の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，緊急用海水系による冷却水確保に必要な残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁の電源切替操作を実施し，残留

熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁の表示灯が点灯したことを確認する。

③運転員等は中央制御室にて、緊急用海水系による冷却水の確保に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。

④発電長は、運転員等に緊急用海水系による冷却水確保の系統構成を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁の自動閉信号の除外を実施する。

⑥運転員等は中央制御室にて、緊急用海水ポンプ室空調機を起動する。

⑦運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（A）又は残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（B）を閉とする。

⑧運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁を開にする。

⑨運転員等は、発電長に緊急用海水系による冷却水確保の系統構成が完了したことを報告する。

⑩発電長は、運転員等に緊急用海水ポンプ（A）又は緊急用海水ポンプ（B）の起動を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて、緊急用海水ポンプ（A）又は緊急用海水ポンプ（B）を起動し、発電長に報告する。

⑫発電長は、運転員等に緊急用海水系による冷却水の供給を指示す

る。

⑬運転員等は中央制御室にて、緊急用海水系RHR熱交換器隔離弁 (A) 又は緊急用海水系RHR熱交換器隔離弁 (B) を調整開とし、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の流量上昇を確認する。

⑭運転員等は中央制御室にて、緊急用海水系RHR補機隔離弁 (A) 又は緊急用海水系RHR補機隔離弁 (B) を調整開とし、緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の流量上昇を確認する。

⑮運転員等は、発電長に緊急用海水系による冷却水の供給を開始したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから緊急用海水系による冷却水の供給開始まで24分以内と想定する。中央制御室に設置されている制御盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

残留熱除去系海水系の機能が喪失し、緊急用海水系が使用できない場合に、残留熱除去系を使用した原子炉除熱、原子炉格納容器内の除熱ができなくなることから、残留熱除去系海水系の系統構成を行い、代替残留熱除去系海水系により冷却水（海水）を確保する。

常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置により残留熱除去系の電源を確保し冷却水（海水）通水確認後、目的に応じ残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）を起動し、最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。

なお、原子炉格納容器内を除熱する機能を有する代替循環冷却系へ電源を給電することが可能となるM/C 2Cを優先し、緊急用M/Cから受電するため、M/C 2Cの供給対象である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）A系を優先して使用する。

(a) 手順着手の判断基準

残留熱除去系海水系機能喪失又は全交流動力電源の喪失により残留熱除去系海水系が機能喪失し、緊急用海水系が使用できない場合。

(b) 操作手順

代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）確保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発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の準備を依頼する。

②災害対策本部長は、プラントの被災状況に応じて代替残留熱除去系海水系による冷却水確保のため、水源から代替残留熱除去系海水系の接続口を決定し、発電長に使用する代替残留熱除去系海水系接続口を連絡する。なお、代替残留熱除去系海水系接続口は、接続口蓋開放作業を必要としない代替残留熱除去系海水系東側接続口を優先する。

③災害対策本部長は、重大事故等対応要員に代替残留熱除去系海水系による冷却水確保のため、使用する水源から代替残留熱除去系海水系の接続口を指示する。

- ④重大事故等対応要員は、代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプを海に配置し、可搬型代替注水大型ポンプ付属の水中ポンプユニットを設置する。
- ⑤重大事故等対応要員は、海から代替残留熱除去系海水系接続口までホースの敷設を実施する。
- ⑥発電長は、運転員等に代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の準備を指示する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、代替残留熱除去系海水系による冷却水確保に必要な残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁の電源切替操作を実施し、残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁の表示灯が点灯したことを確認する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、代替残留熱除去系海水系による冷却水確保に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ⑨発電長は、運転員等に代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の系統構成を指示する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁の自動閉信号の除外を実施する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁を開とする。
- ⑫運転員等は、発電長に代替残留熱除去系海水系による冷却水確保

の系統構成が完了したことを報告する。

⑬重大事故等対応要員は、災害対策本部長に代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の準備が完了したことを報告する。

⑭災害対策本部長は、発電長に代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の送水開始を連絡する。

⑮災害対策本部長は、重大事故等対応要員に代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑯重大事故等対応要員は、代替残留熱除去系海水系 A系 西側接続口、代替残留熱除去系海水系 A系 東側接続口又は代替残留熱除去系海水系 B系 東側接続口の弁が閉していることを確認した後、代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホース内の水張り及び空気抜きを実施する。

⑰重大事故等対応要員は、ホース内の水張り及び空気抜きが完了した後、代替残留熱除去系海水系 A系 西側接続口、代替残留熱除去系海水系 A系 東側接続口又は代替残留熱除去系海水系 B系 東側接続口の弁を開とし、代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑱災害対策本部長は、発電長に代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の送水を開始したことを連絡する。

⑲発電長は、運転員等に代替残留熱除去系海水系により冷却水の供給が開始されたことを確認するように指示する。

⑳運転員等は中央制御室にて、代替残留熱除去系海水系により冷却

水の供給が開始されたことを残留熱除去系海水系系統流量の流量上昇により確認し、発電長に報告する。

②1 発電長は、災害対策本部長に代替残留熱除去系海水系により冷却水の供給が開始されたことを連絡する。

②2 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの回転数を制御するように指示する。

②3 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計にて圧力指示値を確認し、代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの回転数を制御し、災害対策本部長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作について、作業開始を判断してから代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）供給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【代替残留熱除去系海水系 A 系西側接続口による冷却水（海水）確保の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を重大事故等対応要員8名にて実施した場合、150分以内と想定する。

【代替残留熱除去系海水系 A 系東側接続口又は代替残留熱除去系海水系 B 系東側接続口による冷却水（海水）確保の場合】

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

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

ができるように、代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

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

(添付資料1.5.4)

(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1.5-20図に示す。

残留熱除去系海水系が機能喪失した場合は、緊急用海水系により海洋へ熱を輸送する手段を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）を使用して原子炉及び原子炉格納容器内の除熱を行う。

緊急用海水系が使用できない場合は、代替残留熱除去系海水系により海洋へ熱を輸送する手段を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）を使用して原子炉及び原子炉格納容器内の除熱を行う。

1.5.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉の除熱手順については、「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・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）及び代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱手順については、「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。

水源から接続口までの可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備す

る。

代替淡水貯槽に補給する手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

残留熱除去系海水ポンプ，緊急用海水ポンプ，移送ポンプ，電動弁及び監視計器への電源供給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型窒素供給装置，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車への燃料給油手順については、「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1.5-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/11)

(設計基準事故対応設備が健全であれば重大事故等対応設備として使用する原子炉除熱)

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|---------------------|---------------------------|------|--|-----------|
| 設計基準事故対応設備 | - | 残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱 | 主要設備 | 残留熱除去系ポンプ※2 残留熱除去系海水ストレーナ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ | 重大事故等対応設備 |
| | | | 関連設備 | 残留熱除去系海水系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用取水設備 ・貯留堰 ・取水路 非常用交流電源設備※6 ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ 燃料給油設備※6 ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ | 重大事故等対応設備 |

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

※2: 手順については「1.4 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。

※3: 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。

※4: 手順については「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。

※5: 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。

※6: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／11）

（設計基準事故対応設備が健全であれば重大事故等対応設備として使用するサブプレッション・プール水の除熱）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※ ¹ |
|------------|---------------------|--------------------------|------|--|-----------------------|
| 設計基準事故対応設備 | — | 残留熱除去系（サブプレッション・プール水の除熱） | 主要設備 | 残留熱除去系ポンプ※ ³ 残留熱除去系海水ストレーナ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ | 重大事故等対応設備 |
| | | | 関連設備 | サプレッション・プール 残留熱除去系海水系配管・弁 非常用取水設備 ・貯留堰 ・取水路 非常用交流電源設備※ ⁶ ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ 燃料給油設備※ ⁶ ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ | 重大事故等対応設備 |

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

※2：手順については「1.4 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。

※3：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。

※4：手順については「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。

※5：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。

※6：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3／11）

（設計基準事故対応設備が健全であれば重大事故等対応設備として使用する原子炉格納容器内の除熱）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|---------------------|-----------------------------------|------|---|---|
| 設計基準事故対応設備 | — | 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱 | 主要設備 | 残留熱除去系ポンプ※3 残留熱除去系海水ストレーナ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ | 重大事故等対応設備 |
| | | | 関連設備 | サプレッション・プール 残留熱除去系海水系配管・弁 原子炉格納容器 非常用取水設備 ・貯留堰 ・取水路 非常用交流電源設備※6 ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ 燃料給油設備※6 ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ | 重大事故等対応設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「PCV圧力制御」等 |

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

※2：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。

※3：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。

※4：手順については「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。

※5：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。

※6：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4／11）

（設計基準事故対応設備が健全であれば重大事故等対応設備として使用する除熱）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|---------------------|----------------|------|---|---|
| 設計基準事故対応設備 | — | 残留熱除去系海水系による除熱 | 主要設備 | 残留熱除去系海水ポンプ 残留熱除去系海水ストレーナ 残留熱除去系熱交換器 | 重大事故等対応設備 |
| | | | 関連設備 | 残留熱除去系海水系配管・弁 非常用取水設備 ・貯留堰 ・取水路 非常用交流電源設備※6 ・2C 非常用ディーゼル発電機 ・2D 非常用ディーゼル発電機 ・2C 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 用海水ポンプ 燃料給油設備※6 ・軽油貯蔵タンク ・2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ ・2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ | 重大事故等対応設備 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「S/P温度制御」等 |

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

※2：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。

※3：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。

※4：手順については「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。

※5：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。

※6：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5／11）

（フロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|---|--|------|---|--|
| フロントライン系故障 | 残留熱除去系 （原子炉停止時冷却系，サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプ | 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱① （第一弁を使用した場合） | 主要設備 | 格納容器圧力逃がし装置※4 | 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「PCV圧力制御」等 重大事故等対策要領 |
| | | | 関連設備 | 常設代替交流電源設備※6 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備※6 ・可搬型代替低圧電源車 常設代替直流電源設備※6 ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備※6 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備※6 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | |

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

※2：手順については「1.4 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。

※3：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。

※4：手順については「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。

※5：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。

※6：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6／11）

（フロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|---|---|------|---|-----------|
| フロントライン系故障 | 残留熱除去系 （原子炉停止時冷却系，サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプ | 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱② （第一弁バイパス弁を使用した場合） | 主要設備 | 格納容器圧力逃がし装置※4 | 自主対策設備 |
| | | | 関連設備 | 常設代替交流電源設備※6 ・常設代替高压電源装置 可搬型代替交流電源設備※6 ・可搬型代替低压電源車 常設代替直流電源設備※6 ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備※6 ・可搬型代替低压電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備※6 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高压電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対処設備 |

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

※2：手順については「1.4 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。

※3：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。

※4：手順については「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。

※5：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。

※6：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（7/11）

（フロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|---|---|------|---|-----------|
| フロントライン系故障 | 残留熱除去系 （原子炉停止時冷却系，サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプ | 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱① （第一弁を使用した場合） | 主要設備 | 第一弁（S/C側） 第一弁（D/W側） 耐圧強化ベント系一次隔離弁 耐圧強化ベント系二次隔離弁 | 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | 遠隔人力操作機構 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 原子炉建屋ガス処理系配管・弁 原子炉格納容器 真空破壊弁（S/C→D/W） 常設代替交流電源設備※6 ・常設代替高压電源装置 可搬型代替交流電源設備※6 ・可搬型代替低压電源車 燃料給油設備※6 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高压電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対処設備 |

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

※2：手順については「1.4 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。

※3：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。

※4：手順については「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。

※5：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。

※6：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8／11）

（フロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書 ^{※1} |
|------------|---|--|------|---|-----------------------|
| フロントライン系故障 | 残留熱除去系 （原子炉停止時冷却系，サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系） ポンプ | 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ^{※2} 第一弁バイパス弁を使用した場合 [□] | 主要設備 | 耐圧強化ベント系一次隔離弁 耐圧強化ベント系二次隔離弁 | 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | 第一弁（S/C側）バイパス弁 第一弁（D/W側）バイパス弁 | 自主対策設備 |
| | | | | 遠隔人力操作機構 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 原子炉建屋ガス処理系配管・弁 原子炉格納容器 真空破壊弁（S/C→D/W） 常設代替交流電源設備 ^{※6} ・常設代替高压電源装置 可搬型代替交流電源設備 ^{※6} ・可搬型代替低压電源車 燃料給油設備 ^{※6} ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高压電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対処設備 |

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

※2：手順については「1.4 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。

※3：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。

※4：手順については「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。

※5：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。

※6：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（9／11）

（フロントライン系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|------------|---|-----------------|------|------------|---|
| フロントライン系故障 | 残留熱除去系 （原子炉停止時冷却系，サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系） ポンプ | 遠隔人力操作機構による現場操作 | 主要設備 | 遠隔人力操作機構※4 | 重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「PCV圧力制御」等 |

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

※2：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。

※3：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。

※4：手順については「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。

※5：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。

※6：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（10／11）

（サポート系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | 整備する手順書※1 |
|---------|--|-------------|------|--|-----------|
| サポート系故障 | 残留熱除去系海水系 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） | 緊急用海水系による除熱 | 主要設備 | 緊急用海水ポンプ 緊急用海水ストレーナ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ※2 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ※3 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ※3 | 重大事故等対処設備 |
| | | | 関連設備 | 緊急用海水系配管・弁 残留熱除去系海水系配管・弁 非常用取水設備 <ul style="list-style-type: none"> ・SA用海水ピット ・海水引込み管 ・SA用海水ピット取水塔 常設代替交流電源設備※6 <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替高压電源装置 燃料給油設備※6 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高压電源装置燃料移送ポンプ | 重大事故等対処設備 |

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

※2：手順については「1.4 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。

※3：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。

※4：手順については「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。

※5：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。

※6：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（11／11）

（サポート系故障時）

| 分類 | 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備 | 対応手段 | 対応設備 | | | 整備する手順書※1 |
|---------|--|------------------|------|--|-----------|---|
| サポート系故障 | 残留熱除去系海水系 外部電源系及び非常用ディーゼル発電機（全交流動力電源） | 代替残留熱除去系海水系による除熱 | 主要設備 | 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ※2 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ※3 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ※3 | 重大事故等対処設備 | 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「S/P温度制御」等 重大事故等対策要領 |
| | | | | 可搬型代替注水大型ポンプ※5 | 自主対策設備 | |
| | | | 関連設備 | 残留熱除去系海水系配管・弁 非常用取水設備 ・SA用海水ピット ・海水引込み管 ・SA用海水ピット取水塔 常設代替交流電源設備※6 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※6 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ | 重大事故等対処設備 | |

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

※2：手順については「1.4 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。

※3：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。

※4：手順については「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。

※5：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。

※6：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.5-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/5)

| 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) | |
|---|------------------|--------------|---|
| 1.5.2.1 設計基準事故対処設備を使用した対応手順 (1) 残留熱除去系海水系による冷却水 (海水) の確保 | | | |
| - | 判断基準 | 原子炉圧力容器内の圧力 | 原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (S A) ^{※1} |
| | | 原子炉圧力容器内の水位 | 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (S A 広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (S A 燃料域) ^{※1} |
| | | 原子炉格納容器内の温度 | ドライウエル雰囲気温度 ^{※1} サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ^{※1} サプレッション・プール水温度 ^{※1} |
| | | 原子炉格納容器内の圧力 | ドライウエル圧力 ^{※1} サプレッション・チェンバ圧力 ^{※1} |
| | | 原子炉格納容器内の水位 | サプレッション・プール水位 ^{※1} |
| | 操作 | 最終ヒートシンクの確保 | 残留熱除去系熱交換器入口温度 ^{※1} 残留熱除去系熱交換器出口温度 ^{※1} 残留熱除去系海水系系統流量 ^{※1} |

- ※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2：重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (2/5)

| 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) | |
|---|------------------|----------------|--|
| 1.5.2.2 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 (大気) への代替熱輸送 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | | | |
| (a) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | 判断基準 | 原子炉格納容器内の放射線量率 | 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹ |
| | | 原子炉圧力容器内の温度 | 原子炉圧力容器温度※ ¹ |
| | | 原子炉格納容器内の水位 | サプレッション・プール水位※ ¹ |
| | 操作 | 原子炉格納容器内の圧力 | ドライウエル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹ |
| | | 原子炉格納容器内の温度 | ドライウエル雰囲気温度※ ¹ サプレッション・チェンバ雰囲気温度※ ¹ |
| | | 原子炉格納容器内の水素濃度 | 格納容器内水素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ |
| | | 原子炉格納容器内の酸素濃度 | 格納容器内酸素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ |
| | | 原子炉格納容器内の水位 | サプレッション・プール水位※ ¹ |
| | | 最終ヒートシンクの確保 | フィルタ装置水位※ ¹ フィルタ装置圧力※ ¹ フィルタ装置スクラビング水温度※ ¹ フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※ ¹ フィルタ装置入口水素濃度※ ¹ |
| | | 補機監視機能 | モニタリング・ポスト |

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (3/5)

| 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) |
|---|--|--|
| 1.5.2.2 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 (大気) への代替熱輸送 a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | | |
| (b) フィルタ装置スクラビング水補給 | 判断基準 | 最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置水位 ^{※1} |
| | 操作 | 最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置水位 ^{※1} |
| (c) 原子炉格納容器内の不活性ガス (窒素) 置換 | 判断基準 | 最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系系統流量 ^{※1} 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ^{※1} 残留熱除去系海水系系統流量 ^{※1} 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ^{※1} |
| | | 原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 ^{※1} サブプレッション・チェンバ圧力 ^{※1} |
| | | 原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 ^{※1} サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ^{※1} |
| | 操作 | 原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (SA) ^{※1} 格納容器雰囲気モニタ |
| | 操作 | 原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 ^{※1} サブプレッション・チェンバ圧力 ^{※1} |
| | 操作 | 原子炉格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 ^{※1} サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ^{※1} |
| | 操作 | 原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (SA) ^{※1} 格納容器雰囲気モニタ |
| | 操作 | 原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度 (SA) ^{※1} 格納容器雰囲気モニタ |
| (d) フィルタ装置内の不活性ガス (窒素) 置換 | 判断基準 | 原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 ^{※1} サブプレッション・チェンバ圧力 ^{※1} |
| | | 原子炉格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (SA) ^{※1} 格納容器雰囲気モニタ |
| | | 原子炉格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度 (SA) ^{※1} 格納容器雰囲気モニタ |
| 操作 | 最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置スクラビング水温度 ^{※1} フィルタ装置入口水素濃度 ^{※1} | |
| (e) フィルタ装置スクラビング水移送 | 判断基準 | 最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置スクラビング水温度 ^{※1} フィルタ装置水位 ^{※1} |
| | 操作 | 最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置水位 ^{※1} フィルタ装置スクラビング水温度 ^{※1} フィルタ装置入口水素濃度 ^{※1} |

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

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

※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

監視計器一覧 (4/5)

| 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) | |
|---|------------------|----------------|--|
| 1.5.2.2 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 (大気) への代替熱輸送 | | | |
| b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 | 判断基準 | 原子炉格納容器内の放射線量率 | 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹ |
| | | 原子炉压力容器の温度 | 原子炉压力容器温度※ ¹ |
| | | 原子炉格納容器内の水位 | サプレッション・プール水位※ ¹ |
| | 操作 | 原子炉格納容器内の圧力 | ドライウエル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹ |
| | | 原子炉格納容器内の温度 | ドライウエル雰囲気温度※ ¹ サプレッション・チェンバ雰囲気温度※ ¹ |
| | | 原子炉格納容器内の水素濃度 | 格納容器内水素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ |
| | | 原子炉格納容器内の水位 | サプレッション・プール水位※ ¹ |
| | | 最終ヒートシンクの確保 | 耐圧強化ベント系放射線モニタ ※ ¹ 非常用ガス処理系出口放射線モニタ |
| | | 補機監視機能 | 計器用空気系系統圧力 モニタリング・ポスト |

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

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

※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

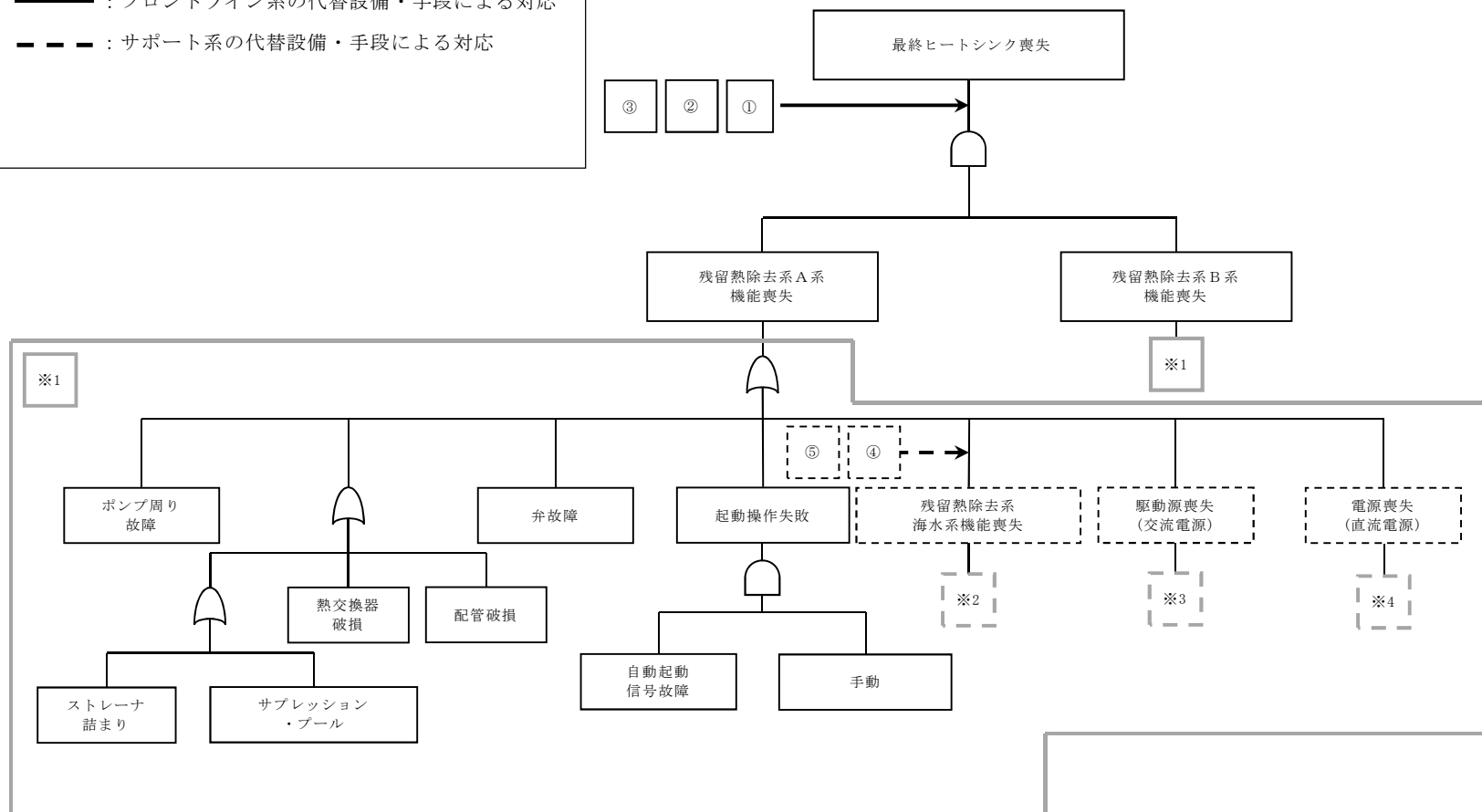
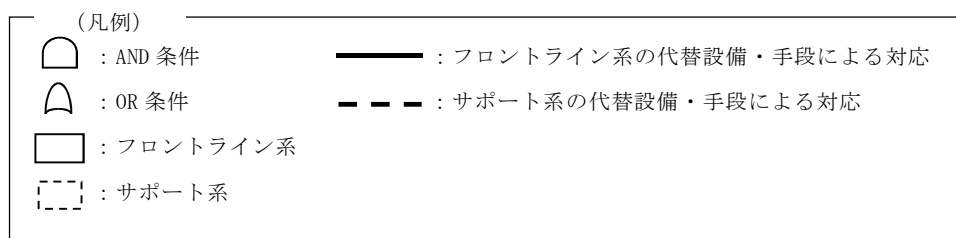
監視計器一覧 (5/5)

| 対応手順 | 重大事故等の対応に必要なとなる監視項目 | 監視パラメータ (計器) |
|--|---------------------|--|
| 1.5.2.3 サポート系故障時の対応手順 (1) 最終ヒートシンク (海洋) への代替熱輸送 | | |
| a. 緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保 | 判断基準 | 電源 275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※3} P/C 2 C 電圧 ^{※3} M/C 2 D 電圧 ^{※3} P/C 2 D 電圧 ^{※3} 緊急用 M/C 電圧 ^{※3} 緊急用 P/C 電圧 ^{※3} |
| | | 最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系海水系系統流量 ^{※1} |
| b. 代替残留熱除去系海水系による冷却水 (海水) の確保 | 判断基準 | 電源 275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※3} P/C 2 C 電圧 ^{※3} M/C 2 D 電圧 ^{※3} P/C 2 D 電圧 ^{※3} 緊急用 M/C 電圧 ^{※3} 緊急用 P/C 電圧 ^{※3} |
| | | 最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系海水系系統流量 ^{※1} 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ^{※1} 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) ^{※1} |
| | 操作 | 最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系海水系系統流量 ^{※1} |

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
 ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。

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> | 第一弁（S/C側） | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系 |
| | 第一弁（D/W側） | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系 |
| | 第二弁 | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系 |
| | 第二弁バイパス弁 | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系 |
| | 耐圧強化ベント系一次隔離弁 | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC |
| | 耐圧強化ベント系二次隔離弁 | 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC |
| | 緊急用海水ポンプ | 常設代替交流電源設備 緊急用M/C |
| | 緊急用海水系 弁 | 常設代替交流電源設備 緊急用MCC |
| | 残留熱除去海水系 弁 | 常設代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系 |



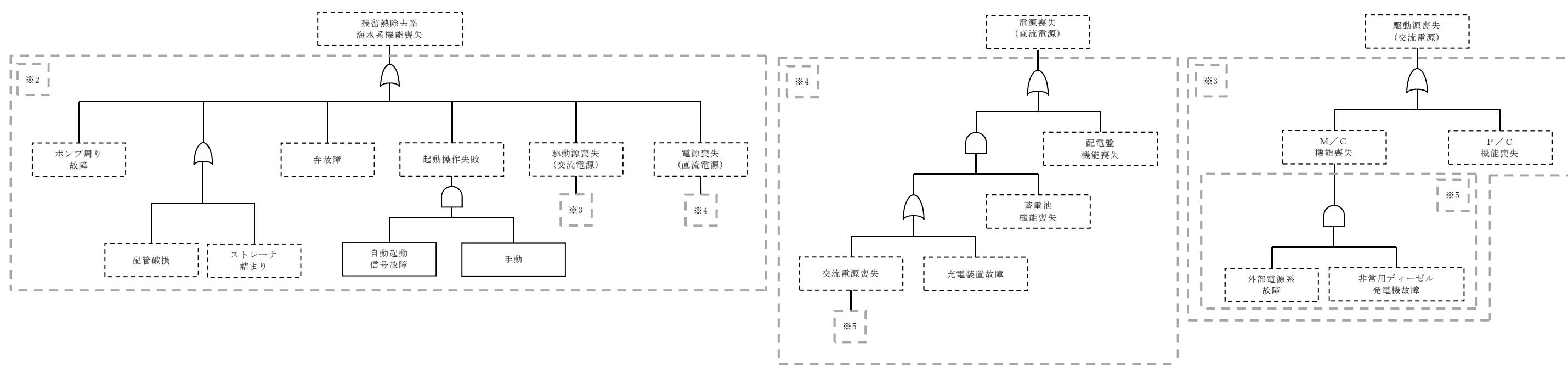
① 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
・格納容器圧力逃がし装置

② 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
・第一弁 (S/C側)
・第一弁 (D/W側)
・耐圧強化ベント系一次隔離弁
・耐圧強化ベント系二次隔離弁

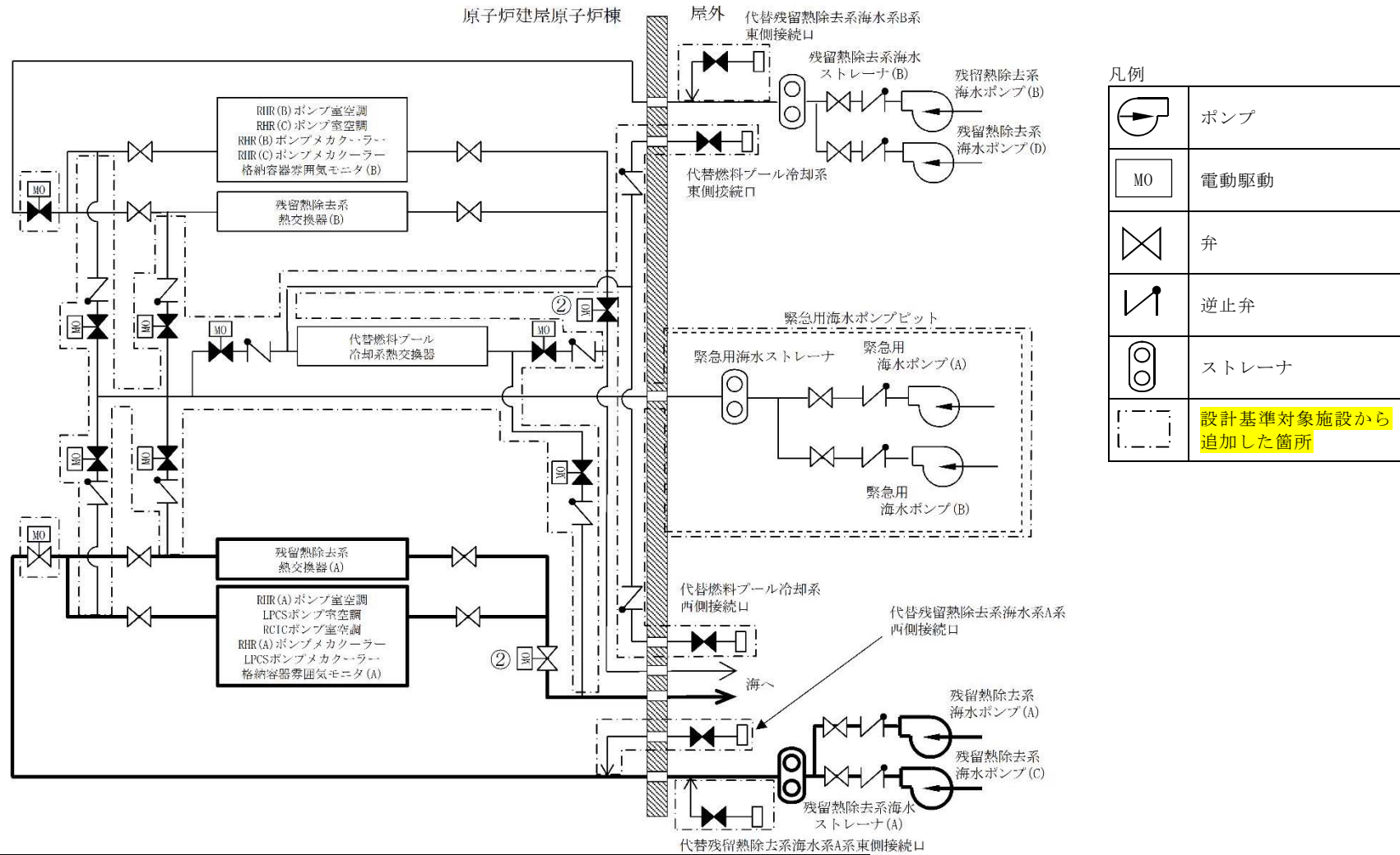
③ 遠隔人力操作機構による現場操作
・遠隔人力操作機構

④ 緊急用海水系による除熱
・緊急用海水ポンプ
・残留熱除去系熱交換器
・緊急用海水ストレーナ
・残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) ポンプ
・残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) ポンプ
・残留熱除去系 (格納容器スプレィ冷却系) ポンプ

⑤ 代替残留熱除去系海水系による除熱
・残留熱除去系熱交換器
・残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) ポンプ
・残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) ポンプ
・残留熱除去系 (格納容器スプレィ冷却系) ポンプ
・可搬型代替注水大型ポンプ



第1.5-1図 機能喪失原因対策分析



| 操作手順 | 弁名称 |
|------|--|
| ② | 残留熱除去系熱交換器(A)海水流量調整弁, 残留熱除去系熱交換器(B)海水流量調整弁 |

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第1.5-2図 残留熱除去系海水系による冷却水(海水)の確保 概要図

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | 備考 |
|---|----------------------------|-----------------------|---|-----|---|-----|---|-----|---|-----|--|----|
| | | 0.5 | 1 | 1.5 | 2 | 2.5 | 3 | 3.5 | 4 | 4.5 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 2分 残留熱除去系海水系による冷却水の確保 | | | | | | | | | | |
| 残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保 （自動起動信号が発信した場合） | 運転員等 （当直運転員） （中央制御室） | 1 | | | | | | | | | | ※1 |

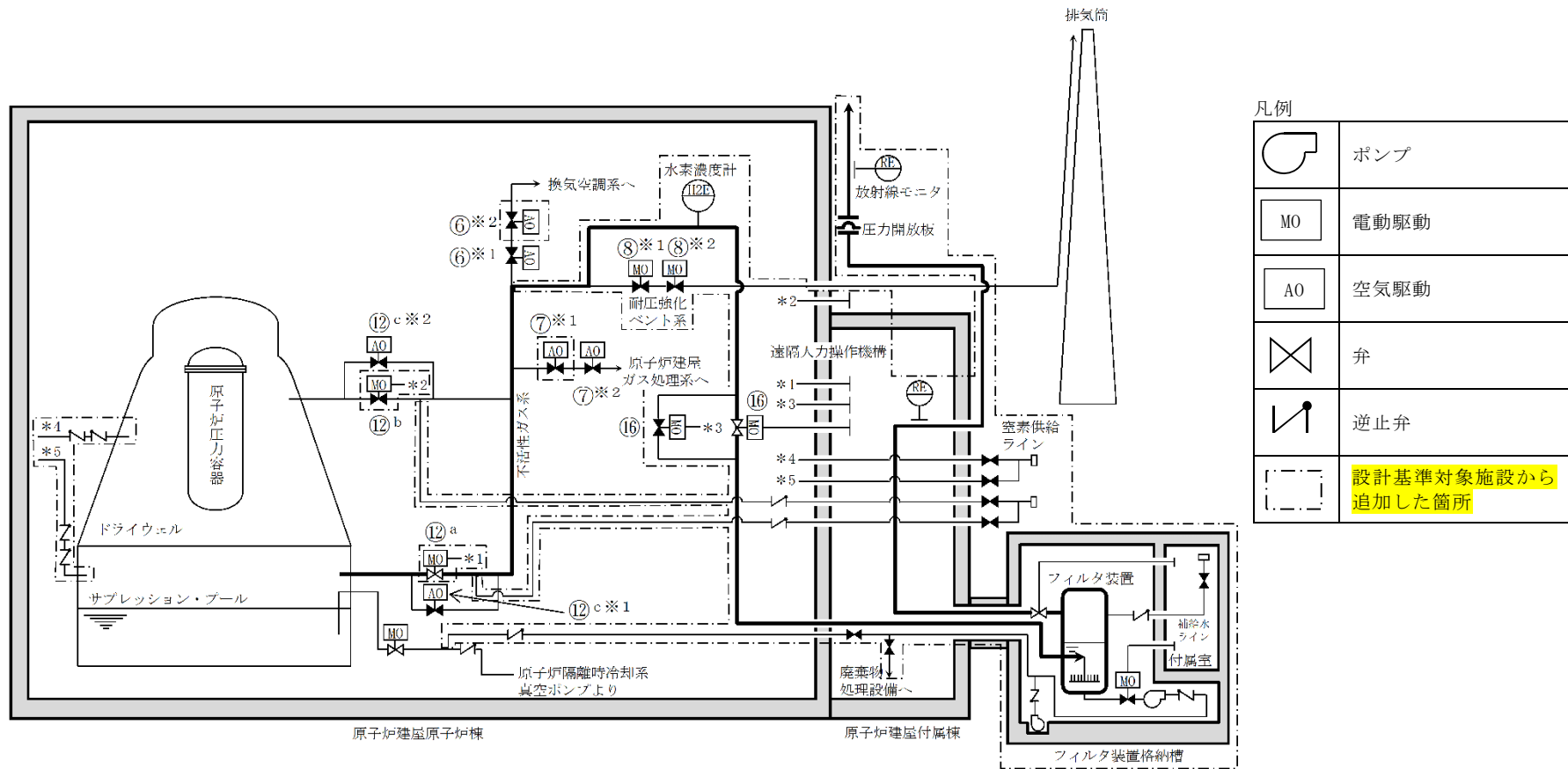
※1：残留熱除去系海水系A系による冷却水の確保を示す。また、残留熱除去系海水系B系による冷却水の確保については、冷却水の供給開始まで2分以内と想定する。

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | 備考 |
|-------------------------------------|----------------------------|-----------------------|---|---|---|---|---|---|---|---|--|----|
| | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 4分 残留熱除去系海水系による冷却水の確保 | | | | | | | | | | |
| 残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保 （手動起動の場合） | 運転員等 （当直運転員） （中央制御室） | 1 | | | | | | | | | | ※2 |

※2：残留熱除去系海水系A系による冷却水の確保を示す。また、残留熱除去系海水系B系による冷却水の確保については、冷却水の供給開始まで4分以内と想定する。

第 1.5-3 図 残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保 タイムチャ

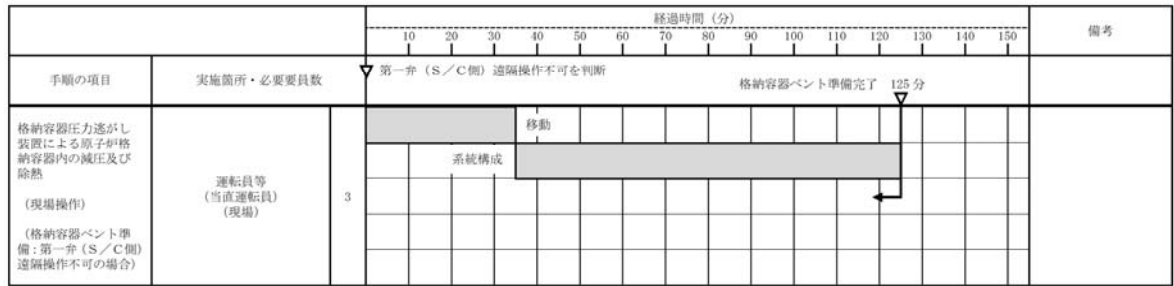
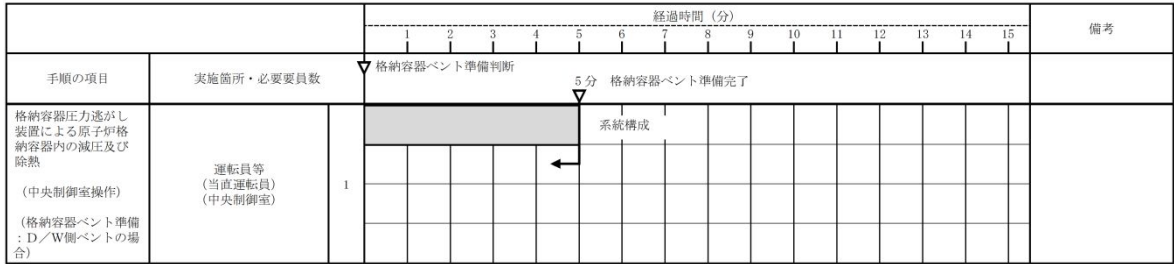
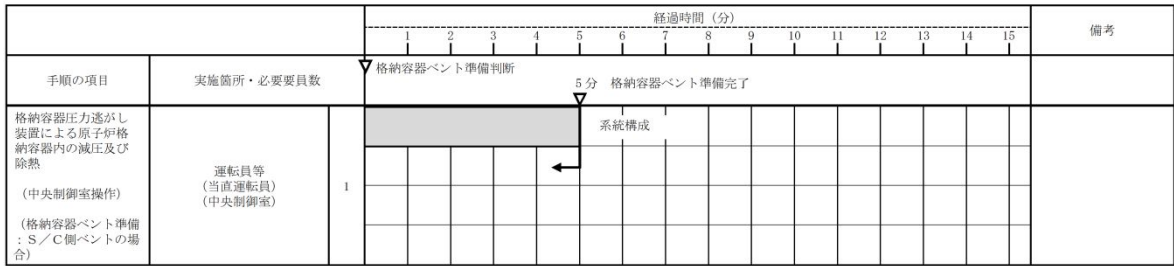
ート



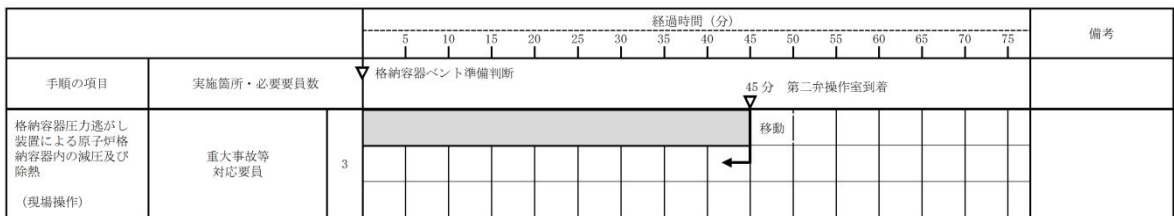
| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|------|-----------------|----------------|---------------|-------------------|------------------|
| ⑥*1 | 換気空調系一次隔離弁 | ⑧*1 | 耐圧強化ベント系一次隔離弁 | ⑫ ^c *1 | 第一弁 (S/C側) バイパス弁 |
| ⑥*2 | 換気空調系二次隔離弁 | ⑧*2 | 耐圧強化ベント系二次隔離弁 | ⑫ ^c *2 | 第一弁 (D/W側) バイパス弁 |
| ⑦*1 | 原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁 | ⑫ ^a | 第一弁 (S/C側) | ⑯ | 第二弁, 第二弁バイパス弁 |
| ⑦*2 | 原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁 | ⑫ ^b | 第一弁 (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1.5-4図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図



格納容器ベント準備 (第一弁)



格納容器ベント準備 (第二弁)

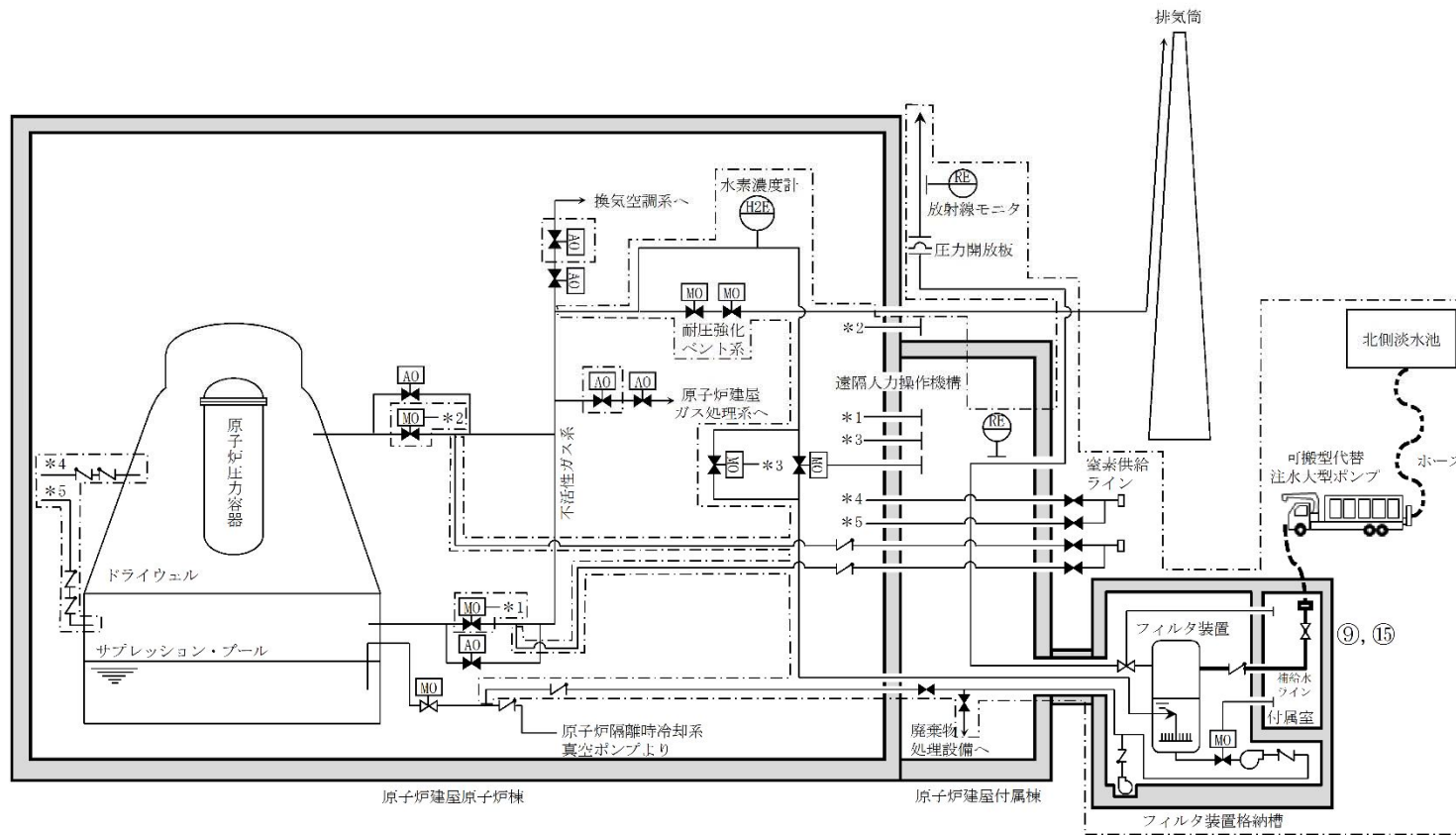
第1.5-5図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
タイムチャート (1/2)

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|--|----------------------------|-------------|-------------|---|---|---|---|---|---|---|----|----|----|----|----|----|----|--|
| | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 | 15 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 格納容器ベント基準到達 | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | 5分 格納容器ベント | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (中央制御室操作) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | 格納容器ベント開始操作 | | | | | | | | | | | | | | | |

| | | 経過時間 (分) | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|---|---------------|--------------|-------------|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|--|
| | | 5 | 10 | 15 | 20 | 25 | 30 | 35 | 40 | 45 | 50 | 55 | 60 | 65 | 70 | 75 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要員数 | 第二弁遠隔操作不可を判断 | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | 30分 格納容器ベント | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) (第二弁遠隔操作不可の場合) | 重大事故等 対応要員 | 3 | 格納容器ベント開始操作 | | | | | | | | | | | | | | | |

格納容器ベント (第二弁)

第1.5-5図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
タイムチャート (2/2)



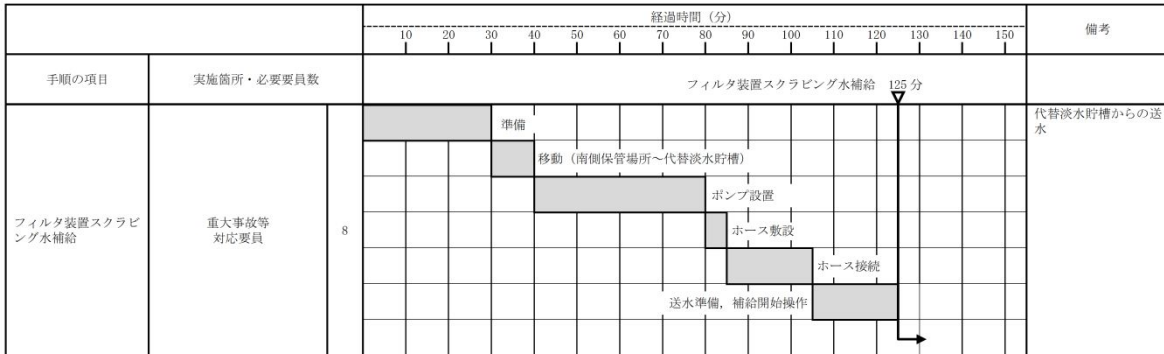
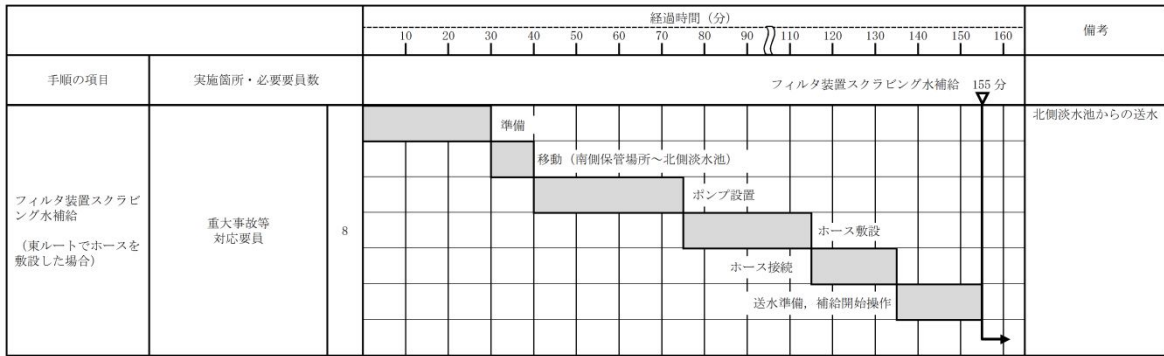
凡例

| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | ホース |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

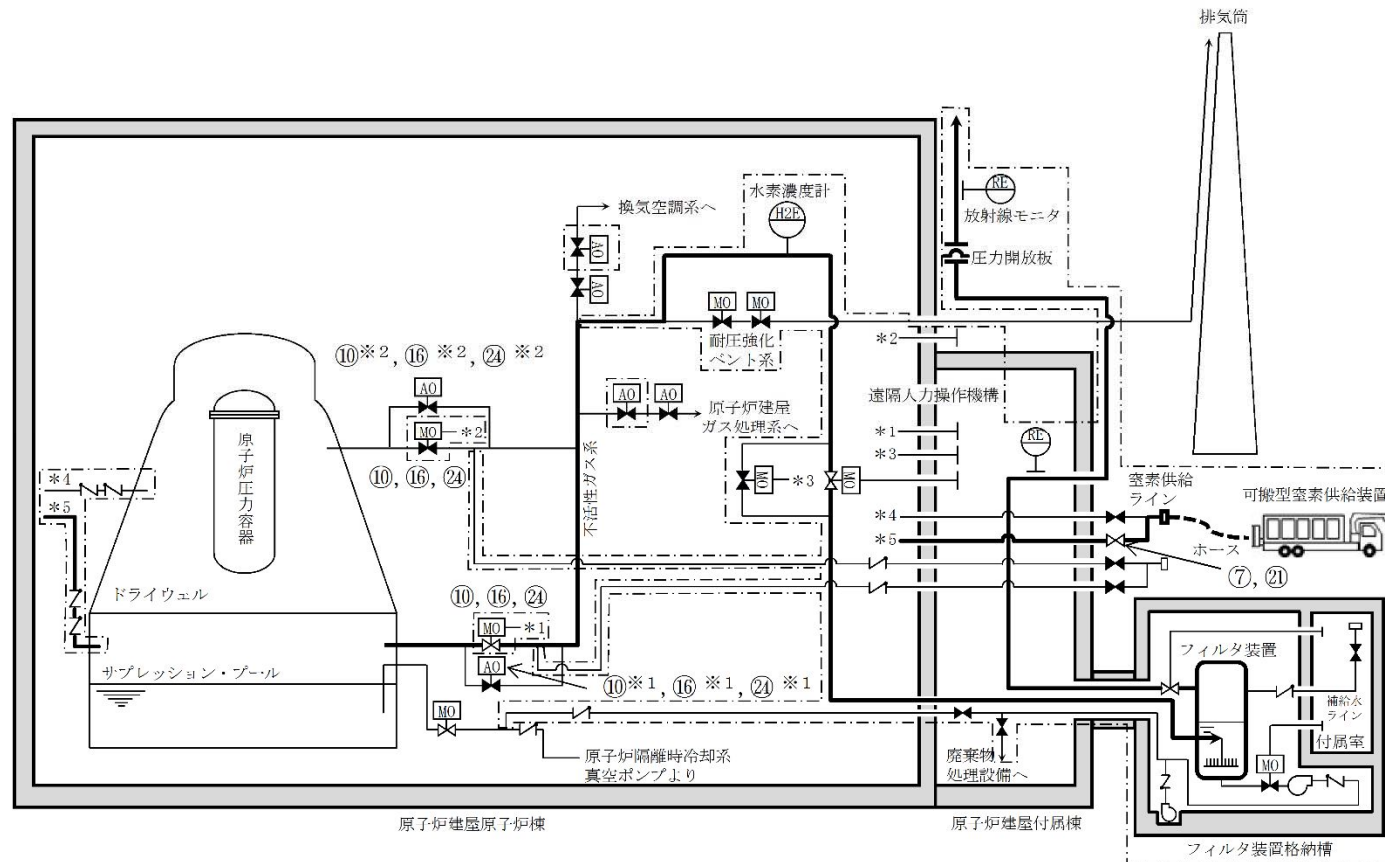
| 操作手順 | 弁名称 |
|------|-------------------|
| ⑨, ⑮ | フィルタベント装置補給水ライン元弁 |

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第1.5-6図 フィルタ装置スクラビング水補給 概要図



第1.5-7図 フィルタ装置スクラビング水補給 タイムチャート



凡例

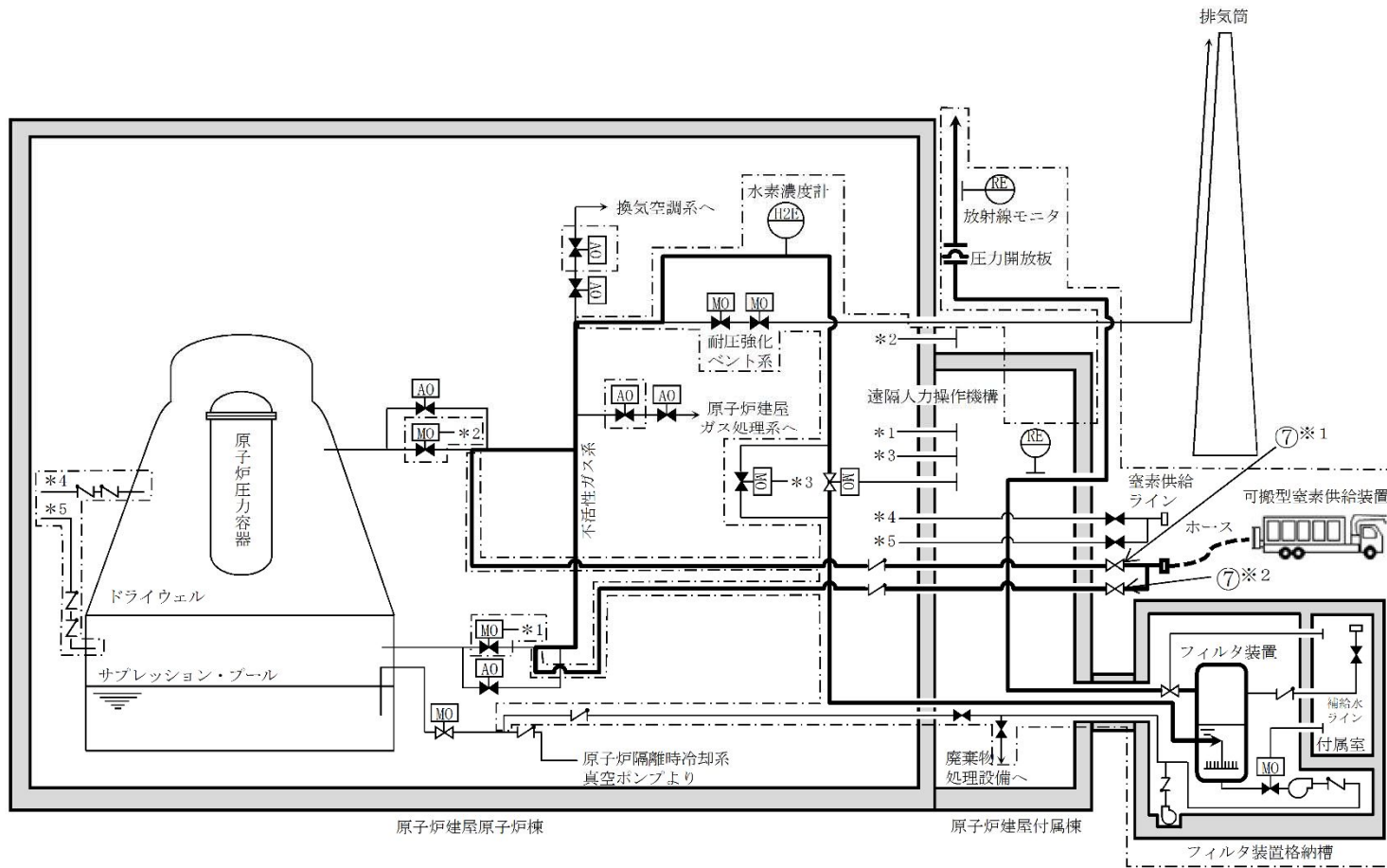
| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | ホース |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

| 操作手順 | 弁名称 |
|---------------|------------------------|
| ⑦, ⑳ | 窒素ガス補給弁 (S/C側) |
| ⑩, ⑯, ㉒ | 第一弁 (S/C側), 第一弁 (D/W側) |
| ⑩*1, ⑯*1, ㉒*1 | 第一弁 (S/C側) バイパス弁 |
| ⑩*2, ⑯*2, ㉒*2 | 第一弁 (D/W側) 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1.5-8図 原子炉格納容器内の不活性ガス (窒素) 置換 概要図



凡例

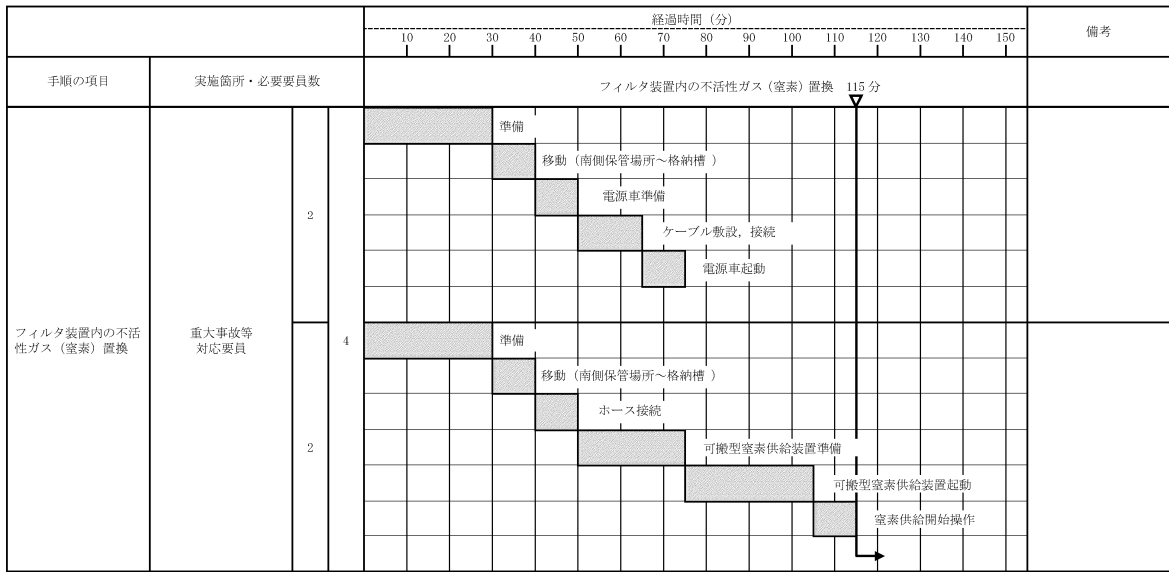
| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 空気駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | ホース |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

| 操作手順 | 弁名称 |
|----------|--------------------|
| ⑦※1, ⑦※2 | フィルタベント装置窒素供給ライン元弁 |

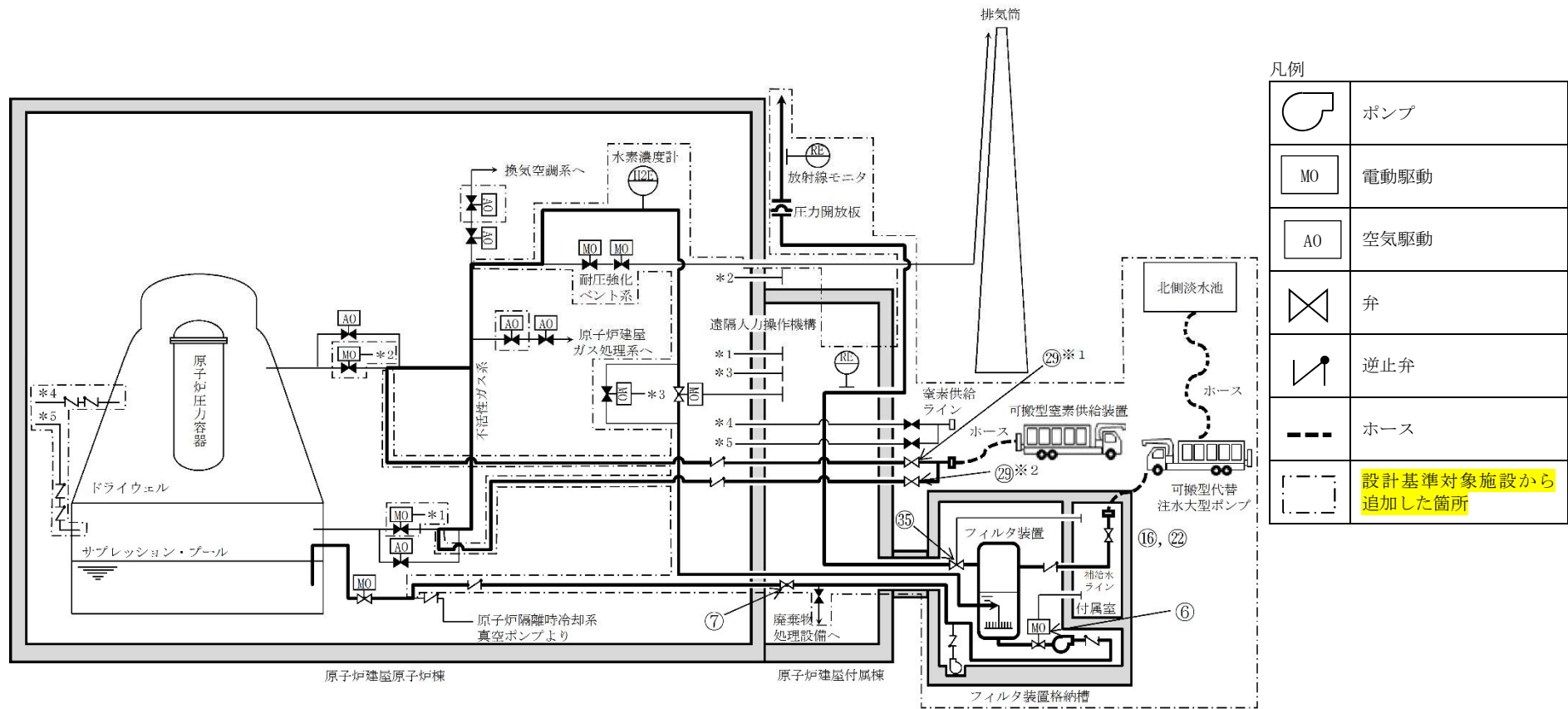
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※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 1.5-10 図 フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換 概要図



第1.5-11図 フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換 タイムチャート

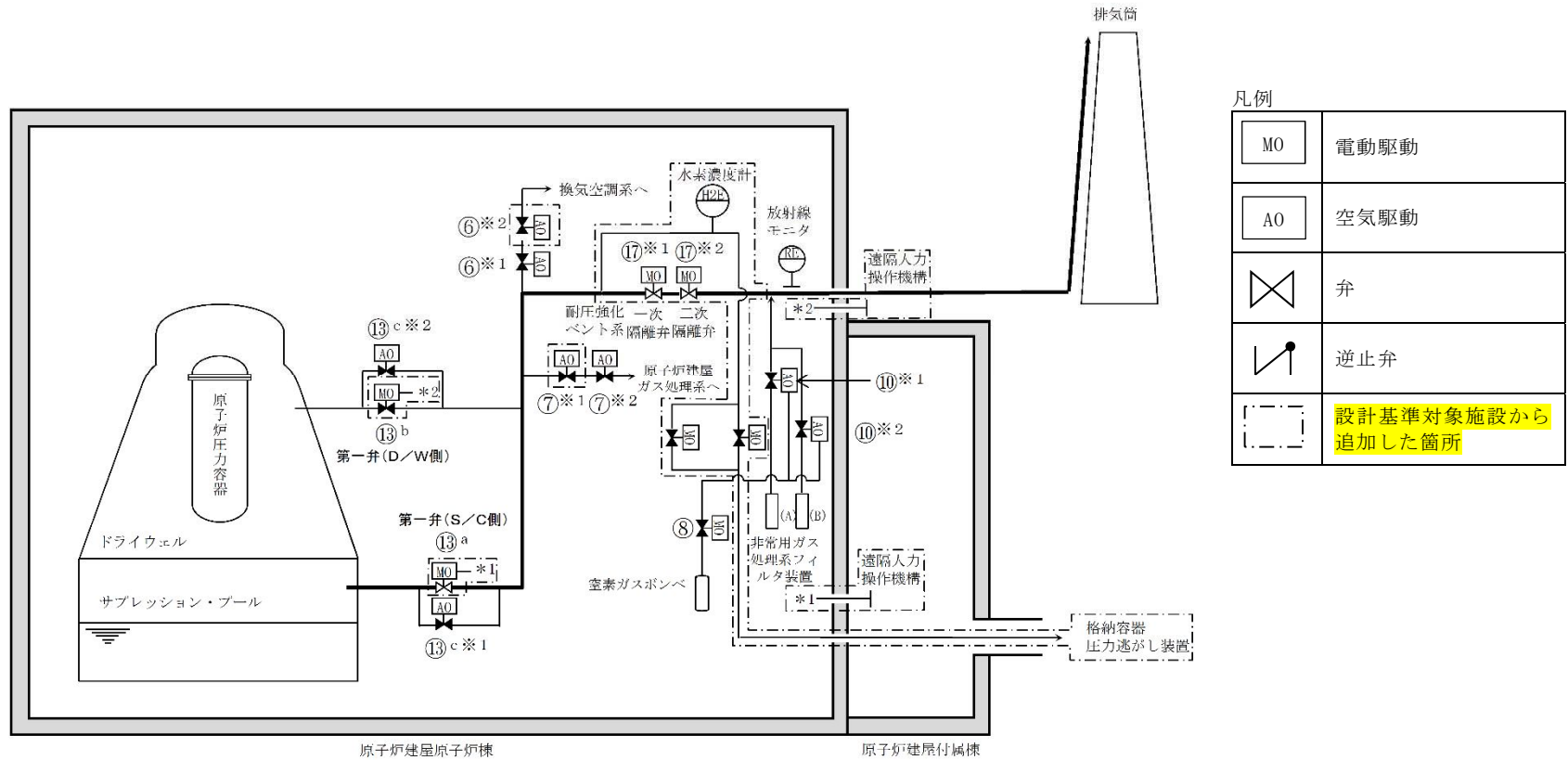


| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|------|-----------------------------|----------|--------------------|
| ⑥ | フィルタバント装置移送ライン止め弁 | ⑳※1, ㉑※2 | フィルタバント装置窒素供給ライン元弁 |
| ⑦ | フィルタバント装置ドレン移送ライン切替弁 (S/C側) | ㉓ | フィルタ装置出口弁 |
| ⑯, ㉒ | フィルタバント装置補給水ライン元弁 | | |

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。

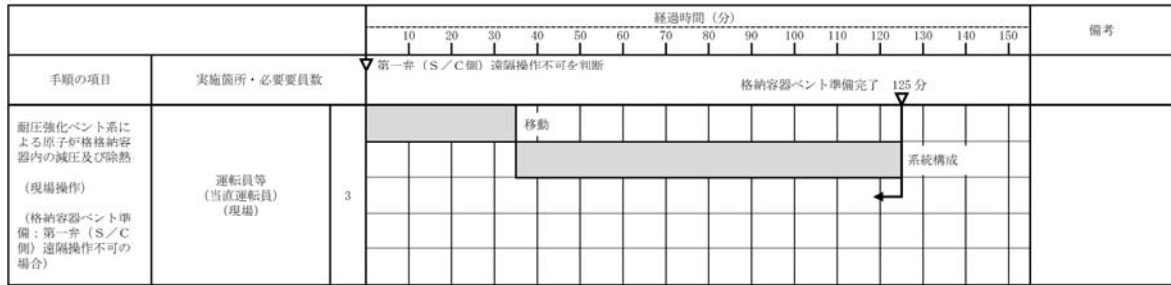
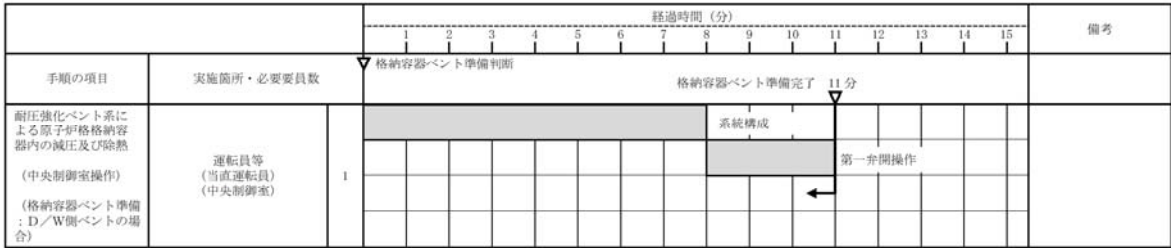
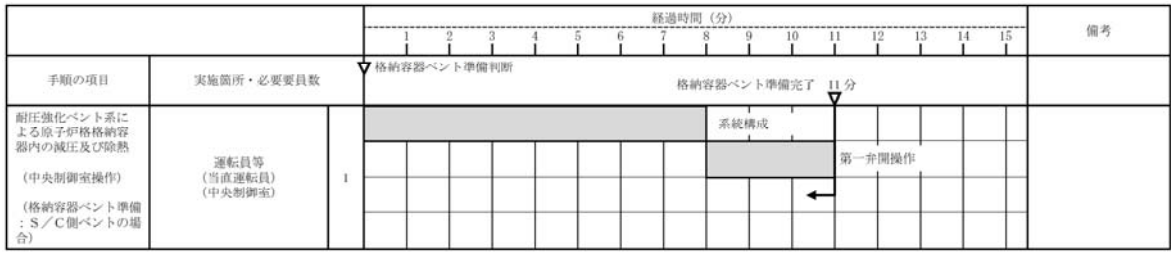
第1.5-12図 フィルタ装置スクラビング水移送 概要図



| 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 | 操作手順 | 弁名称 |
|------|-----------------|------|----------------------|------|------------------|
| ⑥*1 | 換気空調系一次隔離弁 | ⑩*1 | 非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁A | ⑬c*2 | 第一弁 (D/W側) バイパス弁 |
| ⑥*2 | 換気空調系二次隔離弁 | ⑩*2 | 非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁B | ⑰*1 | 耐圧強化ベント系一次隔離弁 |
| ⑦*1 | 原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁 | ⑬a | 第一弁 (S/C側) | ⑰*2 | 耐圧強化ベント系二次隔離弁 |
| ⑦*2 | 原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁 | ⑬b | 第一弁 (D/W側) | | |
| ⑧ | バックアップ窒素供給弁 | ⑬c*1 | 第一弁 (S/C側) バイパス弁 | | |

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 1.5-14 図 耐圧強化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



格納容器ベント準備 (第一弁)



格納容器ベント準備
(耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁)

第1.5-15図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート (1/2)

| | | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | | 備考 | |
|---|----------------------------|-------------|--------|---|---|-------------|---|---|---|---|----|----|----|----|----|----|----|--|
| | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 | 15 | | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 格納容器ベント基準到達 | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (中央制御室操作) | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 1 | 炉心健全確認 | | | 格納容器ベント | | | | | | | | | | | | |
| | | | | | | 格納容器ベント開始操作 | | | | | | | | | | | | |

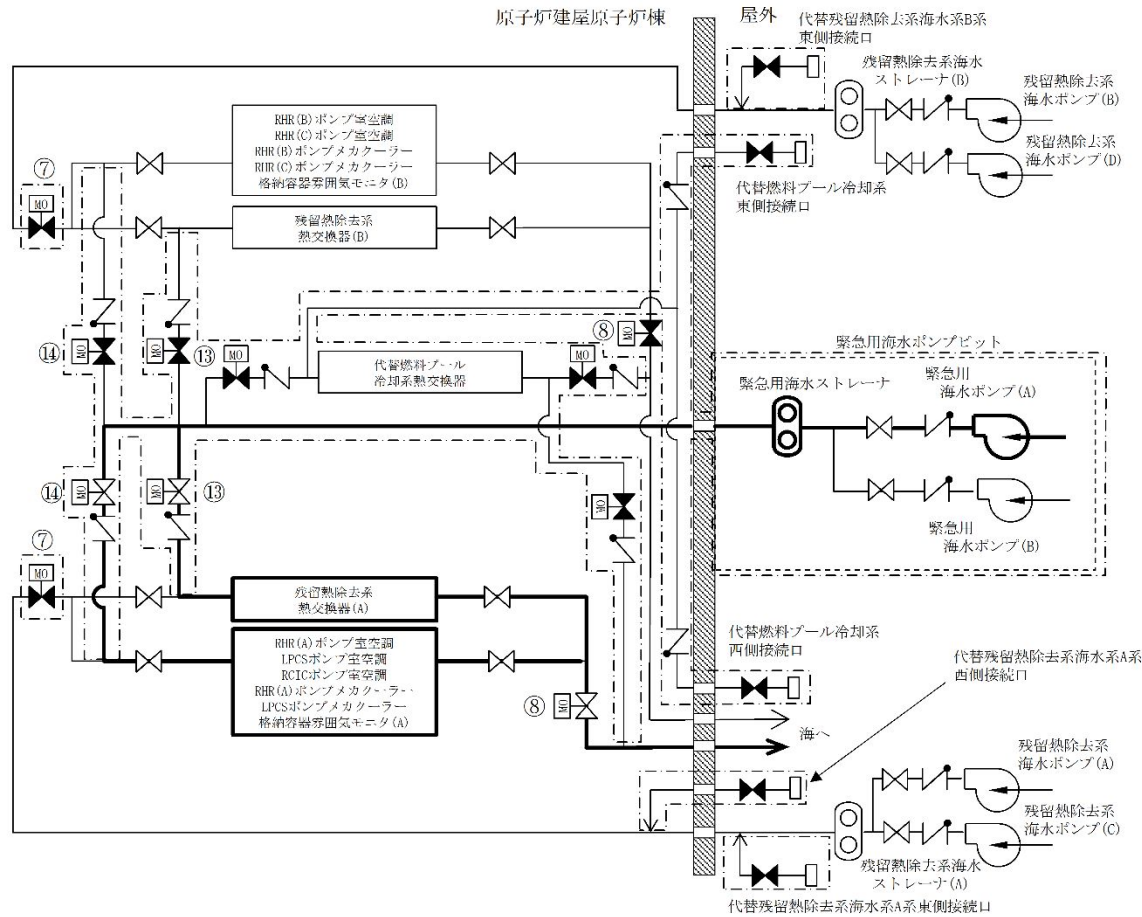
| | | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | | 備考 |
|--|---------------|------------------------|-------------|---|---|---|---|---|---|---|----|----|----|----|----|----|----|
| | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 | 15 | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 耐圧強化ベント系一次隔離弁遠隔操作不可を判断 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 耐圧強化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) (耐圧強化ベント系一次隔離弁遠隔操作不可の場合) | 重大事故等 対応要員 | 3 | 格納容器ベント | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | 格納容器ベント開始操作 | | | | | | | | | | | | | | |

| | | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | | 備考 |
|--|---------------|------------------------|-------------|---|---|---|---|---|---|---|----|----|----|----|----|----|----|
| | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 | 15 | |
| 手順の項目 | 実施箇所・必要要員数 | 耐圧強化ベント系二次隔離弁遠隔操作不可を判断 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 耐圧強化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) (耐圧強化ベント系二次隔離弁遠隔操作不可の場合) | 重大事故等 対応要員 | 3 | 格納容器ベント | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | 格納容器ベント開始操作 | | | | | | | | | | | | | | |

格納容器ベント

(耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁)

第1.5-15図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート (2/2)



凡例

| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | ストレーナ |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

| 操作手順 | 弁名称 |
|------|--|
| ⑦ | 残留熱除去系-緊急用海水系系統分離弁 (A), 残留熱除去系-緊急用海水系系統分離弁 (B) |
| ⑧ | 残留熱除去系熱交換器 (A) 海水流量調整弁, 残留熱除去系熱交換器 (B) 海水流量調整弁 |
| ⑬ | 緊急用海水系RHR熱交換器隔離弁 (A), 緊急用海水系RHR熱交換器隔離弁 (B) |
| ⑭ | 緊急用海水系RHR補機隔離弁 (A), 緊急用海水系RHR補機隔離弁 (B) |

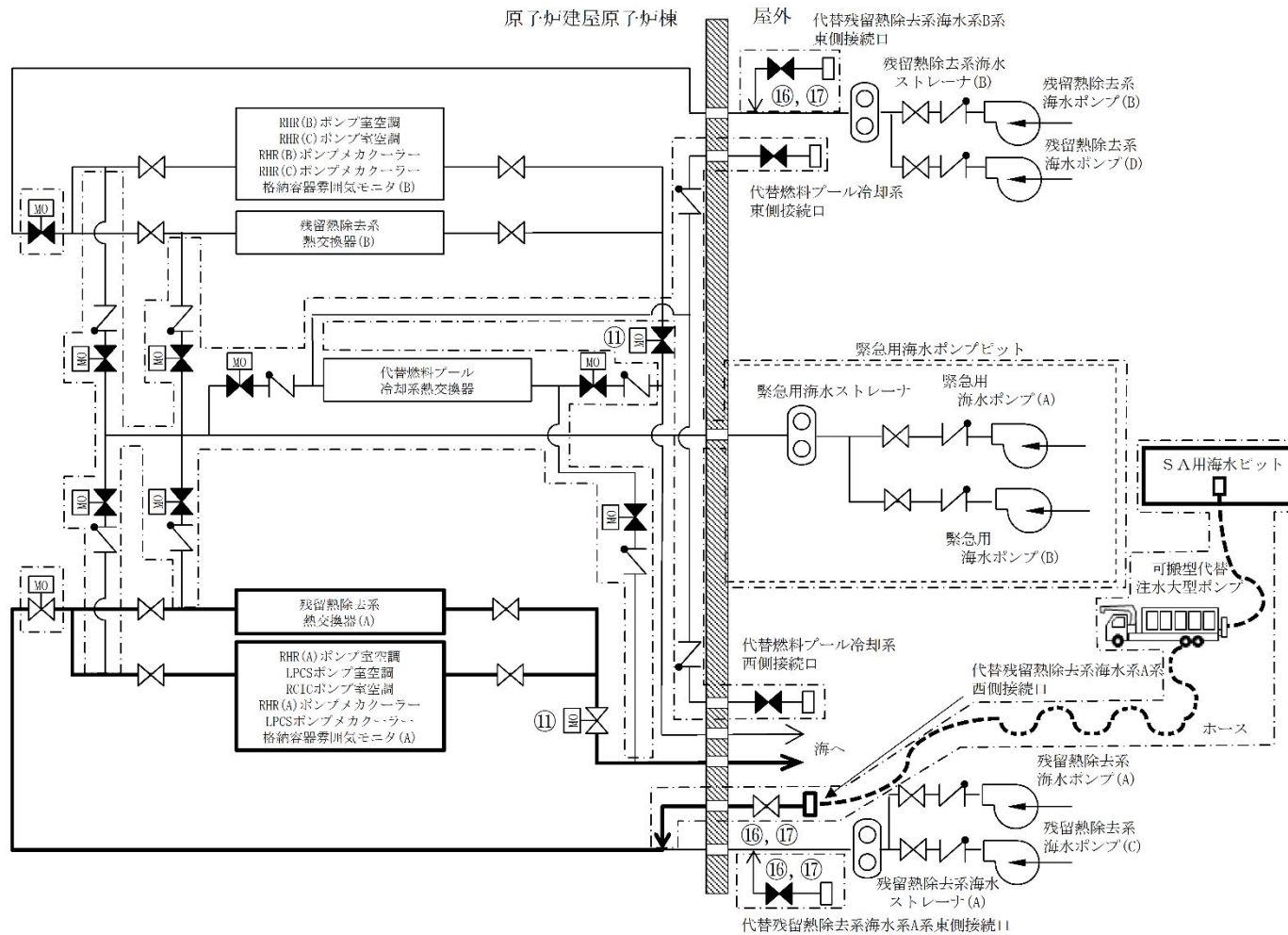
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第1.5-16図 緊急用海水系による冷却水(海水)の確保 概要図

| 手順の項目 | | 実施箇所・必要要員数 | 経過時間(分) | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | 備考 |
|---------------------|----------------------------|------------|---------------------|---|---|---|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|--|--|--|--|--|--|--|--|--|--|--|--|--|----|
| | | | 2 | 4 | 6 | 8 | 10 | 12 | 14 | 16 | 18 | 20 | 22 | 24 | 26 | 28 | 30 | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | 緊急用海水系による冷却水の確保 24分 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 緊急用海水系による冷却水(海水)の確保 | 運転員等 (当直運転員) (中央制御室) | 2 | 必要な負荷の電源切替操作 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | ※1 |
| | | | 系統構成 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| | | | 冷却水供給開始操作 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

※1：緊急用海水系A系による冷却水の確保を示す。また、緊急用海水系B系による冷却水の確保については、冷却水の供給開始まで24分以内と想定する。

第1.5-17図 緊急用海水系による冷却水(海水)の確保 タイムチャート

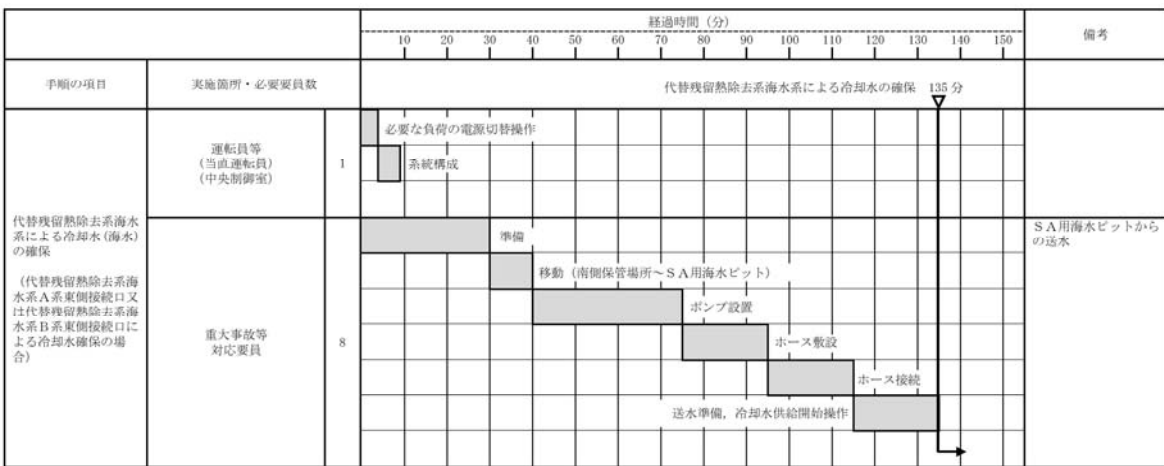
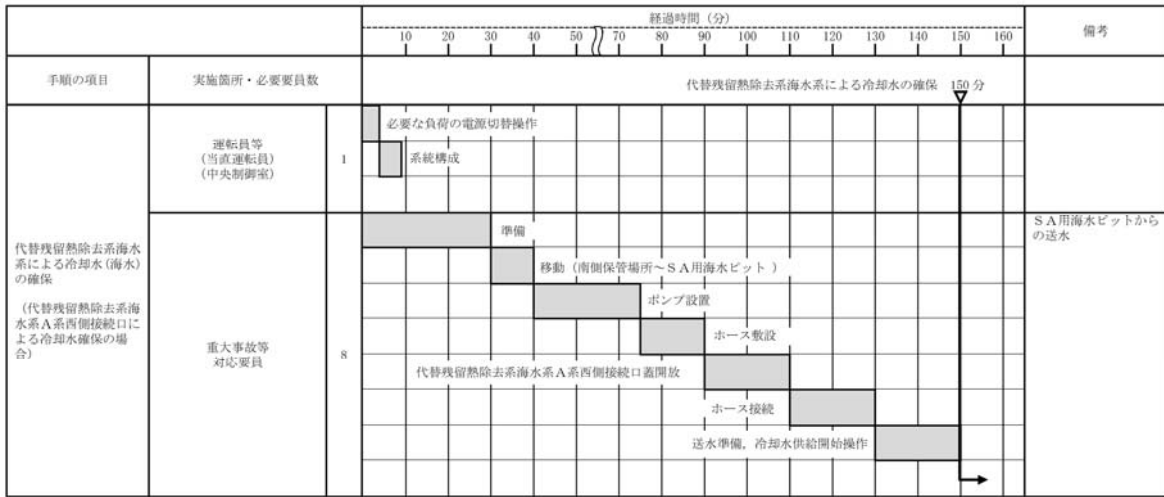


| | |
|--|------------------|
| | ポンプ |
| | 電動駆動 |
| | 弁 |
| | 逆止弁 |
| | ストレーナ |
| | ホース |
| | 設計基準対象施設から追加した箇所 |

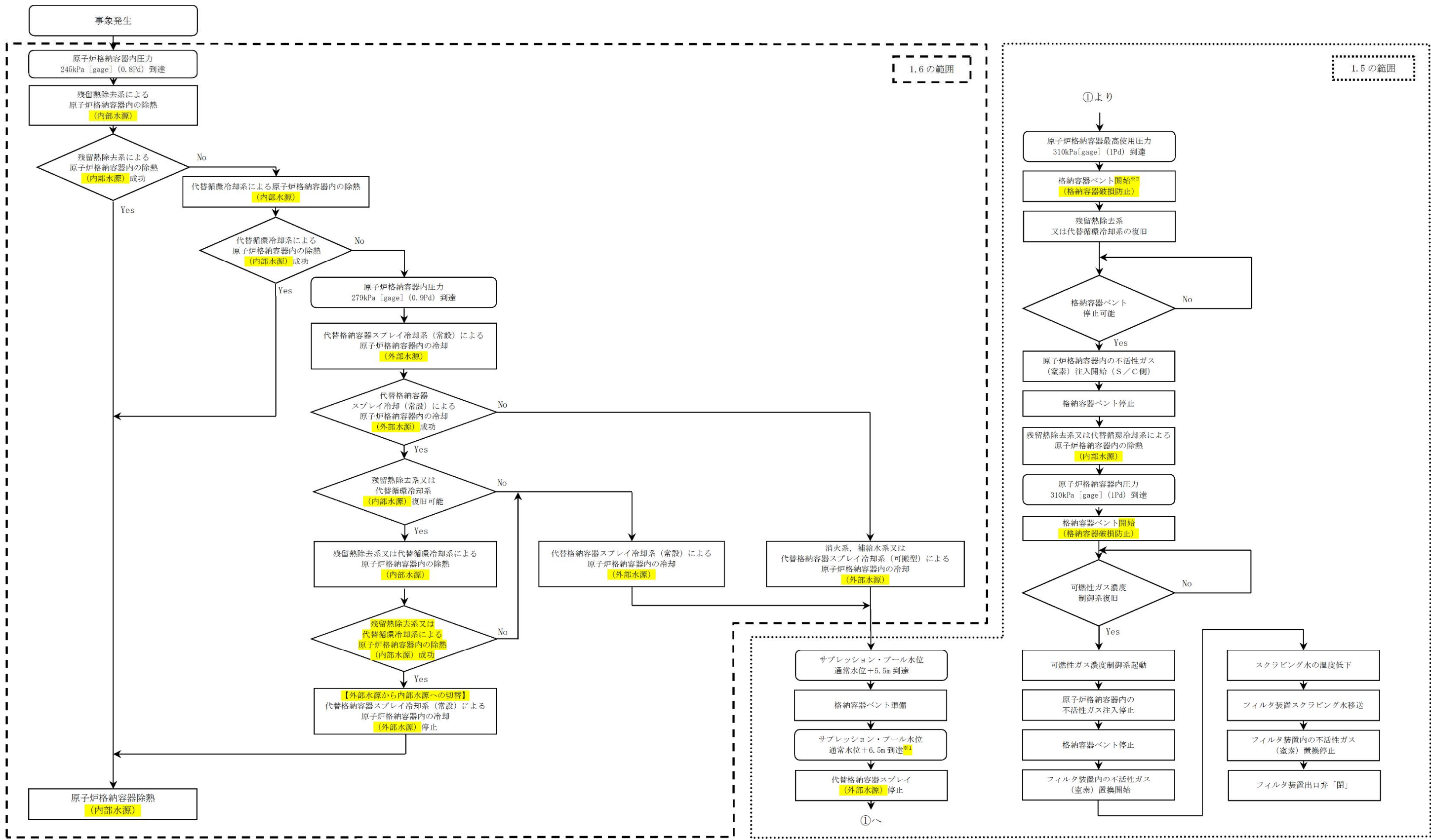
| 操作手順 | 弁名称 |
|------|---|
| ⑪ | 残留熱除去系熱交換器 (A) 海水流量調整弁, 残留熱除去系熱交換器 (B) 海水流量調整弁 |
| ⑯, ⑰ | 代替残留熱除去系海水系 A系西側接続口の弁, 代替残留熱除去系海水系 A系東側接続口の弁, 代替残留熱除去系海水系 B系東側接続口の弁 |

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第1.5-18図 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保 概要図



第1.5-19図 代替残留熱除去系海水系による冷却水(海水)の確保 タイムチャート

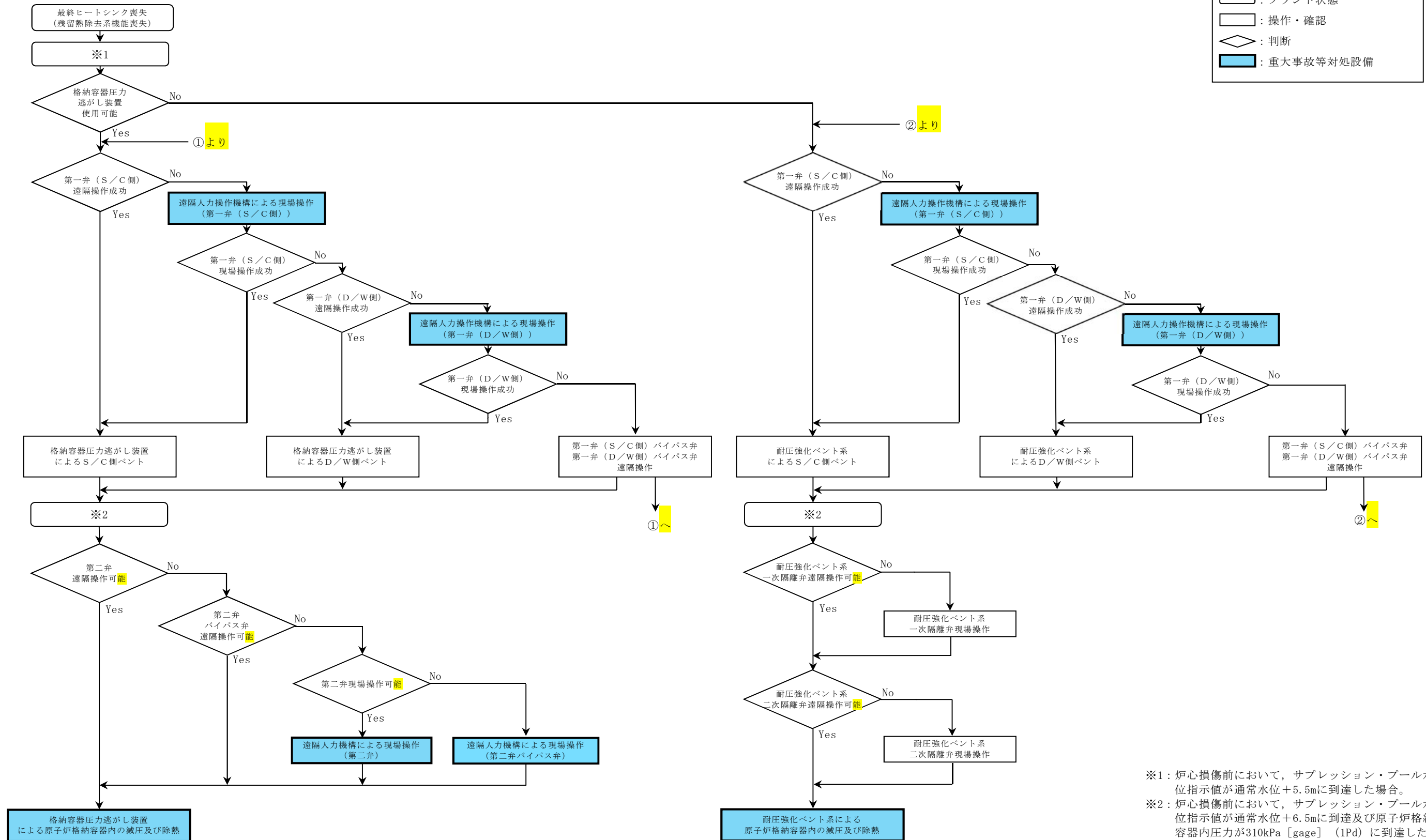
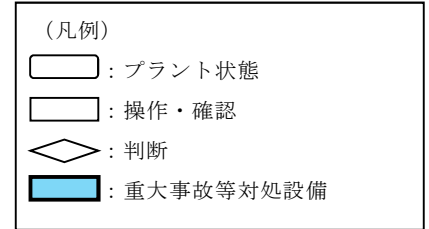


(凡例)
 □ : プラント状態 □ : 操作・確認 ◇ : 判断

※1: 「サブプレッション・プール水位通常水位+6.5m到達」までに、残留熱除去系又は代替循環冷却系(内部水源)による原子炉格納容器内の除熱(内部水源)が可能となり、除熱成功した場合は、内部水源による除熱に切り替える。
 ※2: 格納容器圧力逃がし装置使用不可の場合は、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施。

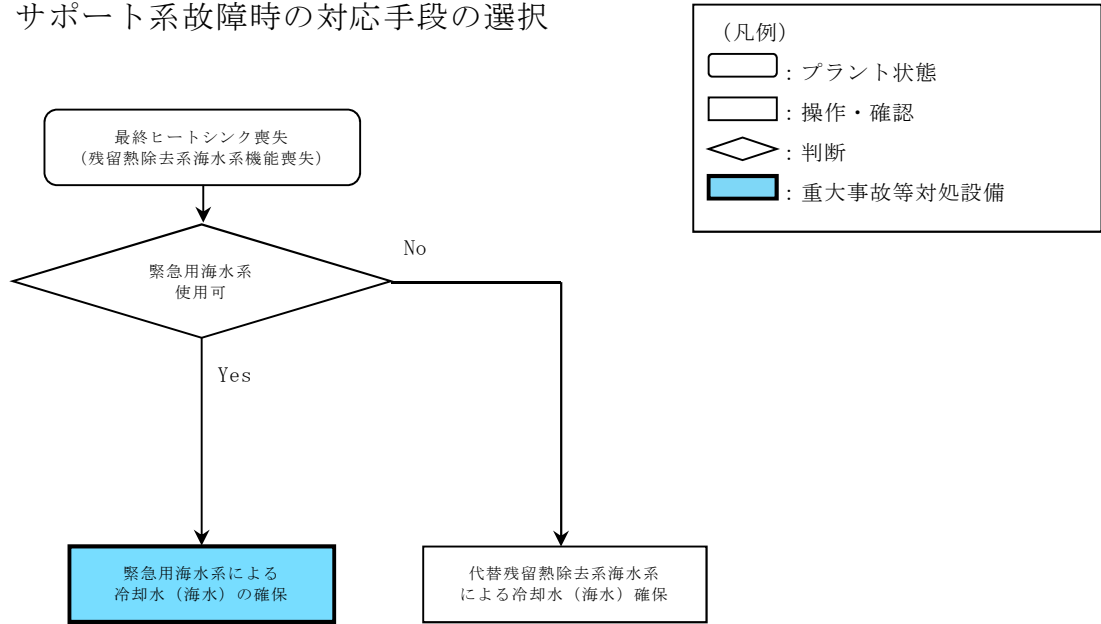
第1.5-20図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/3)

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



第1.5-20図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/3)

(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第1.5-20図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/3)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/6）

| 技術的能力審査基準（1.5） | 番号 | 設置許可基準規則（第48条） | 技術基準規則（第63条） | 番号 |
|--|----|---|---|----|
| <p>【本文】 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。</p> | ① | <p>【本文】 発電用原子炉施設には、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設備を設けなければならない。</p> | <p>【本文】 発電用原子炉施設には、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設備を施設しなければならない。</p> | ③ |
| <p>【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。</p> | — | <p>【解釈】 1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> | <p>【解釈】 1 第63条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> | — |
| <p>(1) 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、サブ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。</p> | ② | <p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。 b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。 c) 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、サブ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システム（UHSS）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。</p> | <p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。 b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。 c) 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、サブ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システム（UHSS）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。</p> | ④ |
| | | <p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条1b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p> | <p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第65条1b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p> | ⑦ |

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (2/6)

| 重大事故等対処設備 | | | | | 自主対策設備 | |
|---|---------------|----------|------------|----|--------|------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 残留熱除去系(原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱 | 残留熱除去系ポンプ | 既設 | ① ③ | - | - | |
| | 残留熱除去系海水ストレーナ | 既設 | | | | |
| | 残留熱除去系熱交換器 | 既設 | | | | |
| | 残留熱除去系海水ポンプ | 既設 | | | | |
| | 残留熱除去系海水系配管・弁 | 既設 | | | | |
| | 原子炉圧力容器 | 既設 | | | | |
| | 非常用取水設備 | 既設 | | | | |
| | 非常用交流電源設備 | 既設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 既設 | | | | |
| 残留熱除去系(サブプレッション・プール水の除熱) によるサブプレッション・プール水の除熱 | 残留熱除去系ポンプ | 既設 | ① ③ | - | - | |
| | 残留熱除去系海水ストレーナ | 既設 | | | | |
| | 残留熱除去系熱交換器 | 既設 | | | | |
| | 残留熱除去系海水ポンプ | 既設 | | | | |
| | サブプレッション・プール | 既設 | | | | |
| | 残留熱除去系海水系配管・弁 | 既設 | | | | |
| | 非常用取水設備 | 既設 | | | | |
| | 原子炉格納容器 | 既設 | | | | |
| | 非常用交流電源設備 | 既設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 既設 | | | | |

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3/6）

| 重大事故等対処設備 | | | | | 自主対策設備 | |
|---|---------------|----------|---------------------------------|----|--------|-------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による 原子炉格納容器内の冷却 | 残留熱除去系ポンプ | 既設 | ① ③ | - | - | - |
| | 残留熱除去系海水ストレーナ | 既設 | | | | |
| | 残留熱除去系熱交換器 | 既設 | | | | |
| | 残留熱除去系海水ポンプ | 既設 | | | | |
| | サブプレッション・プール | 既設 | | | | |
| | 残留熱除去系海水系配管・弁 | 既設 | | | | |
| | 原子炉格納容器 | 既設 | | | | |
| | 非常用取水設備 | 既設 | | | | |
| | 非常用交流電源設備 | 既設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 既設 | | | | |
| 残留熱除去系海水系による除熱 | 残留熱除去系海水ポンプ | 既設 | ① ③ | - | - | - |
| | 残留熱除去系海水ストレーナ | 既設 | | | | |
| | 残留熱除去系熱交換器 | 既設 | | | | |
| | 残留熱除去系海水系配管・弁 | 既設 | | | | |
| | 非常用取水設備 | 既設 | | | | |
| | 非常用交流電源設備 | 既設 | | | | |
| | 燃料給油設備 | 既設 | | | | |
| 格納容器圧力逃がし装置による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱① （第一弁を使用した場合） | 格納容器圧力逃がし装置 | 新設 | ① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ | - | - | 格納容器圧力逃がし装置 |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | 常設代替交流電源設備 |
| | 可搬型代替交流電源設備 | 新設 | | | | 可搬型代替交流電源設備 |
| | 常設代替直流電源設備 | 新設 | | | | 常設代替直流電源設備 |
| | 可搬型代替直流電源設備 | 新設 | | | | 可搬型代替直流電源設備 |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | 燃料給油設備 |
| 格納容器圧力逃がし装置による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱② （第一弁バイパス弁を使用した場合） | 格納容器圧力逃がし装置 | 新設 | ① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ | - | - | 格納容器圧力逃がし装置 |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | 常設代替交流電源設備 |
| | 可搬型代替交流電源設備 | 新設 | | | | 可搬型代替交流電源設備 |
| | 常設代替直流電源設備 | 新設 | | | | 常設代替直流電源設備 |
| | 可搬型代替直流電源設備 | 新設 | | | | 可搬型代替直流電源設備 |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | 燃料給油設備 |

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/6）

| 重大事故等対処設備 | | | | | 自主対策設備 | |
|---|----------------|----------|---------------------------------|----|---|----------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱① （第一弁を使用した場合） | 第一弁（S/C側） | 新設 | ① ② ③ ④ ⑤ ⑥ | — | 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱② （第一弁バイパスを使用した場合） | 耐圧強化ベント系一次隔離弁 |
| | 第一弁（D/W側） | 新設 | | | | 耐圧強化ベント系二次隔離弁 |
| | 耐圧強化ベント系一次隔離弁 | 新設 | | | | 第一弁（S/C側）バイパス弁 |
| | 耐圧強化ベント系二次隔離弁 | 新設 | | | | 第一弁（D/W側）バイパス弁 |
| | 遠隔人力操作機構 | 新設 | | | | 遠隔人力操作機構 |
| | 不活性ガス系配管・弁 | 既設 | | | | 不活性ガス系配管・弁 |
| | 耐圧強化ベント系配管・弁 | 既設 | | | | 耐圧強化ベント系配管・弁 |
| | 原子炉建屋ガス処理系配管・弁 | 既設 | | | | 原子炉建屋ガス処理系配管・弁 |
| | 原子炉格納容器 | 既設 | | | | 原子炉格納容器 |
| | 真空破壊弁（S/C→D/W） | 既設 | | | | 真空破壊弁（S/C→D/W） |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | 常設代替交流電源設備 |
| | 可搬型代替交流電源設備 | 新設 | | | | 可搬型代替交流電源設備 |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | 燃料給油設備 |
| 遠隔人力操作機構による現場操作 | 遠隔人力操作機構 | 新設 | ① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ | — | — | — |

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／6）

| 重大事故等対処設備 | | | | | 自主対策設備 | |
|-------------|----------------------------|----------|----------------------------|----|------------------|----------------------------|
| 手段 | 機器名称 | 既設 新設 | 解釈 対応番号 | 備考 | 手段 | 機器名称 |
| 緊急用海水系による除熱 | 緊急用海水ポンプ | 新設 | ① ② ③ ④ ⑤ ⑥ | — | 代替残留熱除去系海水系による除熱 | 残留熱除去系熱交換器 |
| | 緊急用海水ストレーナ | 新設 | | | | 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ |
| | 残留熱除去系熱交換器 | 既設 | | | | 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ |
| | 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ | 既設 | | | | 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ |
| | 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ | 既設 | | | | 可搬型代替注水大型ポンプ |
| | 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ | 既設 | | | | 残留熱除去系海水系配管・弁 |
| | 緊急用海水系配管・弁 | 新設 | | | | 非常用取水設備 |
| | 残留熱除去系海水系配管・弁 | 既設 | | | | 常設代替交流電源設備 |
| | 非常用取水設備 | 新設 | | | | 燃料給油設備 |
| | 常設代替交流電源設備 | 新設 | | | | — |
| | 燃料給油設備 | 新設 | | | | |

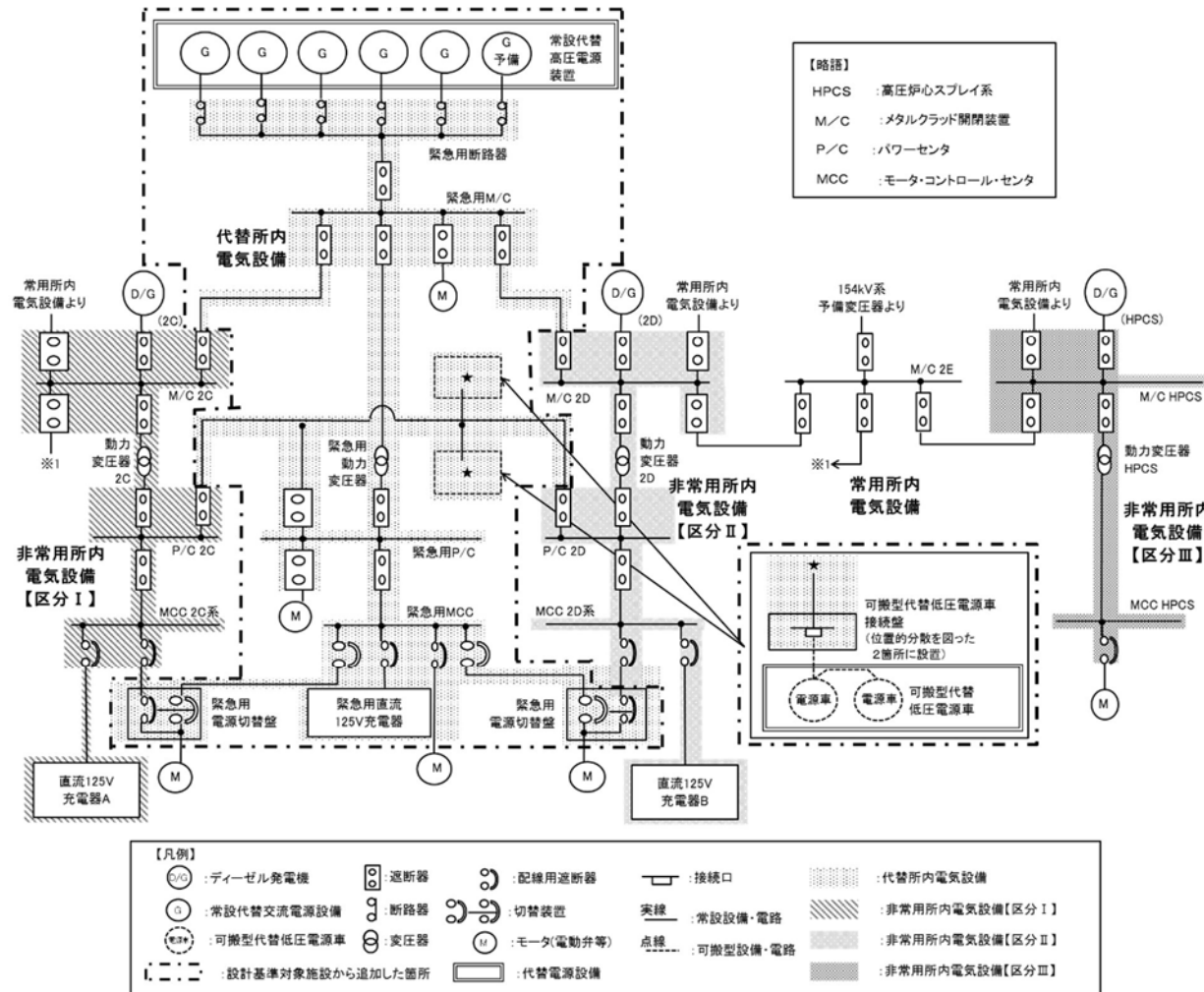
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6／6）

| 技術的能力審査基準（1.5） | 適合方針 |
|--|---|
| <p>【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。</p> | <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプ及び残留熱除去系海水系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。）を防止する手段として、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系並びに緊急用海水ポンプによる最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等を整備する。</p> |
| <p>【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。</p> | <p>—</p> |
| <p>(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、サブ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。</p> | <p>残留熱除去系海水系が有する最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する機能が喪失したことを想定し、緊急用海水ポンプによる最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送するために必要な手順等を整備する。 加えて、残留熱除去系ポンプの使用が不可能な場合を想定し、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送するために必要な手順等を整備する。</p> |

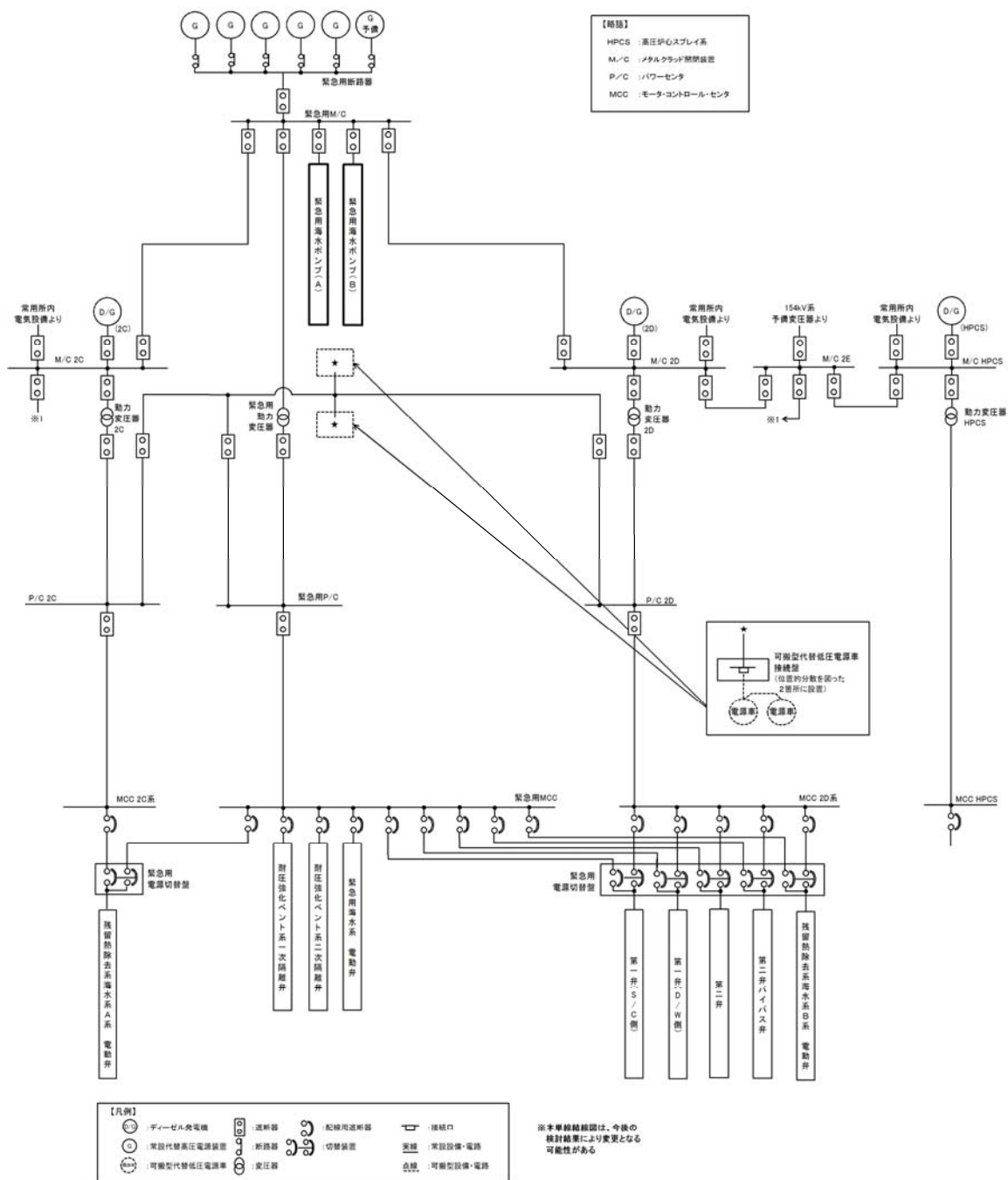
自主対策設備仕様

| 機器名称 | 常設／可搬 | 耐震性 | 容量 | 揚程 | 台数 |
|--------------|-------|--------|----------------------------|--------|---------------|
| 可搬型代替注水大型ポンプ | 可搬 | Sクラス※1 | 約 1,320m ³ /h/台 | 約 140m | 4台 (予備 2台) |

※1：Sクラスの機能維持



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）

重大事故対策の成立性

1. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(1) 格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベント

a. 操作概要

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、中央制御室からの操作により電動弁を操作できない場合、原子炉建屋附属棟（二次格納施設外）及び原子炉建屋廃棄物処理棟（二次格納施設外）まで移動し、現場での遠隔人力操作機構による操作により系統構成を実施した後、格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベントを実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋附属棟及び原子炉建屋廃棄物処理棟（二次格納施設外）

c. 必要要員数及び操作時間

格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベントにおける、電動弁の遠隔人力操作機構の操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 6名（運転員等（当直運転員）3名、重大事故等対応要員3名）

所要時間目安※ : 170分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

【第一弁（S/C側）の場合】

原子炉建屋附属棟地上1階（二次格納施設外） : 90

分以内（操作対象：1 弁）

【第一弁（D/W側）の場合】

原子炉建屋付属棟屋上（二次格納施設外）：90 分

以内（操作対象：1 弁）

【第二弁の場合】

原子炉建屋廃棄物処理棟地上 3 階（二次格納施設

外）：30 分以内（操作対象：1 弁）

【第二弁バイパス弁の場合】

原子炉建屋廃棄物処理棟地上 3 階（二次格納施設

外）：30 分以内（操作対象：1 弁）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト又はLEDライトを携行しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。現場操作員の放射線防護を考慮し、遠隔人力操作機構は、二次格納施設外に設置している。また、操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：遠隔人力操作機構による現場操作については、操作に必要な工具等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。

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

(2) フィルタ装置スクラビング水補給

a. 操作概要

フィルタ装置スクラビング水補給が必要な状況において、水源を選定し、取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確認した後、可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置のスクラビング水補給を実施してフィルタ装置の機能を維持する。

b. 作業場所

フィルタ装置格納槽近傍屋外及びフィルタ装置格納槽付属室

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給として、最長時間を要する北側淡水池からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名 (重大事故等対応要員8名)

所要時間目安※ : 155分以内 (放射線防護具着用、移動及びホース敷設を含む)

※ : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

d. 操作の成立性について

作業環境 : 車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保する。また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具 (全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋) を着用又は携行して作業を行う。

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

た、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : フィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は、専用の結合金具を使用して容易に接続可能とする。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保する。

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



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース脱着訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



夜間での送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具着用による送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具着用による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

(3) 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

a. 操作概要

原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換が必要な状況において、原子炉建屋東側屋外に可搬型窒素供給装置を配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に接続して可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内へ窒素を供給する。

b. 作業場所

原子炉建屋東側屋外（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換における、現場でのホース接続、系統構成、窒素供給操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 4名（重大事故等対応要員4名）

所要時間目安※：115分以内（放射線防護具着用、移動及びホース敷設を含む）

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

原子炉建屋東側屋外：4分以内（操作対象：1弁）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : ホースの接続は汎用の結合金具であり、容易に操作可能とする。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保する。

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

(4) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換

a. 操作概要

フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換が必要な状況において、原子炉建屋東側屋外に可搬型窒素供給装置を配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に接続して可搬型窒素供給装置によりフィルタ装置内へ窒素を供給する。

b. 作業場所

原子炉建屋東側屋外（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換における、現場でのホース接続、系統構成、窒素供給操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 4名（重大事故等対応要員4名）

所要時間目安※：115分以内（放射線防護具着用，移動及びホース敷設を含む）

※：所要時間目安は，模擬により算定した時間

原子炉建屋東側屋外：8分以内（操作対象：2弁）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : ホースの接続は汎用の結合金具であり、容易に操作可能とする。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保する。

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

(5) フィルタ装置スクラビング水移送

a. フィルタ装置スクラビング水移送

(a) 操作概要

フィルタ装置スクラビング水移送が必要な状況において、原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階まで移動するとともに、系統構成を実施した後、移送ポンプによりフィルタ装置スクラビング水をサブプレッショ
ン・プールへ移送する。

(b) 作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階（管理区域）

(c) 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置スクラビング水移送における現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安※：50分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階：6分以内（操作対象：1弁）

(d) 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。また、格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 炉心損傷がない状況下での操作のため、作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。

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

b. 可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置水張り

(a) 操作概要

可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置の水張りが必要な状況において、水源を選定し取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確認した後、フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用した可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置の水張りを行う。

(b) 作業場所

フィルタ装置格納槽近傍屋外及びフィルタ装置格納槽付属室

(c) 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置水張りとして、最長時間を要する北側淡水池からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名 (重大事故等対応要員8名)

所要時間目安[※] : 155分以内 (放射線防護具着用, 移動及びホース敷設を含む)

※ : 所要時間目安は, 模擬により算定した時間

(d) 操作の成立性について

作業環境 : 車両の作業用照明, ヘッドライト及びLEDライトにより, 夜間における作業性を確保している。また, 格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具 (全面マスク, 個人線量計, 綿手袋, ゴム手袋) を着用又は携行して作業を行う。

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

た，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : フィルタ装置水張り使用する可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能とする。作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保する。

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

2. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(1) 耐圧強化ベント系の現場操作による格納容器ベント

a. 操作概要

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、中央制御室からの操作により電動弁を操作できない場合、原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）及び原子炉建屋原子炉棟まで移動し、現場での遠隔人力操作機構による操作により系統構成を実施する。格納容器ベントについては、原子炉建屋原子炉棟地上5階まで移動し、現場での人力による操作により格納容器ベントを実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）及び原子炉建屋原子炉棟地上5階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

耐圧強化ベント系の現場操作による格納容器ベントにおける、電動弁の現場操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 6名（運転員等（当直運転員）3名、重大事故等対応要員3名）

所要時間目安※ : 170分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

【第一弁（S/C側）の場合】

原子炉建屋付属棟地上1階（二次格納施設外） : 90分以内（操作対象：1弁）

【第一弁（D/W側）の場合】

原子炉建屋付属棟屋上（二次格納施設外） : 90分

以内（操作対象：1 弁）

【耐圧強化ベント系一次隔離弁の場合】

原子炉建屋原子炉棟地上 5 階（管理区域）：6 分以内（操作対象：1 弁）

【耐圧強化ベント系二次隔離弁の場合】

原子炉建屋原子炉棟地上 5 階（管理区域）：6 分以内（操作対象：1 弁）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト又はLEDライトを携行しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。現場操作員の放射線防護を考慮し、遠隔人力操作機構は、二次格納施設外に設置している。また、操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用又は携行して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：炉心損傷がない状況下での操作のため、作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。

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



耐圧強化ベント現場操作

3. 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

- (1) 代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水（海水）

a. 操作概要

代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保が必要な状況において、外部接続口を選定し、取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確認した後、代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプにより残留熱除去系海水系へ送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋東側及び西側周辺、取水箇所（SA用海水ピット）周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水として、最長時間を要する代替残留熱除去系海水系A系西側接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安※：150分以内（放射線防護具着用、移動及びホース敷設を含む）

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用

又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：送水ホース等の接続は速やかに作業ができるよう代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び送水ホースを配備する。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保する。

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



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース脱着訓練



東海港での送水訓練
(ホース敷設)



東海港での送水訓練
(水中ポンプユニット設置)



車両操作訓練 (ポンプ起動)



夜間での送水訓練
(ホース敷設)



放射線防護具着用による送水訓練
(ホース敷設)



放射線防護具着用による送水訓練
(水中ポンプユニット設置)

格納容器ベント操作について

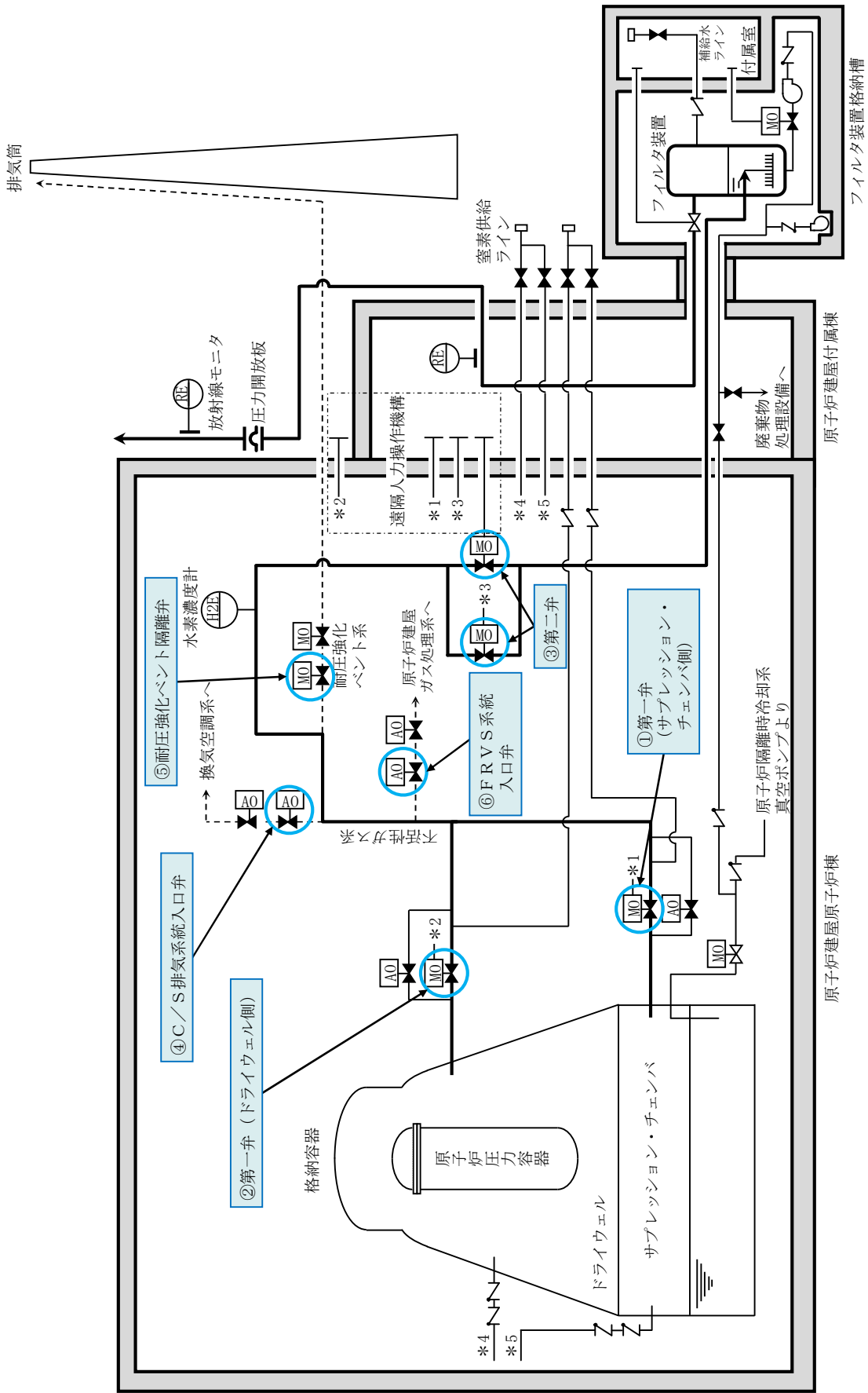
格納容器圧力逃がし装置の放出系統として、サブプレッション・チェンバからとドライウェルから放出する系統の2通りあるが、サブプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサブプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。

ただし、サブプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウェルからのベントを実施する。

また、第一弁及び第二弁の操作順位は、第一弁の現場操作時間に対して第二弁操作時間が短いこと及びベント停止時には第一弁で隔離するため、第一弁のシート面保護の観点から、流体の流れがない状態で第一弁の開操作を実施し、その後第二弁の開操作を実施する。

なお、ベント停止時に第一弁で隔離する理由は、ベント停止後の格納容器圧力逃がし装置への窒素供給時において、第一弁下流から窒素を供給することで第一弁と第二弁の間の水素滞留を防止するためである。

格納容器圧力逃がし装置の系統概要図（操作対象箇所）を第1図に示す。



第 1 図 格納容器圧力逃がし装置の系統概要図 (操作対象箇所)

(1) 格納容器圧力逃がし装置におけるベントタイミング

格納容器圧力逃がし装置によるベント操作は、第1表に示す基準に到達した場合に、発電長の指示の下に運転員が実施する。これにより、格納容器の過圧破損防止及び格納容器内での水素燃焼防止が可能である。

第1表 ベント実施判断基準

| 炉心状態 | 目的 | 実施判断基準 |
|-------------|--------|---------------------------------------|
| 炉心損傷なし | 過圧破損防止 | 格納容器圧力 310kPa [gage] (最高使用圧力: 1Pd) 到達 |
| 炉心損傷を判断した場合 | | サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達 |
| | 水素燃焼防止 | 格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol%到達 |

格納容器の過圧破損防止の観点では、炉心損傷なしの場合は、残留熱除去系等の格納容器除熱機能が喪失し格納容器圧力が上昇した際、格納容器圧力が 279kPa [gage] から 217kPa [gage] の範囲で代替格納容器スプレイ系（常設）による格納容器スプレイ（連続）を実施する。外部水源によるスプレイであるため、サプレッション・プール通常水位+6.5m に到達すればベントライン水没を防止する観点から格納容器スプレイを停止し、格納容器圧力が 310kPa [gage] に到達した時点でベントの実施を判断する。これは、格納容器除熱機能の復旧時間の確保及び追加放出された希ガスの減衰時間を確保することを目的としている。炉心損傷を判断した場合は、465kPa [gage] から 400kPa [gage] の範囲で代替格納容器スプレイ系（常設）による格納容器スプレイ（連続）を実施し、サプレッション・プール通常水位+6.5m に到達した時点で格納容器スプレイを停止するとともにベントを実施する。これにより確実に 620kPa [gage] (2Pd) 到達までに格納容器ベントが実施で

きる。炉心損傷の有無により，格納容器スプレイ実施基準を変更する理由は，炉心損傷した場合，格納容器内に放射性物質が放出されるため，炉心損傷なしの場合に比べてベント実施操作判断基準に到達するタイミングを遅らせることにより，ベント時の外部影響を軽減させるためである。

また，炉心損傷を判断した場合は，ジルコニウム－水反応により大量の水素が発生し，格納容器内の水素濃度は可燃限界の 4vol% を超過する。その後，水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し，格納容器内水素・酸素濃度が可燃限界に到達することにより，格納容器内で水素燃焼が発生するおそれがある。この水素燃焼の発生を防止するため，格納容器内酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol% に到達した時点でベント操作を実施することで格納容器内の水素・酸素を排出する。ベント実施の判断フローを第 2～4 図に示す。

炉心損傷の有無の判断は，第 2 表に示すパラメータを確認する。

第 2 表 確認パラメータ（炉心損傷判断）

| 確認パラメータ | 炉心損傷判断 |
|-------------------------------------|---|
| ドライウェル又はサブレーション・チェンバの γ 線線量率 | 設計基準事故（原子炉冷却材喪失）において想定する希ガスの追加放出量相当の γ 線線量率の 10 倍以上となった場合，炉心が損傷したものと判断する*。 |

※ この基準は，炉内内蔵量の割合約 0.1% に相当する希ガスが格納容器内に放出した場合の γ 線線量率相当となっている。

さらに，炉心損傷後の重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合のベント実施判断基準として，第 3 表に示す判断基準を整理している。これらの

状況においても、格納容器ベント実施により、格納容器破損の緩和又は大気へ放出される放射性物質の総量の低減が可能である。

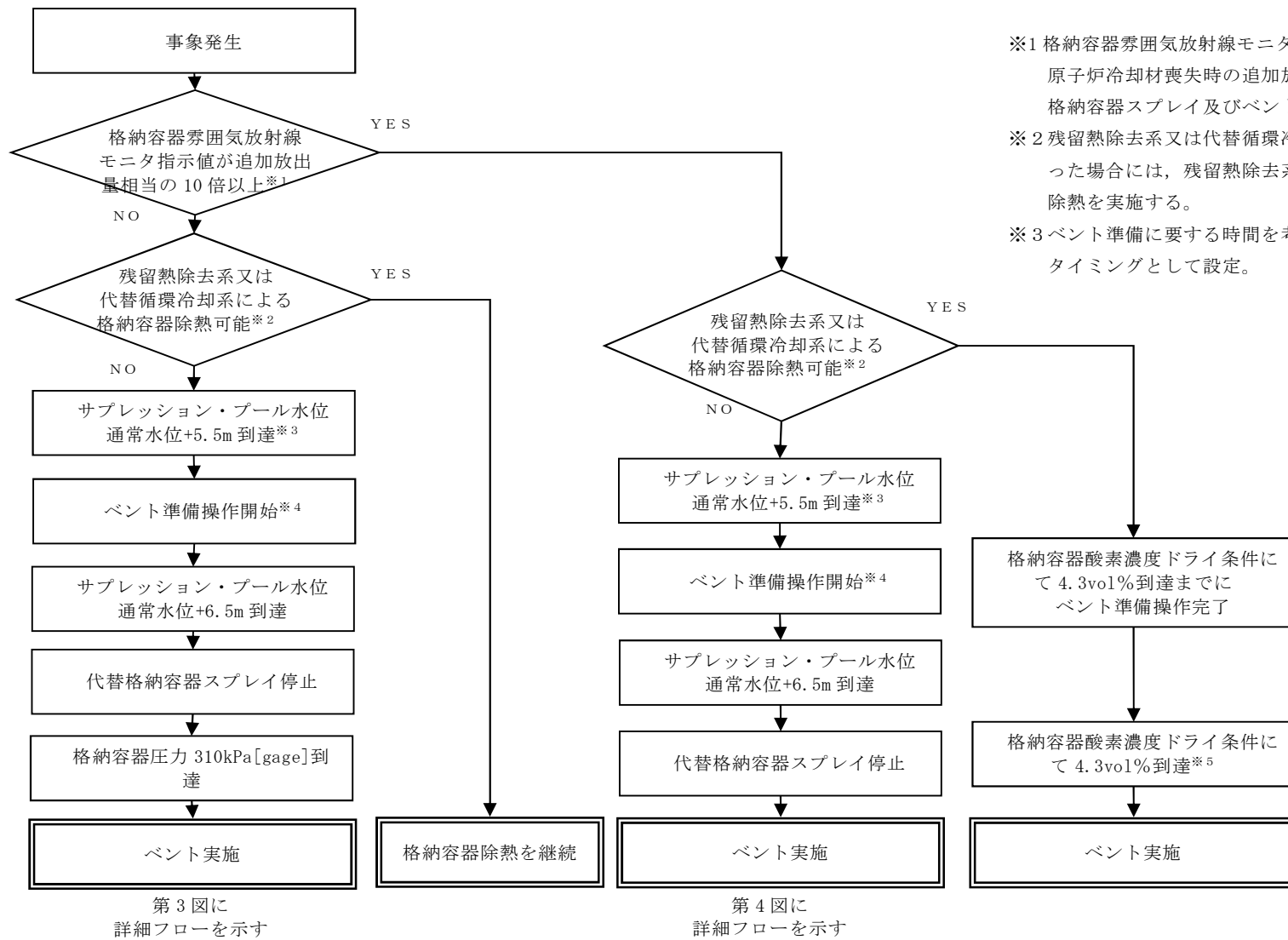
第3表 炉心損傷後の重大事故等対処設備の機能喪失を
仮定した場合のベント実施判断基準

| 目的 | 実施判断基準 |
|---------------------|--------------------------------|
| 格納容器破損の緩和 | 格納容器スプレイが実施できない場合 |
| 大気へ放出される放射性物質の総量の低減 | 格納容器温度 200℃以上において温度上昇が継続している場合 |
| | 原子炉建屋水素濃度 2vol%到達 |

格納容器スプレイ手段として、設計基準拡張設備である残留熱除去系、重大事故等対処設備のうち、常設の設備である常設代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ系（常設）及び代替循環冷却系、可搬型の設備である代替格納容器スプレイ系（可搬型）がある。想定し難い状況ではあるが、これらの機能が喪失した場合、期待している希ガスの減衰時間が確保されていないが、格納容器の圧力を抑制する手段を喪失していることから、格納容器破損の緩和のためベントを実施する。

また、格納容器への十分な注水等ができない場合、格納容器雰囲気は過熱状態になり、格納容器は限界圧力を下回る 620kPa[gage]に達する前に 200℃に達し、いずれは過温破損に至る。このような場合、格納容器ベント実施することによって過温破損を防止できないが、フィルタ装置を介した放出経路を形成し、大気への放射性物質の放出を極力低減することを目的としてベントを実施する。

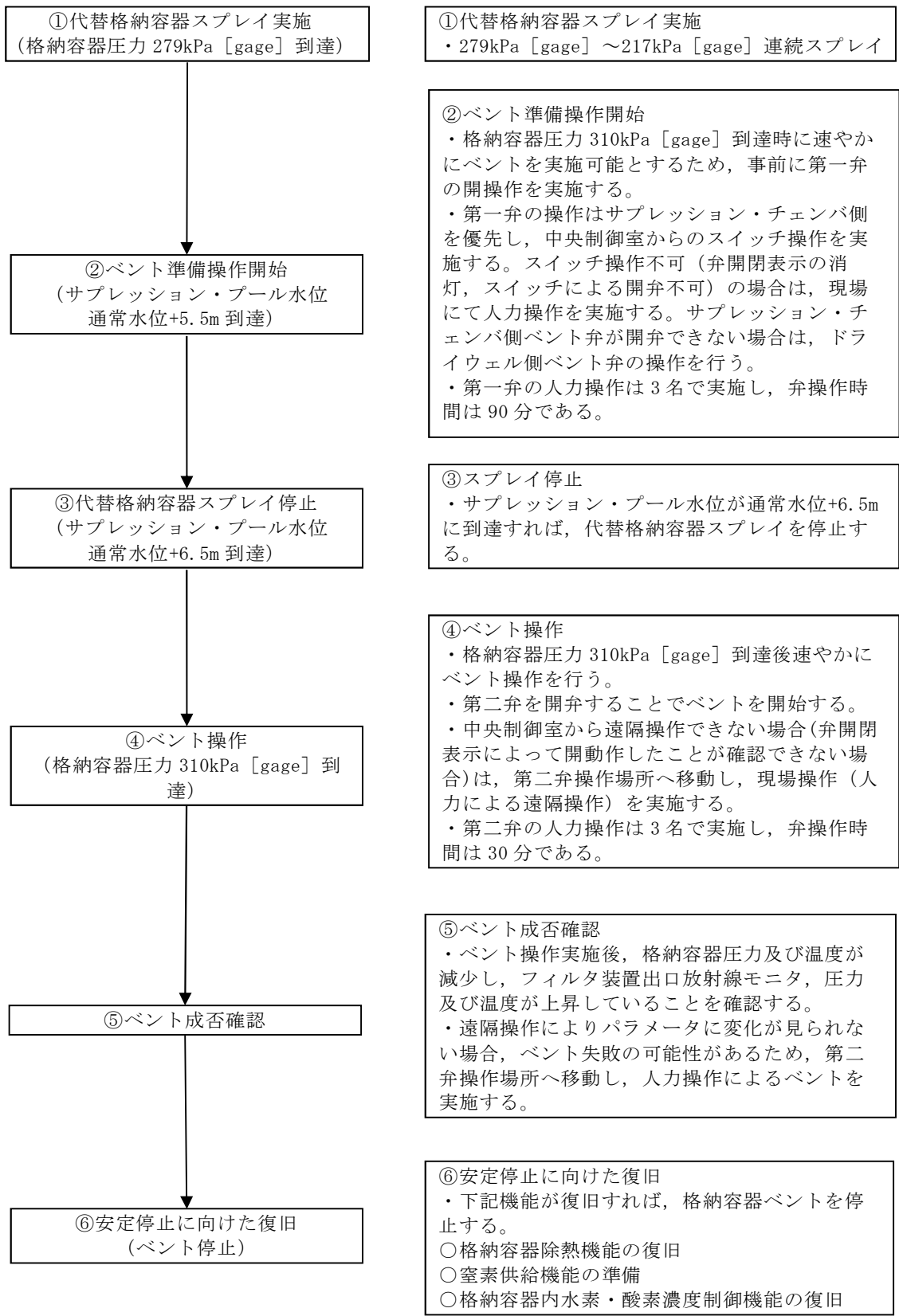
さらに、格納容器が限界圧力を下回る 620kPa[gage]及び限界温度を下回る 200℃に到達する前に、何らかの理由により格納容器の健全性が損なわれ、格納容器から異常な漏えいがある場合、原子炉建屋水素濃度 2vol%に到達する。このような場合、格納容器圧力を低下させることで漏えい箇所からの漏えい量を低減し、フィルタ装置を介さない大気への放射性物質の放出を極力低減するためにベントを実施する。



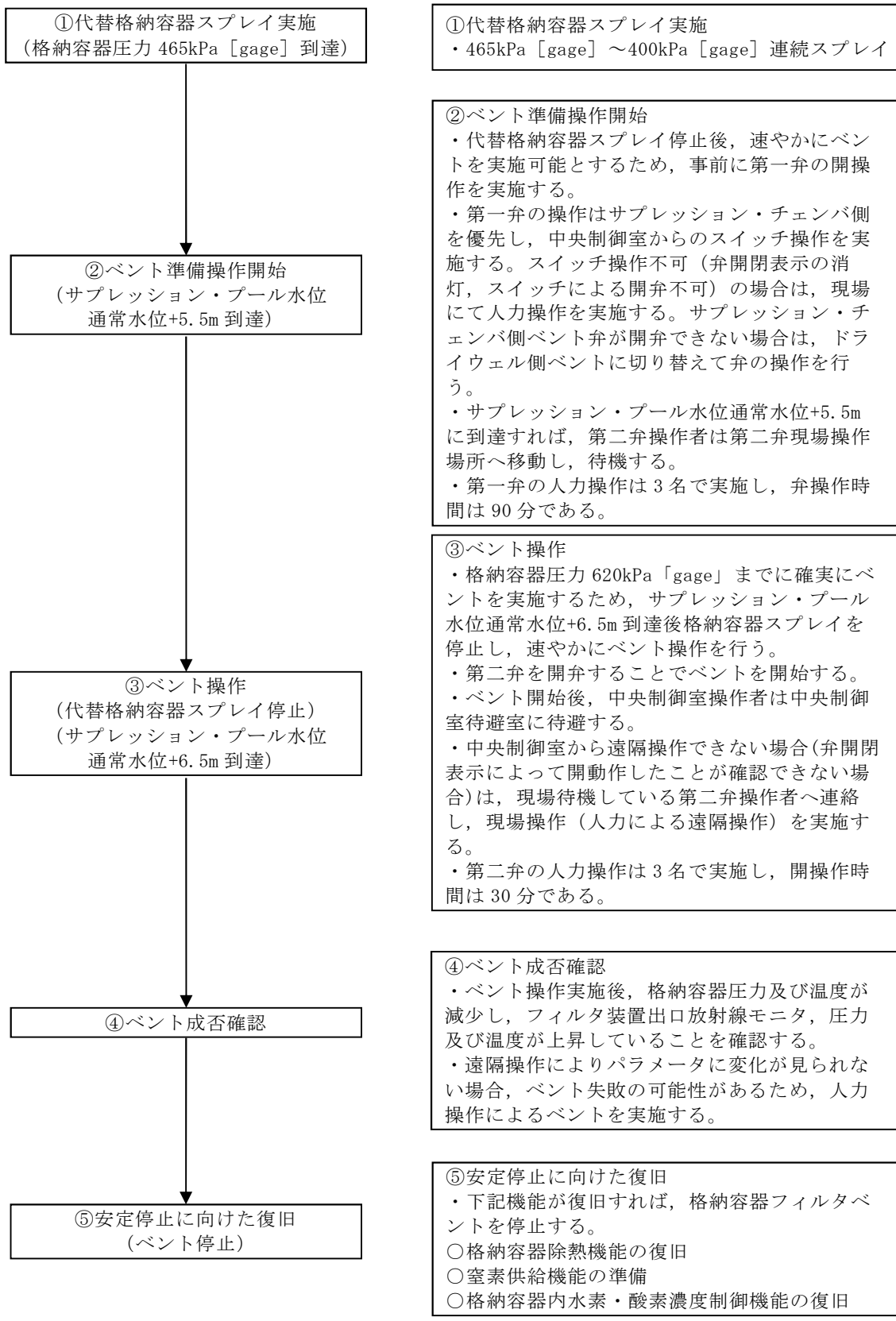
※1 格納容器雰囲気放射線モニタγ線線量率が設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量相当の10倍以上となった場合、格納容器スプレイ及びベントの運用を変更する。
 ※2 残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱が可能となった場合には、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱を実施する。
 ※3 ベント準備に要する時間を考慮し、確実にベント準備が完了するタイミングとして設定。

※4 ベント準備は、格納容器限界圧力到達までに速やかにベントを実施するため、第一弁の開を実施する。第一弁操作はサブプレッション・チェンバ側を優先し、中央制御室からの遠隔操作を実施する。遠隔操作不可の場合には現場にて手動操作を実施する。
 ※5 残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱実施中に、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇し、ドライ条件で4.3vol%に到達した時点で、ベント準備操作及びベント操作を実施する。

第2図 ベント実施の判断フロー



第3図 炉心損傷していない場合のベント実施フロー



第4図 炉心損傷を判断した場合のベント実施フロー

(2) 格納容器圧力逃がし装置の操作手順の概要

a. 系統待機状態の確認

格納容器圧力逃がし装置の待機状態において、第4表に示すパラメータにより、系統に異常がないことを確認する。

第4表 確認パラメータ（系統待機状態）

| 確認パラメータ | 確認内容 |
|------------------|---------------------------------|
| フィルタ装置水位 | 待機水位である 2,530～2,800 mm の範囲にあること |
| フィルタ装置スクラビング水 pH | 13 以上であること |
| フィルタ装置排気ライン圧力 | 微正圧に維持されていること |

b. ベント準備操作

ベント準備操作は、ベント操作が必要になった場合に速やかに実施できるよう、以下に示す事前準備を行う。

なお、弁名称及び弁名称に付記する①～⑥の番号は、第1図の番号に対応している。

(a) ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認

中央制御室にてベント実施に必要な隔離弁の健全性を確認するため、当該弁に電源が供給されていることを表示灯により確認する。

①第一弁（サプレッション・チェンバ側）

②第一弁（ドライウエル側）

③第二弁

(b) 他系統との隔離確認

ベント操作前に、中央制御室にて他系統（換気空調系、原子炉建屋ガス処理系及び耐圧強化ベント系）と隔離する弁が全閉となっていることを表示灯により確認する。

④ C / S 排気系統入口弁

⑤ 耐圧強化ベント隔離弁

⑥ F R V S 系統入口弁

(c) 第一弁の開操作

中央制御室にて開操作を実施する。万一、中央制御室での開操作ができない場合には、現場にて第一弁の人力による開操作を実施する。

また、格納容器圧力逃がし装置の放出経路として、サブプレッション・チェンバからとドライウェルから放出する経路の2通りあるが、サブプレッション・プールにおけるスクラビング効果（エアロゾル等の低減効果）が期待できるサブプレッション・チェンバからのベントを優先して使用する。

ただし、サブプレッション・チェンバからのベントが実施できない場合には、ドライウェルからのベントを実施する。

現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋及び胴長であり、着用時間は12分である。

(d) 第二弁操作のための要員移動

炉心損傷がある場合、格納容器圧力が620kPa[gage]到達までに確実にベントが実施できるよう、ベント実施基準到達までに第二弁操作場所に移動し、待機する。

現場操作の着用装備は、全面マスク、タイベック、アノラック、綿手袋、ゴム手袋及び胴長であり、着用時間は12分である。

c. ベント準備判断の確認パラメータ

ベント準備の判断は、ベント実施判断基準の到達までに確実にベント準備操作が完了する基準として、炉心損傷有無に関わらず、サプレッション・プール通常水位+5.5m 到達によりベント準備実施の判断をする。また、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱を実施している場合、格納容器酸素濃度の上昇速度からドライ条件で4.3vol%に到達する時間を予測し、4.3vol%到達までにベント準備を完了させる。

ベント準備着手判断に必要なパラメータを以下に示す。

- ・サプレッション・プール水位
- ・格納容器内酸素濃度（SA）

d. ベント準備作業の妥当性

炉心損傷なしの場合及び炉心損傷ありの場合の作業項目及び作業環境を第5表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での遠隔操作の場合と現場での手動操作（人力による遠隔操作）の場合について記載している。

ベント準備は、ベント実施判断基準に到達した場合の速やかなベント実施を可能とするため、事前に第一弁を開操作すること及び第二弁作業場所へ移動し待機することを目的としている。本操作はベント実施に不可欠な操作であることから、ベント実施基準到達までにベント準備操作を完了させることとする。

第 5 表 ベント準備操作時の作業項目及び作業環境

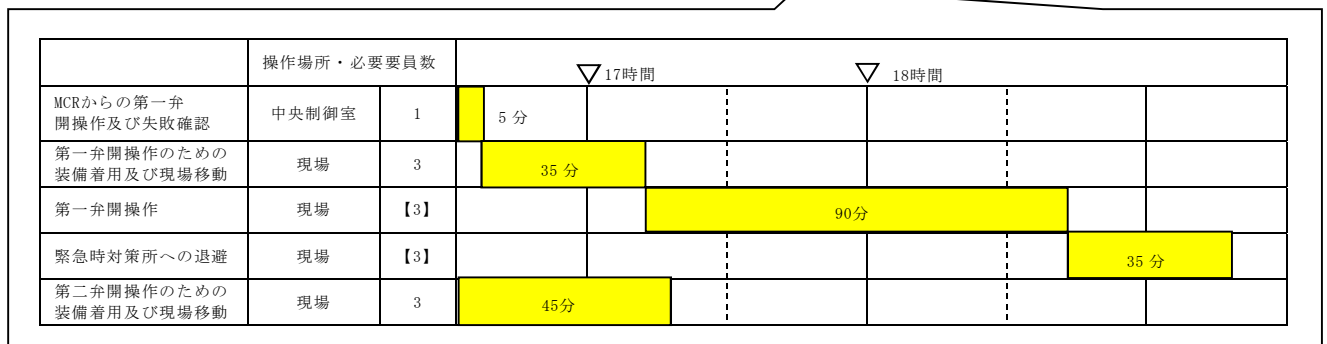
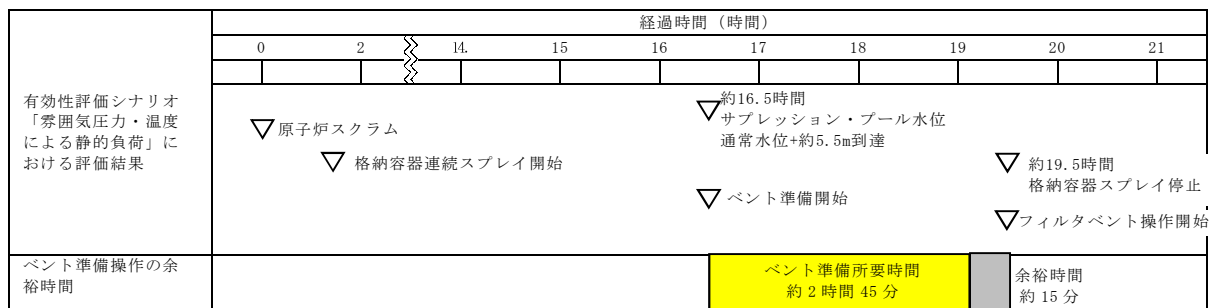
| 作業項目 | 作業場所 | 作業環境 | | | | 連絡手段 |
|--------------------|-----------------------------|--|-------------------------------------|--|----------------------|---|
| | | 温度・湿度 | 放射線量 | 照明 | その他 | |
| 他系統との隔離 | 中央制御室 | 中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。 | 【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。 | 非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。 | 周辺には支障となる設備はない。 | — |
| ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認 | | | 【炉心損傷後】 57mSv/7日間 | | | |
| 第一弁開操作 (移動含む) | 原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外) | 通常運転時と同程度。 | 【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。 | ヘッドライトや LED ライトを携行しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。 | アクセスルート上に支障となる設備はない。 | 携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。 |
| 第二弁への現場移動 | 屋外 原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外) | | 【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。 | | | |

e. ベント準備操作の余裕時間

ベントを実施する有効性評価シナリオのうち、ベント準備操作の余裕時間の最も短い「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」における現場での手動操作（人力による遠隔操作）を実施した場合のベント準備の余裕時間についてタイムチャートを第5図に示す。

第5図に示すとおり、ベント準備完了後からベント実施基準であるサブプレッション・プール通常水位+6.5m 到達までに十分な時間があることから、確実に準備を完了することができる。

【炉心損傷を判断した場合のベント準備】



第5図 ベント準備操作のタイムチャート

f. ベント実施操作判断基準

(a) 炉心損傷なしの場合

i) 格納容器圧力 310kPa [gage] 到達

格納容器の健全性を確保するため、最高使用圧力である 310kPa [gage] に到達した時点でベントを実施する。

(b) 炉心損傷を判断した場合

i) サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達

格納容器へ大量の放射性物質が放出されることから、大気への放射性物質の放出を極力遅らせることでベント時の外部影響を軽減させるため、限界圧力を下回る 620kPa [gage] に到達するまでにベントを実施する。具体的には、中央制御室での遠隔操作に失敗した場合の現場手動操作時間を考慮し、格納容器スプレイ停止基準であるサプレッション・プール通常水位+6.5m に到達した時点でベントを実施する。

ii) 格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol% に到達した場合

炉心損傷時には、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により水素・酸素が発生し、可燃限界に到達すると水素燃焼が発生するおそれがある。これを防止するため、可燃限界到達前に格納容器内の水素・酸素を排出することを目的として、格納容器酸素濃度がドライ条件にて 4.3vol% に到達した場合にベントを実施する。

4.3vol% の基準設定に当たっては、酸素濃度の可燃限界である 5vol% に対し、計器誤差の±約 0.6vol% 及び 0.1vol% の余裕を考慮して設定した。

g. ベント実施操作判断の確認パラメータ

(a) 炉心損傷なしの場合

i) 格納容器圧力 310kPa [gage] 到達

炉心損傷がない場合は、格納容器圧力にてベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・格納容器圧力

なお、格納容器圧力の測定ができない場合には、格納容器圧力を推定する手段として、格納容器温度を代替パラメータとする。

(b) 炉心損傷を判断した場合

i) サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達

炉心損傷を判断した場合は、連続の格納容器スプレイを実施しながら、サプレッション・プール水位にてベント実施操作を判断する。したがって、確認パラメータは以下のとおり。

- ・サプレッション・プール水位

ii) 格納容器酸素濃度がドライ条件にて4.3vol%に到達した場合

格納容器酸素濃度によりベント実施操作を判断するため、確認パラメータは以下のとおり。

- ・格納容器内酸素濃度 (S A)

h. ベント実施操作の妥当性

ベントは、第二弁を開弁することで実施する。炉心損傷していない場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を第6表に示す。ベント弁の開操作については、中央制御室での操作を基本とするが、万一、中央制御室での操作ができない場合には、現場（原子炉建屋附属棟）にて手動操作（人力による遠隔操作）を実施する。

なお、炉心損傷を判断する有効性評価の「格納容器圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」シーケンスにおいて、ベント準備段階の現場アクセス、現場待機、現場での手動操作、プルーム通過までの現場待機及び帰還の一連の作業での実効線量は、約 25mSv である。

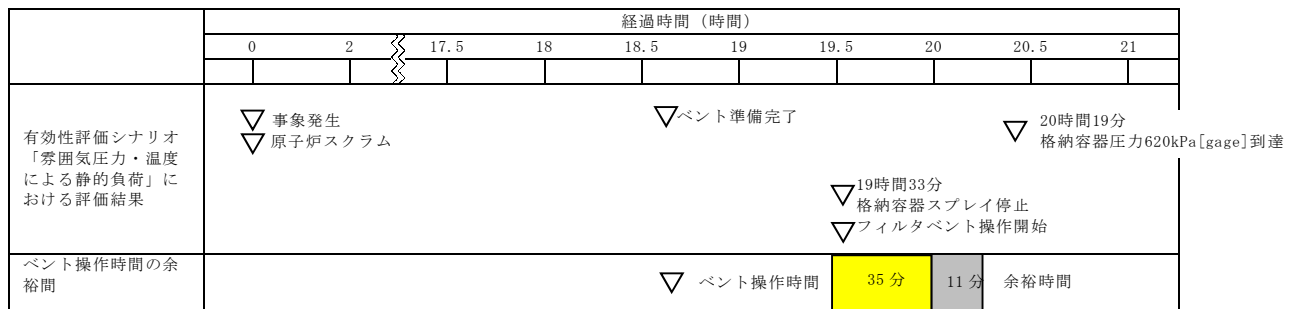
第6表 ベント実施操作時の作業項目及び作業環境

| 作業項目 | 作業場所 | 作業環境 | | | | 連絡手段 |
|--------|-----------------------|--|---|--|----------------------|---|
| | | 温度・湿度 | 放射線量 | 照明 | その他 | |
| 第二弁開操作 | 中央制御室 | 中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。 | 【炉心損傷前】 炉心損傷していないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】 57mSv/7日間 | 非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお、非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には、中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。 | 周辺には支障となる設備はない。 | — |
| | 原子炉建屋附属棟 (二次格納施設外) | 通常運転時と同程度。 | 【炉心損傷前】 炉心損傷がないため、高線量となることはない。 【炉心損傷後】 14mSv/h以下 | ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。 | アクセスルート上に支障となる設備はない。 | 携帯型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。 |

i. 有効性評価におけるベント実施操作の余裕時間

ベントを実施する有効性評価シナリオのうち、最もベント実施操作の余裕時間が短い「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」における現場での手動操作（人力による遠隔操作）を実施した場合のベント実施操作の余裕時間についてタイムチャートを第6図に示す。

第6図に示すとおり、ベント実施基準到達から格納容器限界圧力を下回る620kPa[gage]に到達するまでに十分な時間があることから、確実にベント実施可能である。



| | 操作場所・必要員数 | 19.5時間 | 20時間 |
|--------------------|-----------|--------|------|
| 格納容器スプレイ停止操作 | 中央制御室 1 | 2分 | |
| MCRからの第二弁開操作及び失敗確認 | 中央制御室 1 | 3分 | |
| 第二弁開操作 | 現場 3 | 30分 | |

第6図 ベント実施のタイムチャート



j. ベント成否確認

ベント操作開始時は、第7表に示すパラメータによりベントが開始されたことを確認する。

第7表 確認パラメータ（ベント操作開始時）

| 確認パラメータ | 確認内容 |
|-----------------|------------|
| 格納容器圧力 | 指示値が低下すること |
| フィルタ装置圧力 | 指示値が上昇すること |
| フィルタ装置スクラビング水温度 | |
| フィルタ装置出口放射線モニタ | |

パラメータに変化が見られない場合は、ベント失敗の可能性があるため、現場操作によるベントを実施する。

ベント開始直後は、格納容器内で発生する水素、水蒸気及び窒素等からなるベントガスが系統内に流入するが、系統内は不活性化されているため、高濃度の水素が流入しても水素燃焼には至らない。

k. ベント継続時

ベント継続時は、第8表に示すパラメータによりベント継続状況に異常がないことを確認する。

第8表 確認パラメータ (ベント継続時)

| 確認パラメータ | 確認内容 |
|-----------------|-------------------|
| 格納容器圧力及び温度 | 各パラメータに異常な変化がないこと |
| サプレッション・プール水位 | |
| フィルタ装置圧力 | |
| フィルタ装置水位 | |
| フィルタ装置スクラビング水温度 | |
| フィルタ装置出口放射線モニタ | |
| モニタリング・ポスト | |

ベント継続時には、格納容器内及びフィルタ装置内では放射性物質の崩壊熱による多量の蒸気が発生することにより、水素濃度は低く抑えられるため、可燃限界に至らない。

なお、炉心損傷がない場合の格納容器圧力逃がし装置によるベント実施中に炉心損傷を判断した場合は、ベントを継続する運用とする。これは、ベント実施までには代替格納容器スプレイにより外部注水制限に到達していることが想定され、事象が進むことで発生する可能性のある炉心のリロケーション*及び原子炉圧力容器破損時の過熱蒸気発生の影響による格納容器圧力の急激な上昇を抑制する手段がベントのみであるためである。加えて、次のとおり、ベントを継続した場合でも、一時的に

ベント停止する場合と比較し、被ばくの観点で大きな差異はないと考えられる。

- ・ベントを停止しても格納容器の圧力上昇により再度ベントすることとなり、希ガス保持時間を大きく確保することはできないこと
- ・このような事態では、原子炉スクラムしてからある程度の時間が経過していることから、希ガスの減衰時間は十分に確保されており、ベントを停止しない場合でも大きな放出量にならないと考えられること

※ ここで言うリロケーションとは、炉心損傷後、熔融炉心が炉心下部プレナムに移行する状態を指す。

1. ベント停止操作

第9表に示す機能が全て復旧したことにより、ベント停止後も長期的に格納容器の安定状態を継続可能であることを判断する。また、第10表に示すパラメータを確認し、ベント停止操作が可能であることを判断した場合には、第一弁を閉とすることでベントを停止する。

第9表 ベント停止のために必要な機能及び設備

| 必要な機能 | 設備 | 設備概要 |
|------------------|-------------------------------|--|
| 格納容器除熱機能 | 残留熱除去系又は代替循環冷却系 | 格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する |
| | 残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系 | |
| 窒素供給機能 | 可搬型窒素供給装置 | <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により、格納容器内が負圧になることを防止する ・系統内のパージを実施する |
| 格納容器内水素・酸素濃度制御機能 | 可燃性ガス濃度制御系 | 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止する |
| | 格納容器水素・酸素濃度計 | 格納容器内の水素・酸素濃度を監視する |

第10表 確認パラメータ（ベント停止時）

| 確認パラメータ | 確認内容 |
|------------|-------------------------------------|
| 格納容器圧力及び温度 | 310kPa [gage] 以下であること及び 171℃以下であること |
| 格納容器水素濃度 | 可燃限界未満であること |

ベント停止前から窒素供給装置による格納容器への窒素供給を行い、ベント停止後も継続し、系統を含めて不活性化することで、水素濃度は低く抑えられ、可燃限界には至らない。

第7図にベント停止前の窒素供給の概要を示す。

m. ベント停止操作手順

次にベント停止の流れを示す。

①格納容器除熱が可能であると判断した場合、窒素供給設備により格納容器に窒素注入を開始する。

- ・ベント弁は開状態であるため、注入した窒素はそのまま排出されると考えられるが、ベント弁閉後における「水の放射性分解によ

って発生する水素・酸素濃度の上昇」を抑制するため、早期に注入開始することを目的として最初に実施する。

- ・ドライウェル内に水素・酸素が滞留している可能性を考慮して、ドライウェル側から窒素供給する。

②第一弁を閉とする。

- ・第一弁閉後は、第一弁と第二弁の間に水素が滞留するおそれがあるため、第一弁の下流から窒素を供給し滞留している水素をパージする運用としている。このため、第一弁でベントを停止する（第二弁は開状態を維持する）。
- ・フィルタ装置への窒素供給を開始する。

③残留熱除去系又は代替循環冷却系を起動する。

- ・ベント弁を閉止後、サプレッション・プール水温度が飽和温度以下であることを確認し、残留熱除去系又は代替循環冷却系を起動する。
- ・残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱を実施することで、格納容器内の気相を蒸気から窒素へ置換する。

④格納容器の気相が蒸気から窒素への置換が完了したことを確認し、第一弁を開として格納容器の圧力を低下させる。

⑤、可燃性ガス濃度制御系を起動する。

- ・残留熱除去系による冷却水を供給し、可燃性ガス濃度制御系の暖気運転を開始する。
- ・起動後 2 時間以内に暖機運転が完了し、処理が開始される。

⑥第一弁を閉とする。

⑦格納容器への窒素注入を停止する。

⑧格納容器内水素・酸素濃度計により，格納容器内水素・酸素濃度を監視する。

n. ベント停止操作の妥当性

炉心損傷なしの場合及び炉心損傷を判断した場合の作業項目及び作業環境を第 11 表に示す。ベント弁の閉操作については，中央制御室での操作を基本とするが，万一，中央制御室での操作ができない場合には，現場（原子炉建屋付属棟）にて手動操作を実施する。

第 11 表 ベント停止操作項目及び作業環境

| 作業項目 | 作業場所 | 作業環境 | | | | 連絡手段 |
|--------|-----------------------|--|---|--|----------------------|---|
| | | 温度・湿度 | 放射線量 | 照明 | その他 | |
| 第一弁操作 | 中央制御室 | 中央制御室の室温については，空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが，作業に支障を及ぼす程の影響はない。 | 【炉心損傷前】 炉心損傷していないため，高線量となることはない。 【炉心損傷後】 57mSv/7 日間 | 非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。なお，非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合には，中央制御室内に配備している可搬型照明により，照度を確保する。 | 周辺には支障となる設備はない。 | — |
| | 原子炉建屋付属棟 (二次格納施設外) | 通常運転時と同程度。 | 【炉心損傷前】 炉心損傷していないため，高線量となることはない。 【炉心損傷後】 14mSv/h 以下 | ヘッドライトや LED ライトを携帯しているため，建屋内非常用照明が消灯した場合においても，操作に影響はない。 | アクセスルート上に支障となる設備はない。 | 携行型有線通話装置，電力保安通信用電話設備(固定電話機，PHS 端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡する。 |
| 窒素供給操作 | 屋外 | — (屋外での作業) | 【炉心損傷前】 炉心損傷していないため，高線量となることはない。 【炉心損傷後】 3.9mSv/h 以下 | 車両の作業用照明・ヘッドライト・LED ライトにより，操作可能である。夜間においても，操作に影響はない。 | アクセスルート上に支障となる設備はない。 | 衛星電話設備(固定型，携帯型)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，PHS 端末)，送受話器のうち，使用可能な設備により，災害対策本部に連絡する。 |

o. ベント停止後の操作

ベント停止後は、第 12 表で示すパラメータにより格納容器及び格納容器圧力逃がし装置に異常がないことを確認する。

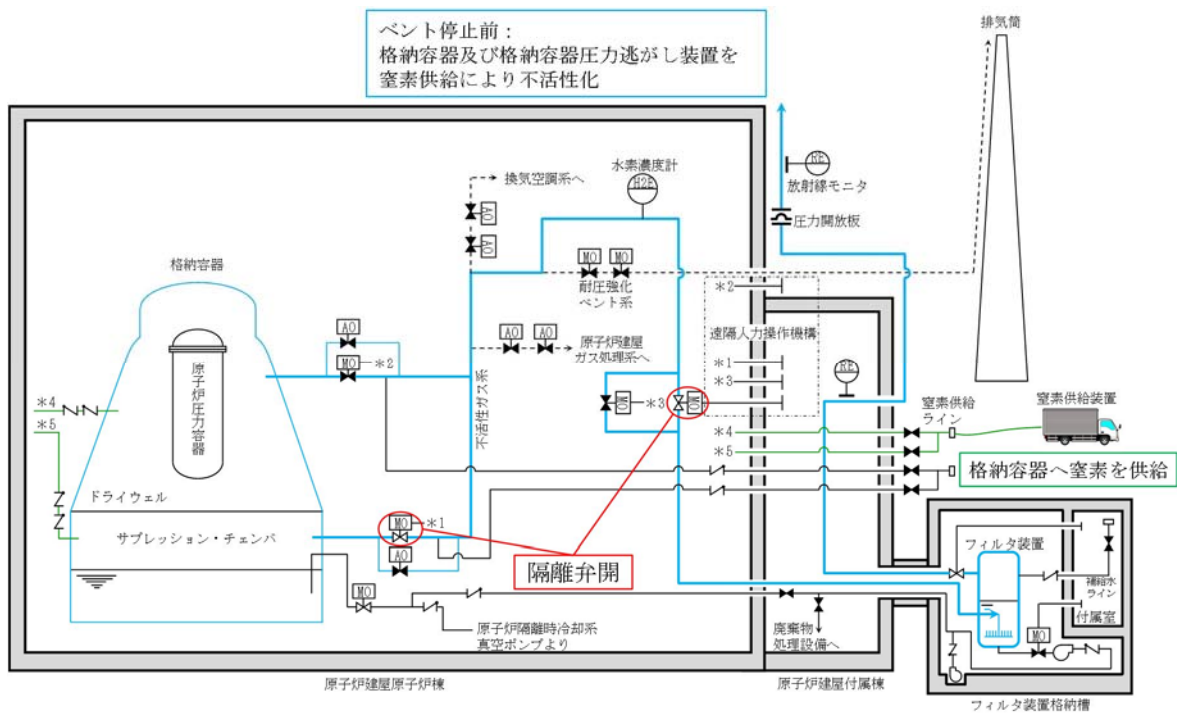
第 12 表 確認パラメータ（ベント停止後）

| 確認パラメータ | 確認内容 |
|-----------------|--|
| 格納容器圧力及び温度 | 格納容器内が負圧でないこと ベント停止後長期的に格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと |
| 格納容器水素濃度 | 格納容器内及びフィルタ装置入口の水素濃度の異常な上昇がないこと |
| フィルタ装置入口水素濃度 | |
| フィルタ装置水位 | フィルタ装置の水位が確保されていること（フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く） |
| フィルタ装置スクラビング水温度 | 温度の異常な上昇がないこと |
| フィルタ装置出口放射線モニタ | 放射線量率の異常な上昇がないこと |

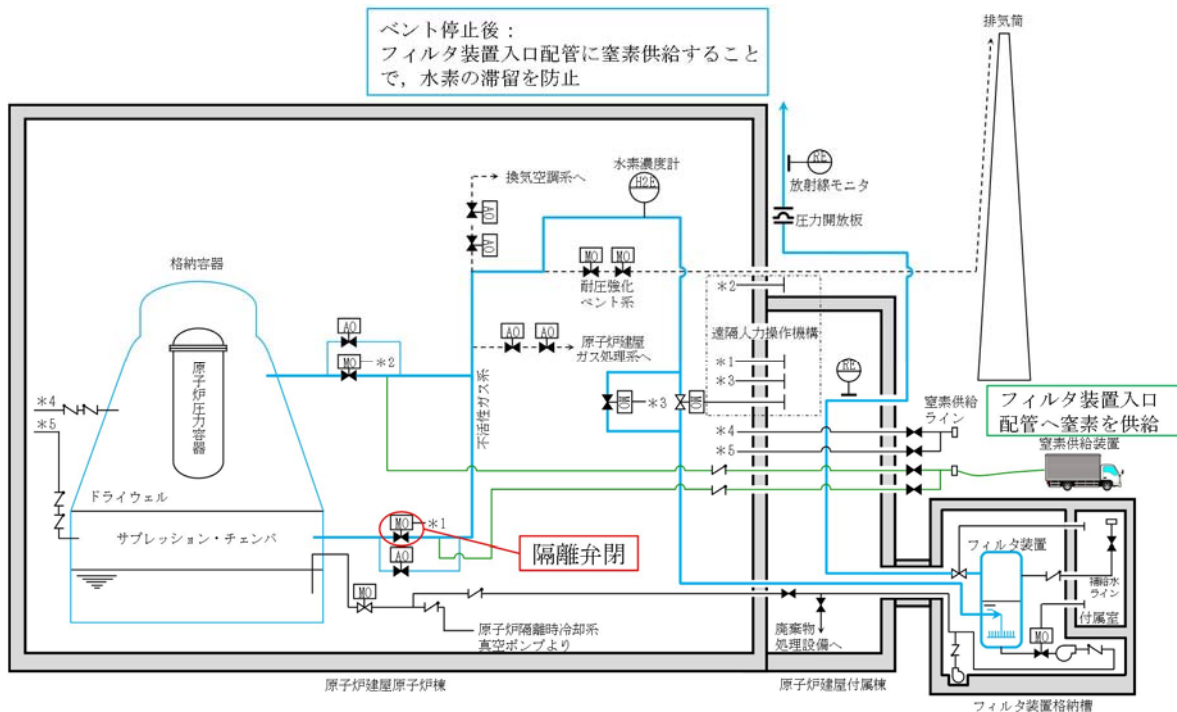
ベント実施後はフィルタ装置出口ラインの圧力開放板が開放されていることから、窒素供給による系統パージ停止後は、フィルタ装置を大気と隔離するため、フィルタ装置出口弁を「閉」にする。

なお、フィルタ装置出口弁の閉操作については、フィルタ装置のスクラビング水温度が上昇しないこと及び水素濃度の上昇により可燃限界濃度に到達しないことにより判断する。

第 8 図にベント停止後の窒素供給の概要を示す。



第7図 窒素供給概要図（ペント停止前）



第8図 窒素供給概要図（ペント停止後）

スクラビング水の保有水量の設定根拠について

系統待機時，フィルタ装置内に保有するスクラビング水の水量は，ベント開始後 24 時間は運転員等による補給操作が不要となる水量と，ベント開始初期に発生する蒸気凝縮による水位上昇時において，金属フィルタが水没しない最大水量（以下「最大水量」という。）を考慮して，約 35～約 39t と設定している。

スクラビング水の水量の設定根拠を以下に示す。また，フィルタ装置水位の概略図を第 1 図に示す。

(1) 最大水量について

最大水量は，ベント開始初期のスクラビング水を昇温させる際のベントガス中の水蒸気の凝縮等によるスクラビング水の増加を考慮しても，金属フィルタが水没（金属フィルタ内のドレン配管からのスクラビング水流入により水没）しない水量として設定している。

a. 金属フィルタが水没しないための水量

金属繊維フィルタにおける設計上の最大差圧（10kPa）を考慮した場合においても，金属繊維フィルタ内に設置しているドレン配管からスクラビング水が流入しないためには，金属繊維フィルタ下端位置から約 1,000mm の空間を確保する必要がある。この空間を確保した場合のスクラビング水の水量は，約 57.4t となる。

b. ベントガス中の蒸気の凝縮によるスクラビング水の増加

ベント開始初期においては，スクラビング水の昇温，構造物の昇温のためにベントガス中の蒸気が凝縮する。これらによるスクラビング水の

増加量は、約 15.5t となる。

①スクラビング水を昇温させる際のベントガス中の蒸気の凝縮：約11.7t

$$\text{①} = (\text{最大水量}) \times \{(\text{飽和水比エンタルピー}) - (\text{室温における水の比エンタルピー})\} \div (\text{潜熱})$$

②構造物を昇温させる際のベントガス中の蒸気の凝縮：約3.8t

$$\text{②} = (\text{フィルタ装置重量}) \times (\text{フィルタ装置比熱}) \times \{(\text{ベント時温度}) - (\text{室温})\} \div (\text{潜熱})$$

ここで

最大水量：39,000kg

飽和水比エンタルピー：632kJ/kg

室温（0℃）における水の比エンタルピー：0kJ/kg

潜熱：2,114kJ/kg

フィルタ装置重量：90,000kg

フィルタ装置比熱：0.59kJ/(kg・K)

ベント時温度：150℃

室温：0℃

c. 最大水量の設定

金属フィルタが水没しないための水量 57.4t に対して、蒸気の凝縮により増加する水量（①+②）が 15.5t であることから、これを考慮して最大水量を約 39t と設定した。

$$57.4t - 15.5t = 41.9t \rightarrow 39t$$

(2) 最小水量について

ベント開始後 24 時間は運転員等による補給操作が不要となる水量は、ベンチュリスクラバにおける除去性能が確保できるベンチュリノズル頂部高さまでの水量に、ベント開始初期のスクラビング水を昇温させる際のベントガス中の水蒸気の凝縮等によるスクラビング水の増加、ベント開始後 24 時間にスクラビング水に捕集される放射性物質の発熱等によるスクラビング水の減少を考慮して設定している。

a. ベンチュリノズル頂部高さの水量

ベンチュリノズル頂部高さ（フィルタ装置下鏡底部から 1,325mm の位置）までの水量は、約 15.5t となる。

フィルタ装置水位の概略図を第 1 図に示す。

b. スクラビング水の増加量

ベントガス中の蒸気凝縮によりスクラビング水の増加量は、約 9.7t となる。

①スクラビング水を昇温させる際のベントガス中の蒸気の凝縮：約 7.1t

$$\text{①} = (\text{最小水量}) \times \{(\text{飽和水比エンタルピー}) - (\text{室温での水の比エンタルピー})\} \div (\text{潜熱})$$

②構造物を昇温させる際のベントガス中の蒸気の凝縮：約 2.6t

$$\text{②} = (\text{フィルタ装置重量}) \times (\text{フィルタ装置比熱}) \times \{(\text{ベント時温度}) - (\text{室温})\} \div (\text{潜熱})$$

c. スクラビング水の減少量

スクラビング水の蒸発によりスクラビング水の減少量は、約 27.9t となる。

③スクラビング水に捕集される放射性物質の発熱によるスクラビング水の蒸発（24時間）：約 19.9t

$$\textcircled{3} = (\text{放射性物質の発熱量}) \times (24\text{時間}) \div (\text{潜熱})$$

④フィルタ装置に流入するベントガスと流出するベントガスの保有エネルギー差によるスクラビング水の蒸発 (24 時間) : 約8.0t

$$\textcircled{4} = (\text{蒸気質量流量}) \times \{(\text{フィルタ装置入口側蒸気比エンタルピー}) - (\text{フィルタ装置出口側蒸気比エンタルピー})\} \times (24\text{時間}) \div (\text{潜熱})$$

なお、上記 b. , c. の計算においては、ベントガスがスクラビング水に与えるエネルギー量を包絡する値として、第2図に示すとおりベント開始後 24 時間までは、サブプレッション・チェンバの圧力が 310kPa [gage] で 24 時間一定であると仮定して評価する。

ここで

最小水量 : 35,000kg

飽和水比エンタルピー : 546kJ/kg

室温での水の比エンタルピー : 105kJ/kg

潜熱 : 2,174kJ/kg

フィルタ装置重量 : 90,000kg

フィルタ装置比熱 : 0.59kJ / (kg · K)

ベント時温度 : 130°C

室温 : 25°C

放射性物質の発熱量 : 500kW

蒸気質量流量 : 13.4kg/s

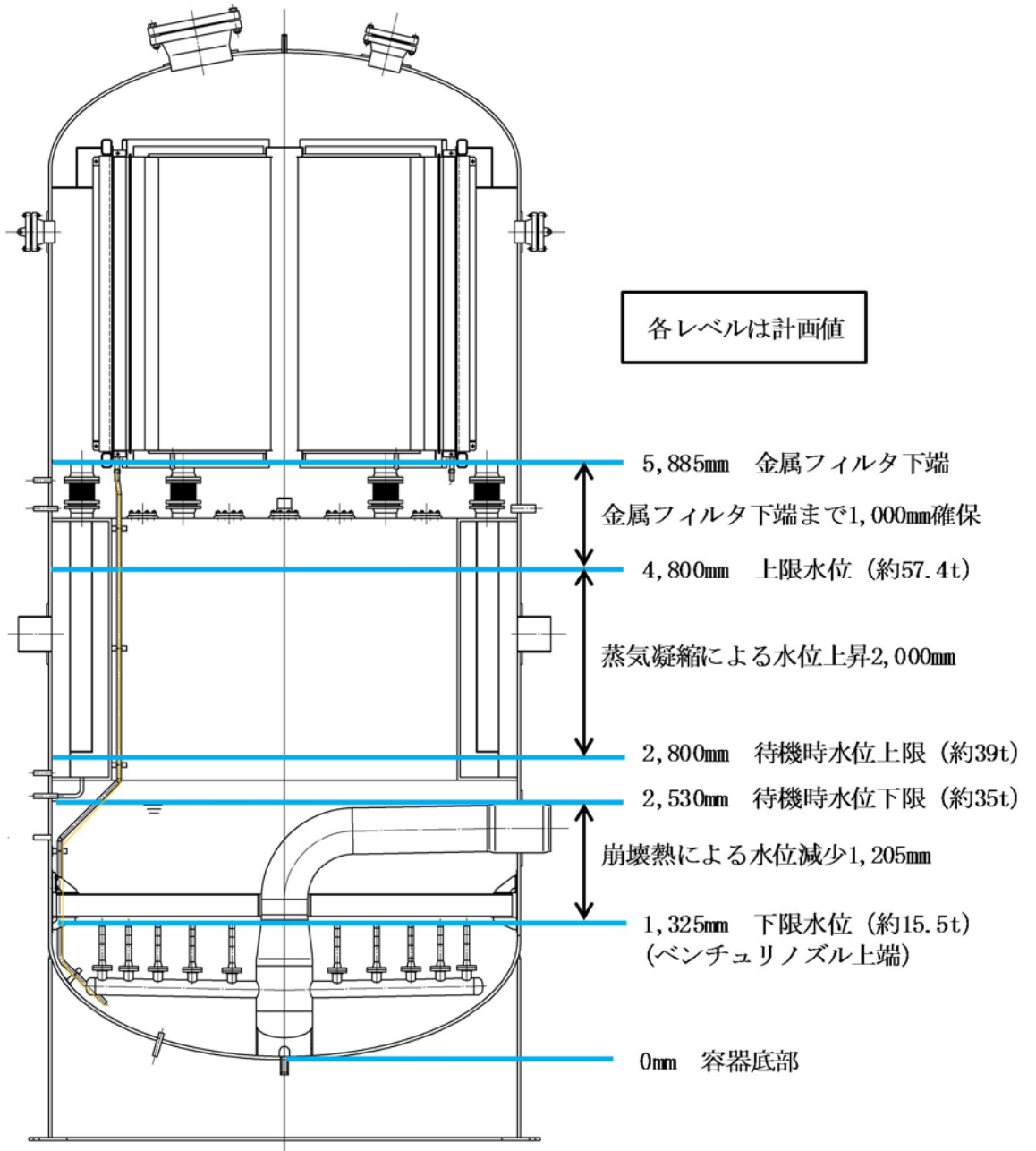
フィルタ装置入口側蒸気比エンタルピー : 2,735kJ/kg

フィルタ装置出口側蒸気比エンタルピー : 2,720kJ/kg

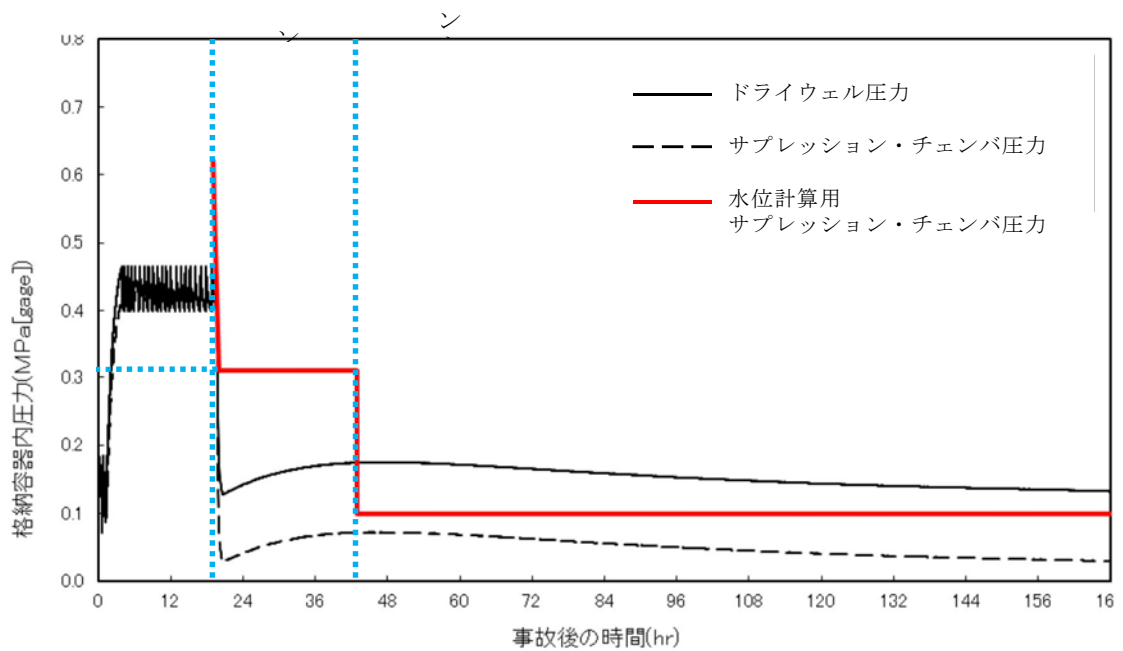
d. 最小水位の設定

以上を考慮し、待機時の最小水量は約 35t とする。

$$15.5t - 9.7t + 27.9t = 33.7t \rightarrow 35t$$



第1図 フィルタ装置水位の概略図



第2図 ベント時の圧力推移図（水位計算時）

（参考）想定事故におけるスクラビング水位の挙動について

有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」におけるフィルタ装置内の発熱量を用いたスクラビング水の水位挙動を評価する。

(1) 評価条件

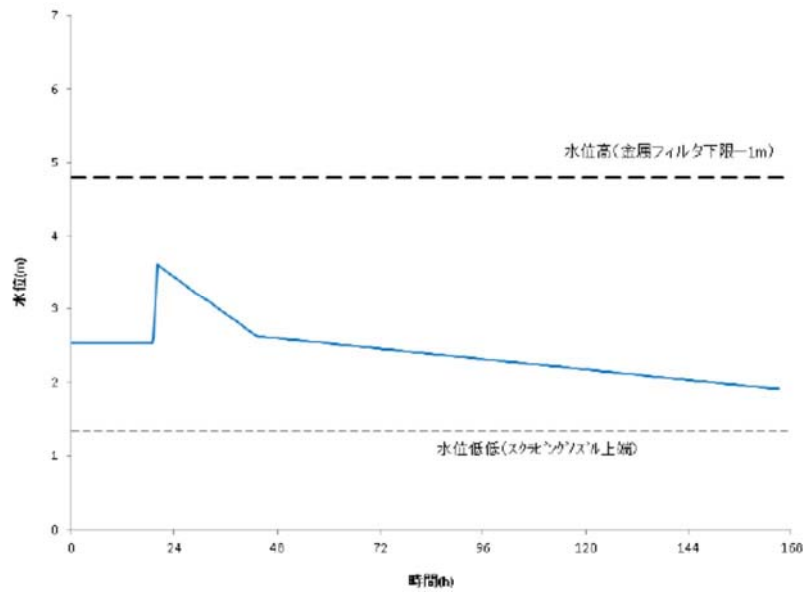
- ・初期水位：2,530 mm（初期水位低）
- ・室温：25℃（系統待機時），65℃（ベント運転中）
- ・ベント時の格納容器圧力：第2図のとおり
- ・フィルタ装置内発熱量： 4×10^{-4} kW（W/Wベント）

20kW※（D/Wベント）

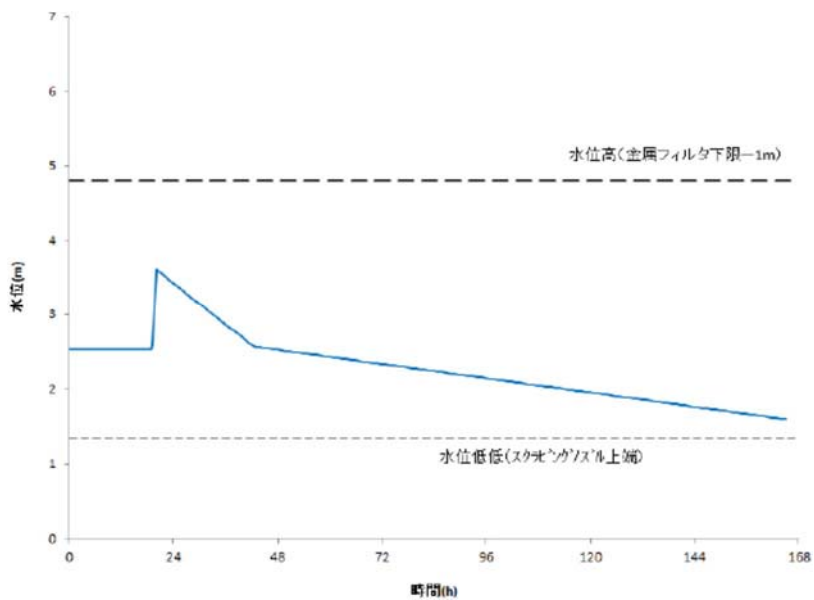
※19時間ベントの解析結果にNUREG補正をした値（約15kW）に余裕を考慮した値

(2) 評価結果

スクラビング水位の挙動を第3図に示す。ベント後もスクラビング水位は最高水位、最低水位に至らず、想定事故においては事象発生後7日間(168時間)運転員による水の補給操作は不要となる。



W/Wベントの場合



D/Wベントの場合

第3図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」におけるベント時のスクラビング水位の変化

(参考) スクラビング水スロッシングの影響について

格納容器フィルタベント設備であるスクラバ容器について、地震時にスロッシングが発生することで、スクラビング水が金属フィルタ下端まで到達する可能性がある。そこで、保守的な評価となるハウスナー理論を用いてスロッシング高さを評価した。

ハウスナー理論により、スロッシング高さ d_{\max} は以下のように算出できる。

$$d_{\max} = \frac{0.408 \cdot R \cdot \coth\left(1.84 \frac{h}{R}\right)}{\frac{g}{\omega_N^2 \cdot \theta_h \cdot R} - 1} = 830 [\text{mm}]$$

ここで、

$$\omega_N = \sqrt{\frac{1.84}{R} \cdot g \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right)} = 2.8 [\text{s}^{-1}]$$

$$\theta_h = 1.534 \cdot \frac{S_A}{\omega_N^2 \cdot R} \cdot \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right) = 0.26$$

R : フィルタ装置容器半径 (内径) 2,300 [mm]

h : スクラビング水上限水位 4,800 [mm]

g : 重力加速度 9,806.65 [mm/s²]

S_A : 応答加速度 3,000 [mm/s²]

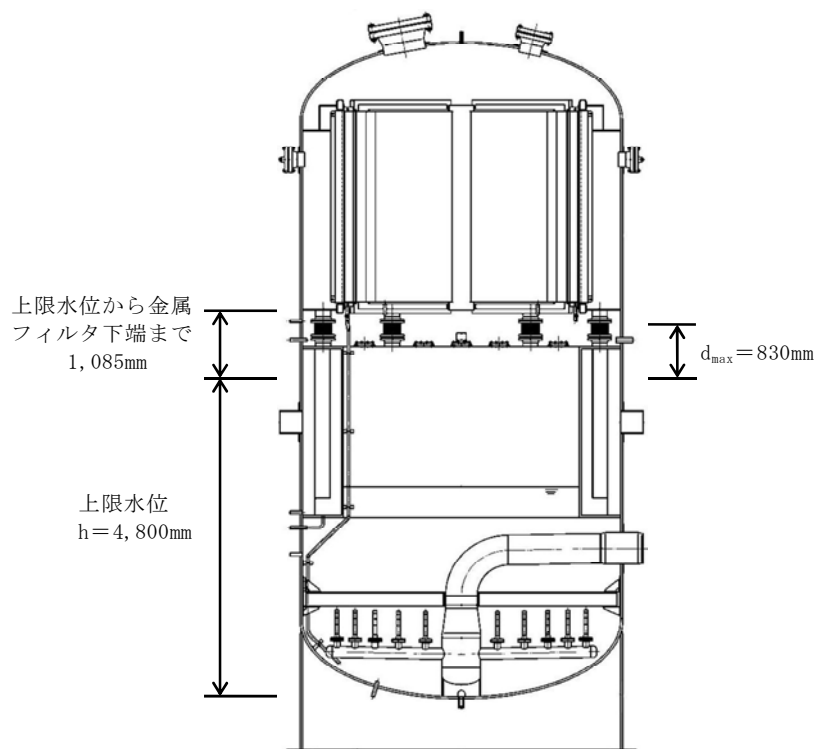
(原子炉建屋の地震動S_sから保守的に設定)

金属フィルタは上限水位から1,085mm上方に設置しており、スロッシング高さは最大でも830mmと算出されることから、スクラビング水は金属フィルタ下端まで到達しない。評価結果を第1図に示す。

なお、ベントガスはフィルタ容器の上方から金属フィルタに導かれ、スロッシングで発生する飛沫 (液滴) が金属フィルタに流入しがたい構造となっており、さらに、金属フィルタには飛沫 (液滴) を除去する湿分分離

機構が設置されている。

また、スロッシング水位が下限水位時にスロッシングが発生すると、ベンチュリノズルは一部気層部に露出し、性能が一時低下するが、露出している時間は格納容器ベント実施時間と比較して非常に小さく、さらにベンチュリスクラバの後段には金属フィルタも設置していることから、格納容器弁ベントにより放出される放射性物質のトータル量に影響を与えるものではないと考える。



第4図 スクラビング水スロッシング評価結果

手順のリンク先について

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.5.2.2(1) a. (b) フィルタ装置スクラビング水補給

- ・水源から接続口へのフィルタ装置スクラビング水補給として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順

<リンク先> 1.13.2.1(2) a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

1.13.2.1(4) a. 北側淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

1.13.2.1(5) a. 高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

2. 1.5.2.2(1) a. (e) フィルタ装置スクラビング水移送

- ・水源から接続口へのフィルタ装置スクラビング水移送として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順

<リンク先> 1.13.2.1(2) a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

1.13.2.1(4) a. 北側淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

1.13.2.1(5) a. 高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

3. 1.5.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

- ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉の除熱手順

- <リンク先> 1.4.2.1(3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱
- 1.4.2.3(2) a . (a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱
- ・残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）及び代替循環冷却系による原子炉格納容器内の冷却手順
- <リンク先> 1.6.2.1. (1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱
- 1.6.2.1. (2) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱
- 1.6.2.2. (1) a . (a) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱
- 1.6.2.2. (2) a . (a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の原子炉格納容器内の除熱
- 1.6.2.2. (2) a . (b) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後のサブプレッション・プール水の除熱
- 1.6.2.3. (1) a . (a) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱
- 1.6.2.3. (2) a . (a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の原子炉格納容器内の除熱

1.6.2.3.(2)a.(b) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後のサブプレッション・プール水の除熱

・水源から接続口までの可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順

<リンク先> 1.13.2.1(2)a. 代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

1.13.2.1(4)a. 北側淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

1.13.2.1(5)a. 高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

1.13.2.1(9)a. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水

・代替淡水貯槽に補給する手順

<リンク先> 1.13.2.2(1)a. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）

・残留熱除去系海水ポンプ，緊急用海水ポンプ，移送ポンプ，電動弁及び監視計器への電源供給手順

<リンク先> 1.14.2.1(1)a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.1(1)b. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.2(1)b. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.3(1)a. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(1) b. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2) a. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.3(2) b. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

- ・可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型窒素供給装置，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車への燃料給油手順

<リンク先> 1.14.2.5(1) a. 可搬型設備用軽油貯蔵タンクから各機器への給油

1.14.2.5(1) b. 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

- ・操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順

<リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失時の手順

1.15.2.2 計測に必要な電源が喪失した場合の手順