

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

< 目 次 >

1.1.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備
 - (a) 原子炉緊急停止
 - (b) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制
 - (c) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制
 - (d) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止
 - (e) ほう酸水注入
 - (f) 原子炉水位低下による原子炉出力抑制
 - (g) 制御棒挿入
 - (h) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - b. 手順等

1.1.2 重大事故等時の手順

1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

- (1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）
- (2) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」
- (3) 重大事故等時の対応手段の選択

1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.1.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.1.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.1.3 原子炉スクラム信号一覧表

添付資料1.1.4 原子炉出力ーサプレッション・プール水温度相関曲線

添付資料1.1.5 代替制御棒挿入機能 概要図

添付資料1.1.6 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 概要図

添付資料1.1.7 重大事故対策の成立性

1. 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

(1) スクラム・パイロット弁計器用空気系排気

(2) スクラム個別スイッチによる制御棒挿入

(3) 制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁による排水

添付資料1.1.8 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

2. 操作手順の解釈一覧

添付資料1.1.9 中性子束振動が発生した場合の対応について

添付資料1.1.10 サプレッション・プール水温度における設定根拠の考え方に
ついて

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

【要求事項】

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

【解釈】

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

判断基準を明確に定めること。

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

(3) PWR

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

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

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

1.1.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

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

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

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

※1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

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

※2 自主対策設備

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

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

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手

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

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

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 原子炉緊急停止

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

- ・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）^{※1}を確認できない場合は，中央制御室からの手動操作により代替制御棒挿入機能を作動し，全制御棒を挿入することで原子炉を緊急停止

する。

代替制御棒挿入機能による制御棒挿入で使用する設備は以下のとおり。

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

※1：冷温停止を達成するために全制御棒を挿入しなければならない制御棒位置。

(b) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制

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

i) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制

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

選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 制御棒
- ・ 制御棒駆動機構

・制御棒駆動系水圧制御ユニット

(c) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

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

i) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

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

原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制で使用する設備は以下のとおり。

・A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

(d) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止

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

i) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止

上記「1.1.1(2) a . (c) i) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」により原子炉出力を抑制した後、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動を阻止し、原子炉の自動による減圧により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「ほう酸水注入系起動領域」に近接している場合に、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^{※2}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

※2：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1.1.9)

(f) 原子炉水位低下による原子炉出力抑制

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

i) 原子炉水位低下による原子炉出力抑制

上記「1.1.1(2) a . (c) i) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」を実施しても、原子炉の出力が高い場合又は原子炉が隔離状態である場合は、中央制御室からの手動操作により原子炉圧力容器内の水位を低下させることで、原子炉内の冷却材の自然循環に必要な水頭圧が低下し自然循環流量が減少する。この結果、原子炉内のボイド率が上昇することにより原子炉の出力を抑制する。

原子炉水位低下による原子炉出力抑制で使用する設備は以下のとおり。

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

(g) 制御棒挿入

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

i) 制御棒手動挿入

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

制御棒手動挿入で使用する設備は以下のとおり。

- ・制御棒

(h) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

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

「1.1.1(2) a. (d) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止」で使用する設備のうち、自動減圧系の起動阻止ス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（設計基準拡張）として位置づける。

「1.1.1(2) a. (g) 制御棒挿入」で使用する設備のうち、制御棒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。

- ・タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、原子炉への注水量の調整が可能であれば、原子炉水位を低下させることができ、原子炉の出力抑制をする手段として有効である。なお、原子炉隔離時冷却系ポンプ又は高圧炉心スプレイ系ポンプによる原子炉注水が行われている場合は、これらの系統による原子炉水位制御を優先する。

b. 手順等

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

この手順は、ATWS時における運転員等※1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）

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

（添付資料1.1.2）

1.1.2 重大事故等時の手順

1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

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

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

a. 手順着手の判断基準

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。

b. 操作手順

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、全制御棒全挿入ランプの点灯及び原子炉出力の低下により確認する。

タイムチャートを第1.1-2図に示す。

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

発電長に報告する。

⑤発電長は、運転員等に原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えるように指示する。

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

⑦発電長は、運転員等に上記④及び⑥の操作を実施しても全制御棒が全挿入位置とならず、最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）まで挿入されない場合は、ATWSと判断し、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1名にて実施した場合、作業開始を判断してから原子炉制御「反応度制御」への移行まで2分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(2) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

ATWS発生時に、原子炉を安全に停止させる。

a. 手順着手の判断基準

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。

なお、制御棒位置指示が確認できない場合においても、原子炉制御「反応度制御」に移行する。

b. 操作手順

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。手順の成功は、制御棒位置表示が挿入されていることを示し、かつ原子炉出

力が低下していることにより確認する。

概要図を第1.1-3図に、タイムチャートを第1.1-4図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、平均出力領域計装指示値が3%以上の場合に、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制操作を指示する。
- 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する。なお、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停止し、発電長に報告する。
- ③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。
- ④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。
- 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後、原子炉制御「反応度制御」「S L C」、水位、「C R」の操作を同時に行うことを指示する。同時に行うことが不可能な場合は、原子炉制御「反応度制御」「S L C」、水位、「C R」の順で優先させる。
- ⑥発電長は、運転員等にサプレッション・プール水の温度が「ほう酸水注入系起動領域」に近接している場合又は中性子束振動が確認された場合、ほう酸水注入系の起動操作を指示する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、ほう酸水注入ポンプA（又はB）の起動操作（ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「S Y S A」位

置（B系を起動する場合は「SYS B」位置）にすることで、ほう酸水貯蔵タンク出口弁及びほう酸水注入系爆破弁が開となり、ほう酸水注入ポンプが起動し、原子炉へほう酸水を注入する。）を実施し、原子炉内にほう酸水が注入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。

- ⑧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。
- ⑨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。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、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%以上の場合は、給水系、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、原子炉压力容器内の水位を低下させることで原子炉出力を3%未満に維持し、発電長に報告する。

原子炉出力を3%未満に維持できない場合は、原子炉压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。

- ⑪発電長は、サブプレッション・プール水温度指示値が106℃に近接している場合に、運転員等に原子炉隔離時冷却系ポンプの停止操作を指示する。
- ⑫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ポ

ンプの停止操作を実施し、原子炉隔離時冷却系ポンプの停止後は、給水系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉圧力容器内の水位が維持されていることを確認し、発電長に報告する。

⑬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、手動により代替制御棒挿入機能を作動させる。
 - ii) 中央制御室にて、手動により選択制御棒挿入機構を作動させる。
 - 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り手動スクラム操作を実施する。
 - iii) 中央制御室にて、原子炉圧力容器内の圧力と制御棒駆動水圧系駆動水圧力の差圧を確保し、制御棒を手動挿入する。原子炉圧力容器内の圧力と制御棒駆動水圧系駆動水圧力の差

圧が確保できない場合は、制御棒駆動水ポンプの予備機起動又は原子炉建屋原子炉棟にて、アキュムレータ充填水ヘッド元弁を閉にする。

iv) 原子炉建屋原子炉棟にて、制御棒駆動水圧系の引抜配管ベント弁から排水し、制御棒を手動挿入する。

⑭発電長は、運転員等に上記⑬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。

⑮運転員等は、全制御棒全挿入位置又は全制御棒の最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）までの挿入に成功した場合に、ほう酸水注入ポンプA（又はB）を停止し、発電長に報告する。

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

c. 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等2名、現場対応を運転員等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の操作における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、制御棒手動挿入操作完了：329分以内

また、現場での操作における所要時間は以下のとおり。

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

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

(添付資料1.1.4, 添付資料1.1.5, 添付資料1.1.6,
添付資料1.1.7, 添付資料1.1.10)

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.1-5図に示す。

運転時の異常な過渡変化の発生時に、原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず、全制御棒が原子炉へ全挿入されない場合、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」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」位置へ切り替えを実施しても全制御棒が全挿入又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）まで挿入されない場合は、原子炉停止機能喪失と判断する。非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」対応に従い、原子炉出力が3%以上の場合は、原子炉再循環ポンプを手動停止させ、原子炉出力の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、サプレッション・プール水の温度が「ほう酸水注入系起動領域」に近接している場合、又は中性子束振動が確認された場合には、原子炉を未臨界へ移行させるため、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、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。

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には、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には、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には、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、制御棒を手動にて挿入する。

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

1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

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

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

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

第1.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処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処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書 ^{※1}
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	原子炉手動スクラム	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	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 原子炉制御「スクラム」(原子炉出力)
			関連設備	手動スクラム・スイッチ ^{※2} 原子炉モード・スイッチ「停止」 ^{※2}	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: 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、重大事故等対処設備とは位置づけない。

※3: 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。

※4: 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。

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

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／8）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	代替制御棒挿入機能による制御棒挿入	主要設備	ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）※3、※4 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 重大事故等対処設備（設計基準拡張）
			関連設備	非常用交流電源設備※5 燃料補給設備※5	

※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：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，重大事故等対処設備とは位置づけない。

※3：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。

※4：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。

※5：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3／8）

（フロントライン系故障時）

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

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

※2：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，重大事故等対処設備とは位置づけない。

※3：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。

※4：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。

※5：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4／8）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	主要設備	ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）※4	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」
			関連設備	非常用交流電源設備※5 燃料補給設備※5	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

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

※2：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，重大事故等対処設備とは位置づけない。

※3：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。

※4：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。

※5：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5／8）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	主要設備	自動減圧系の起動阻止スイッチ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース）原子炉制御「反応度制御」
			関連設備	非常用交流電源設備※5 燃料補給設備※5	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

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

※2：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，重大事故等対処設備とは位置づけない。

※3：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。

※4：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。

※5：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6／8）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	ほう酸水注入	主要設備	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース）原子炉制御「反応度制御」
			関連設備	ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※5 燃料補給設備※5	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

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

※2：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，重大事故等対処設備とは位置づけない。

※3：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。

※4：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。

※5：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（7／8）

（フロントライン系故障時）

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

※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：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，重大事故等対処設備とは位置づけない。

※3：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。

※4：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。

※5：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8／8）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	制御棒手動挿入	主要設備	制御棒	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース）原子炉制御「反応度制御」
			関連設備	スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁 スクラム個別スイッチ 制御棒駆動系 制御棒手動操作系	自主対策設備	

※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：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，重大事故等対処設備とは位置づけない。

※3：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。

※4：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。

※5：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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。
 ※4: 原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1.3 参照。

監視計器一覧 (2/3)

対応手順		重大事故等の対応に必要となる監視項目	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 高圧炉心スプレイ系系統流量※1 原子炉隔離時冷却系系統流量※1
		補機監視機能	タービン駆動給水ポンプ吐出圧力 電動駆動給水ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。
 ※4: 原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1.3 参照。

監視計器一覧 (3/3)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御「反応度制御」		
代替制御棒挿入機能による制御棒挿入	操作	プラント停止状態 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系※ ²
		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
制御棒手動挿入	操作	プラント停止状態 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系※ ²
		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ダ差圧

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※³: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

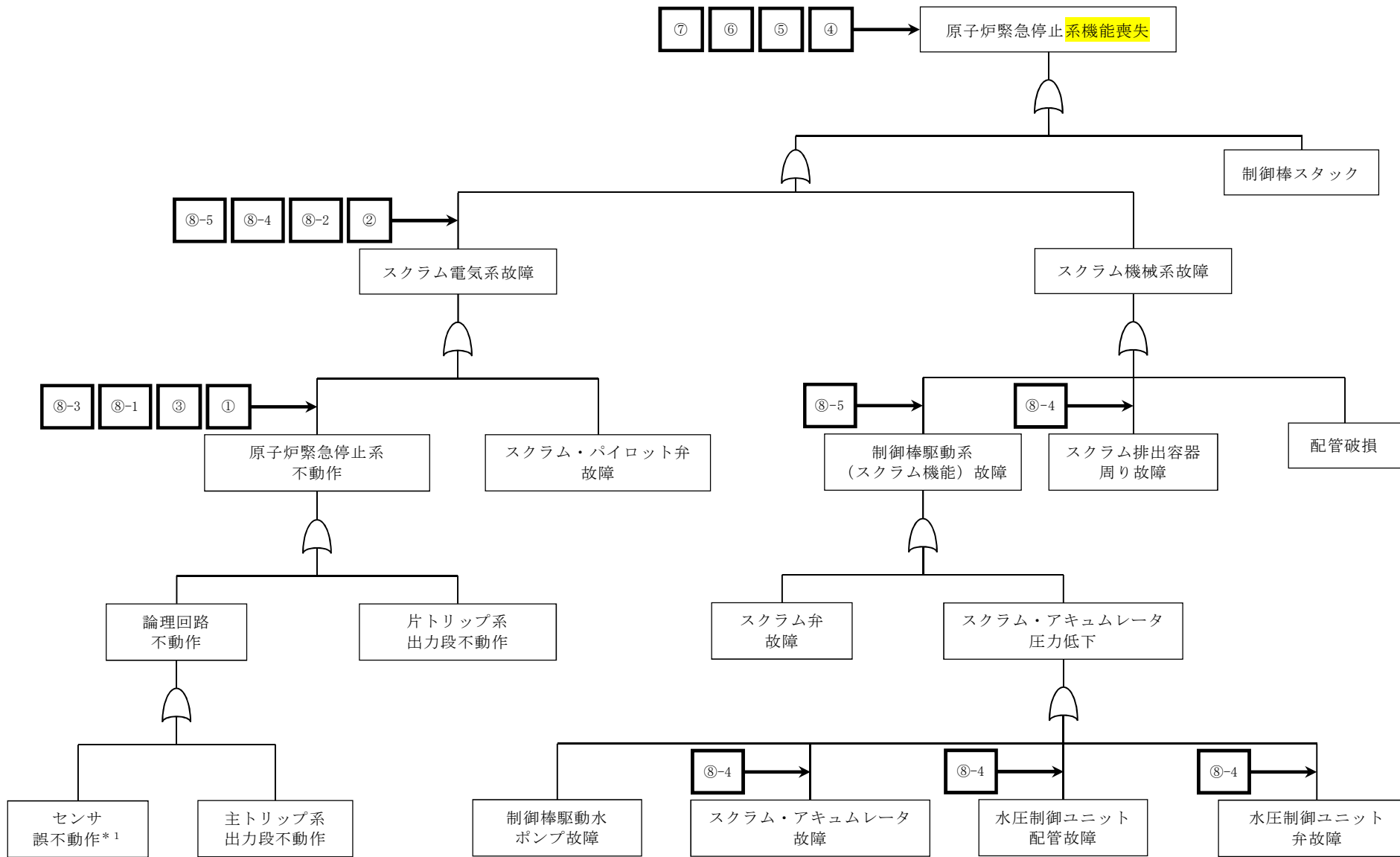
※⁴: 原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1.3 参照。

第1.1-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

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

- ◡ : AND 条件
- ◤ : OR 条件
- : フロントライン系
- : フロントライン系の代替設備・手段による対応



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

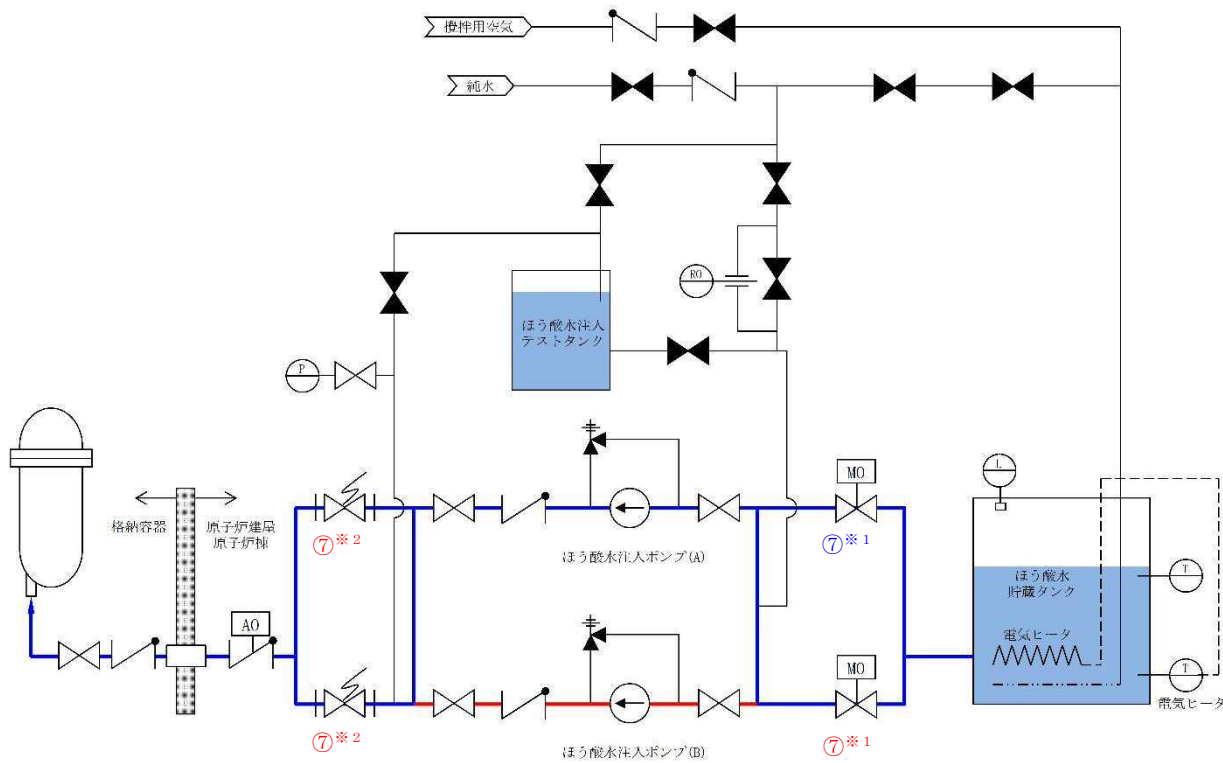
*1: 誤不動作とは、計測及び制御設備がトリップ信号を出力すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、トリップ信号を出力しない状態、又は、そのような状態が発生すると推定される状態。
 注1: サポート系故障 (駆動源喪失) は、原子炉緊急停止系の電源又は計器用空気が喪失することにより制御棒が挿入されることから想定しない。

第 1.1-1 図 機能喪失原因対策分析

		経過時間(分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要員数	事象発生 2分 「反応制御」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

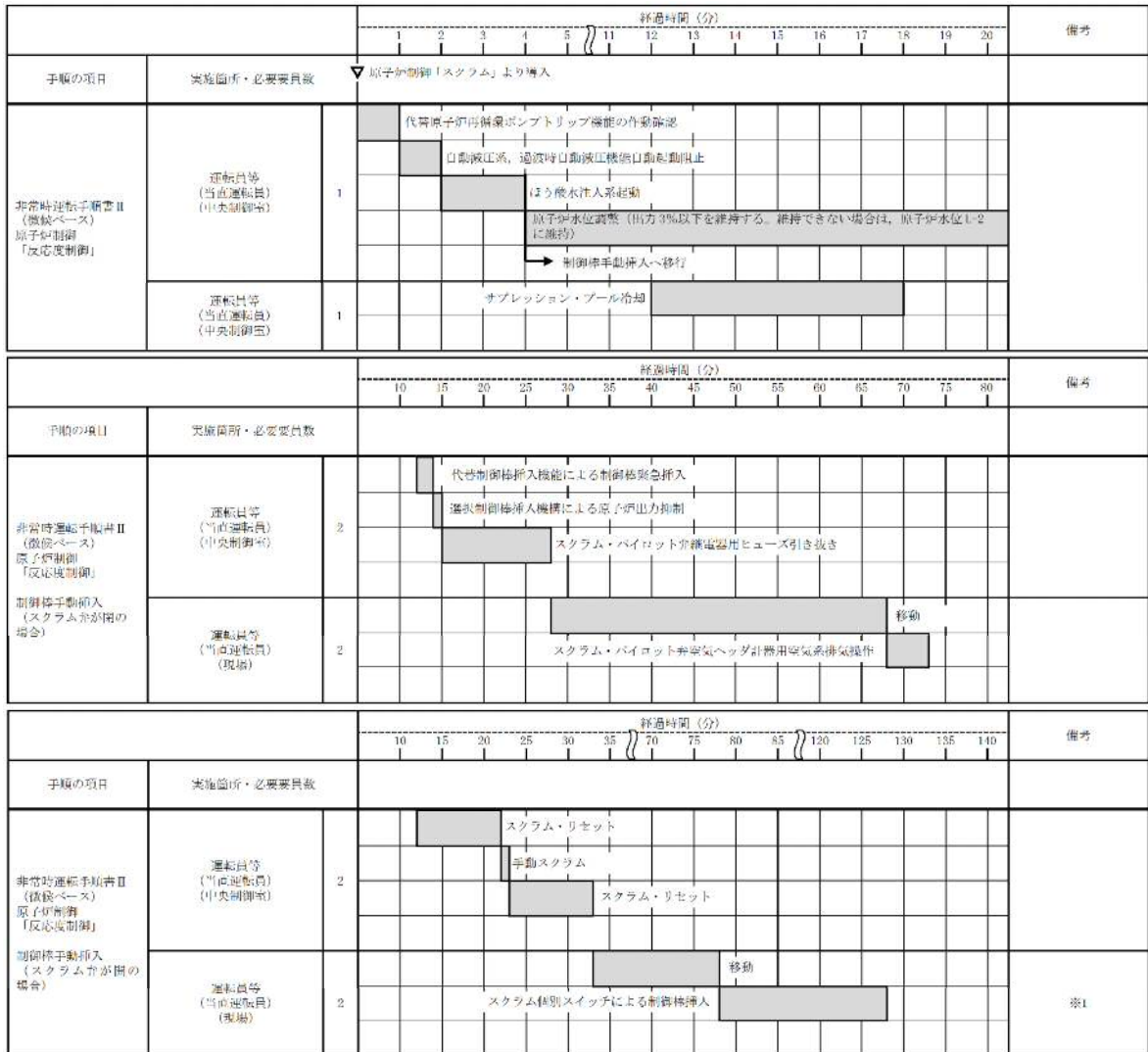


- (凡例)
- : ポンプ
 - : 空気作動弁
 - : 電動弁
 - : 逆止弁
 - : 爆破弁
 - : 手動弁
 - : ほう酸水注入ポンプ (A) 使用した場合
 - : ほう酸水注入ポンプ (B) 使用した場合

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

記載例 ① : 操作手順番号を示す。
 ※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

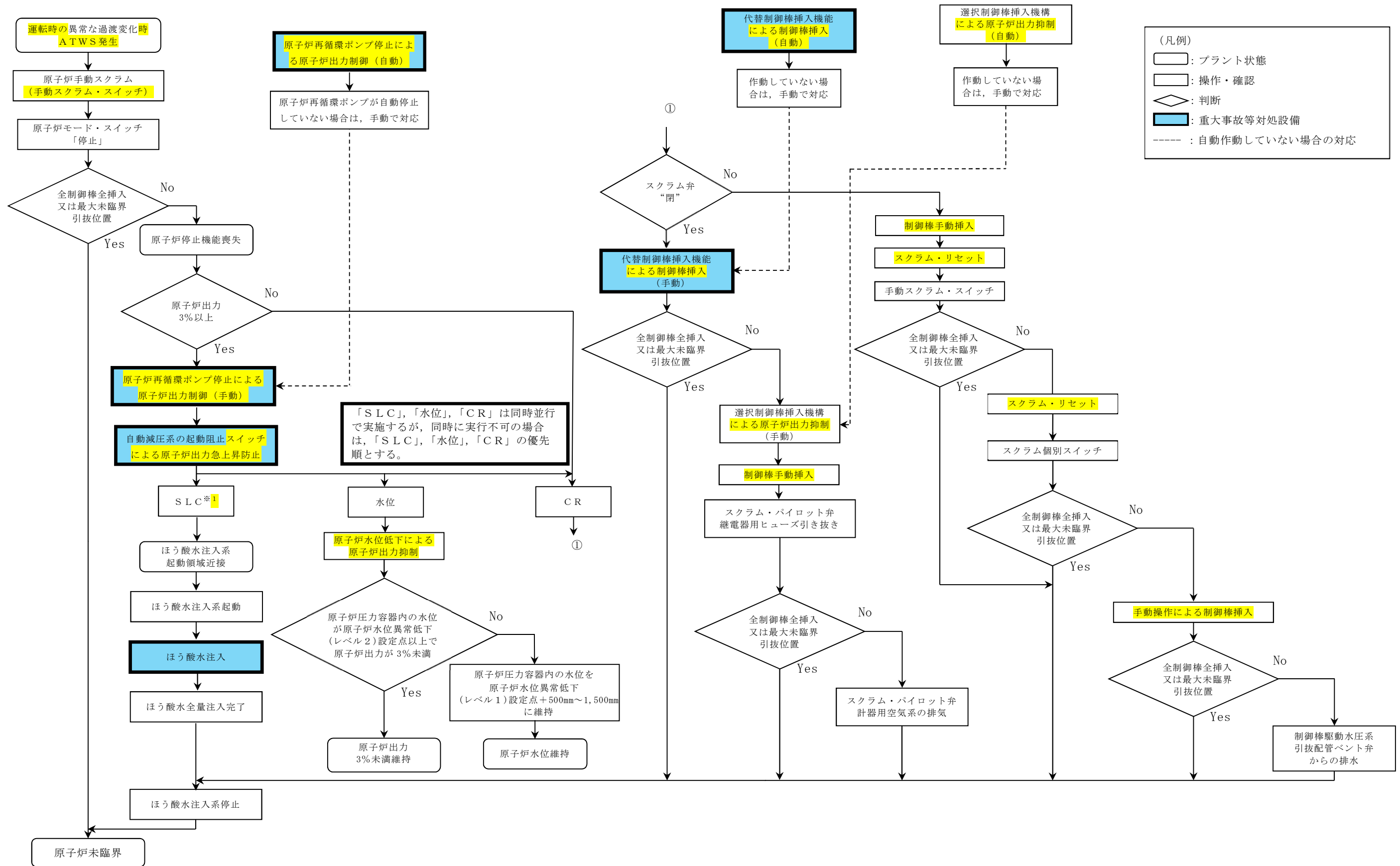
第 1.1-3 図 ほう酸水注入ポンプによるほう酸水注入 概要図



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

第 1.1-4 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: 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 1.1-5 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、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。</p>	⑧
<p>b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備(SLCS)を起動する判断基準を明確に定めること。</p>	④	<p>c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備(SLCS)を整備すること。</p>	<p>c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備(SLCS)を整備すること。</p>	⑨
<p>c) 発電用原子炉を緊急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 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

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

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/6)

■: 重大事故等対処設備 ■: 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

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

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/6）

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

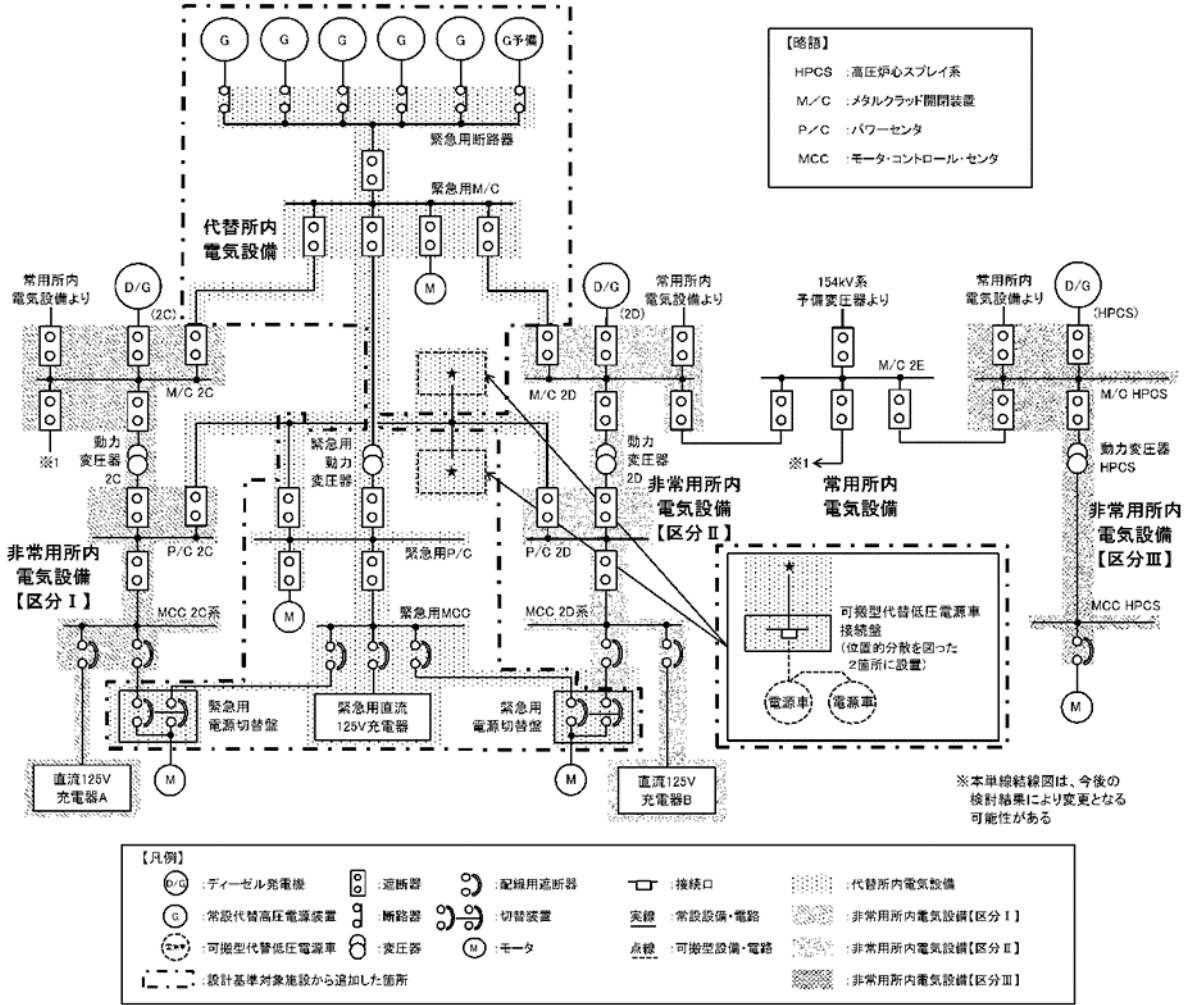
技術的能力審査基準（1.1）	適合方針
<p>（1）沸騰水型原子炉（BWR）及び加圧水型原子炉（PWR）共通</p> <p>a）上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合においても、手動により原子炉を緊急停止する手段として、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒挿入による原子炉の緊急停止に必要な手順等を整備する。</p>
<p>（2）BWR</p> <p>a）上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSのおそれがある場合に、原子炉再循環ポンプが自動停止しない場合は、原子炉出力を制御する手段として、手動によるATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を作動させること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において、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。

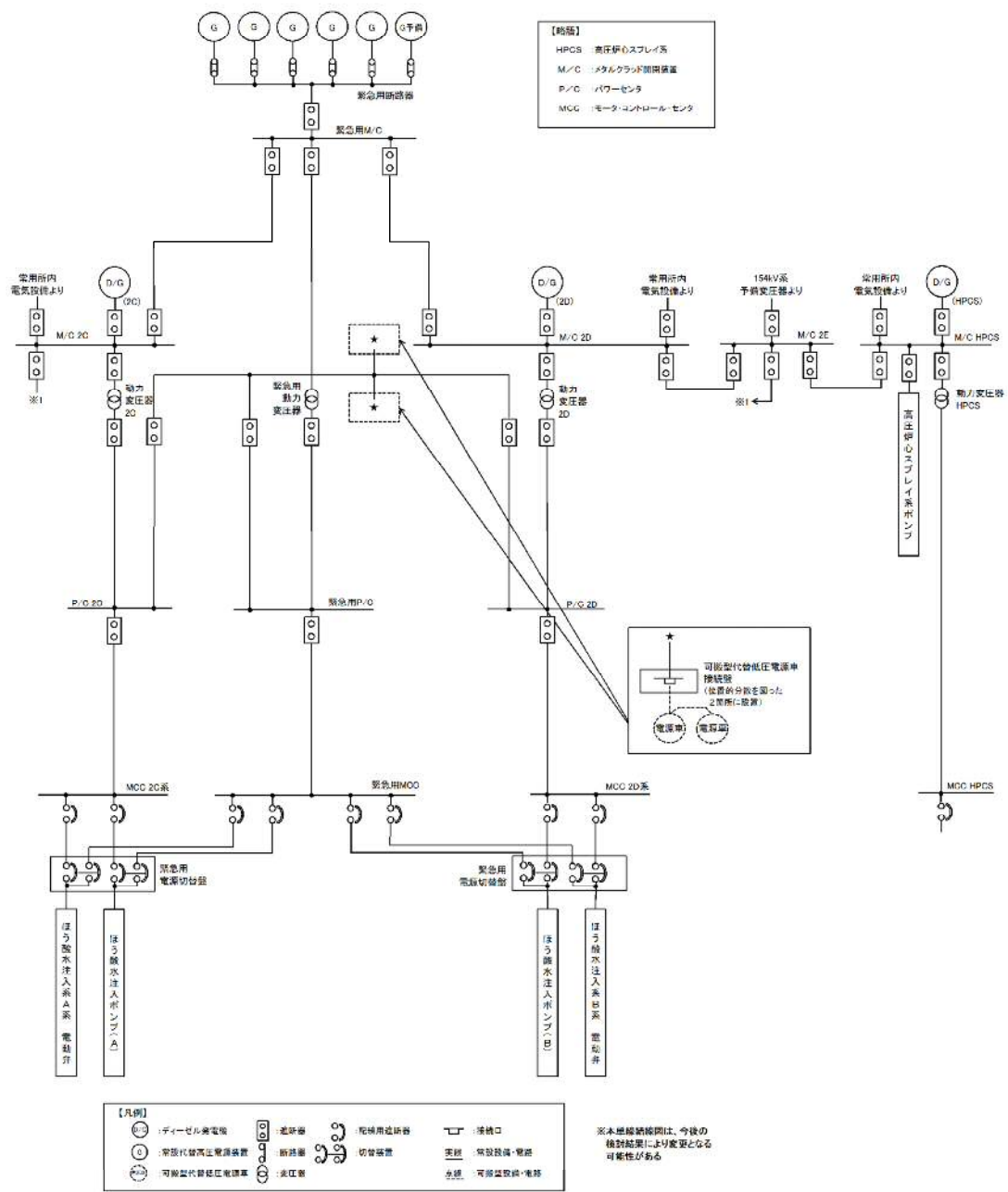
審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/6)

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>—</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>—</p>

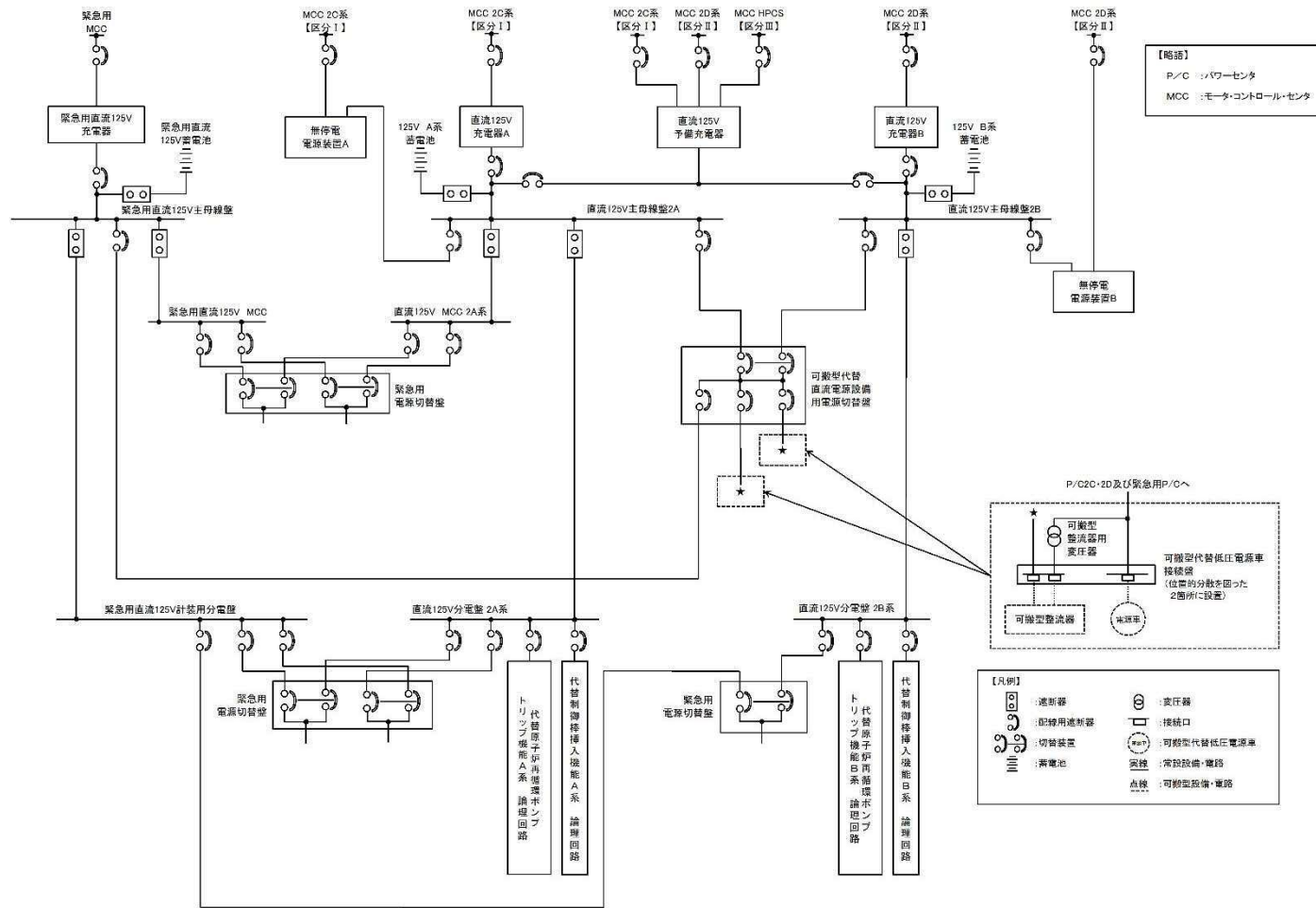
※1：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



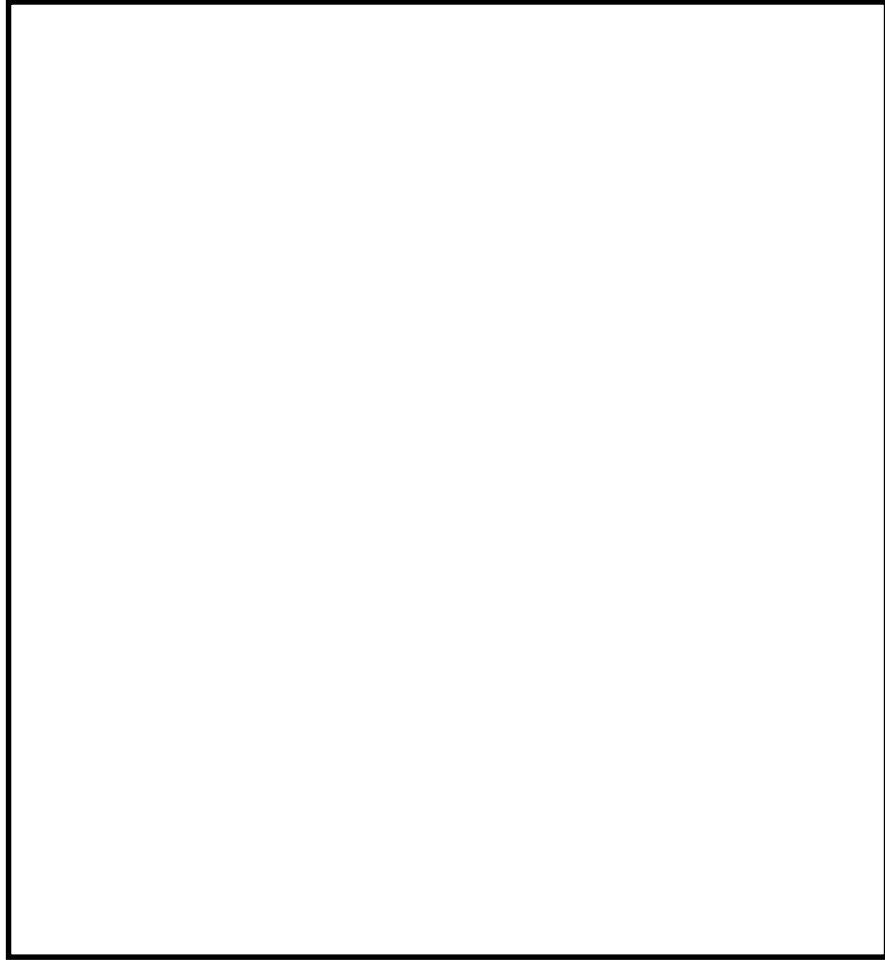
第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）

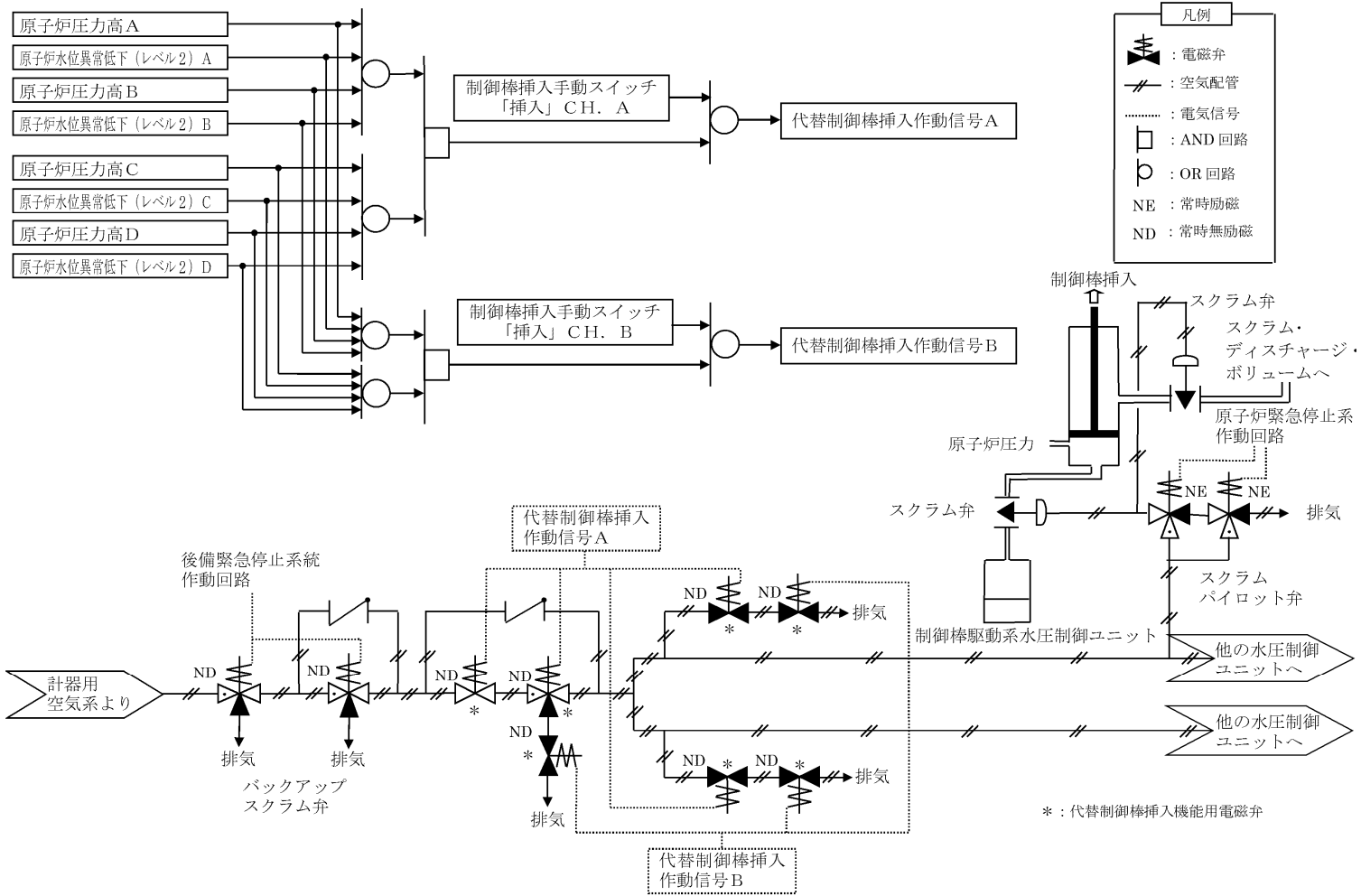
第1表 原子炉スクラム信号一覧表

--

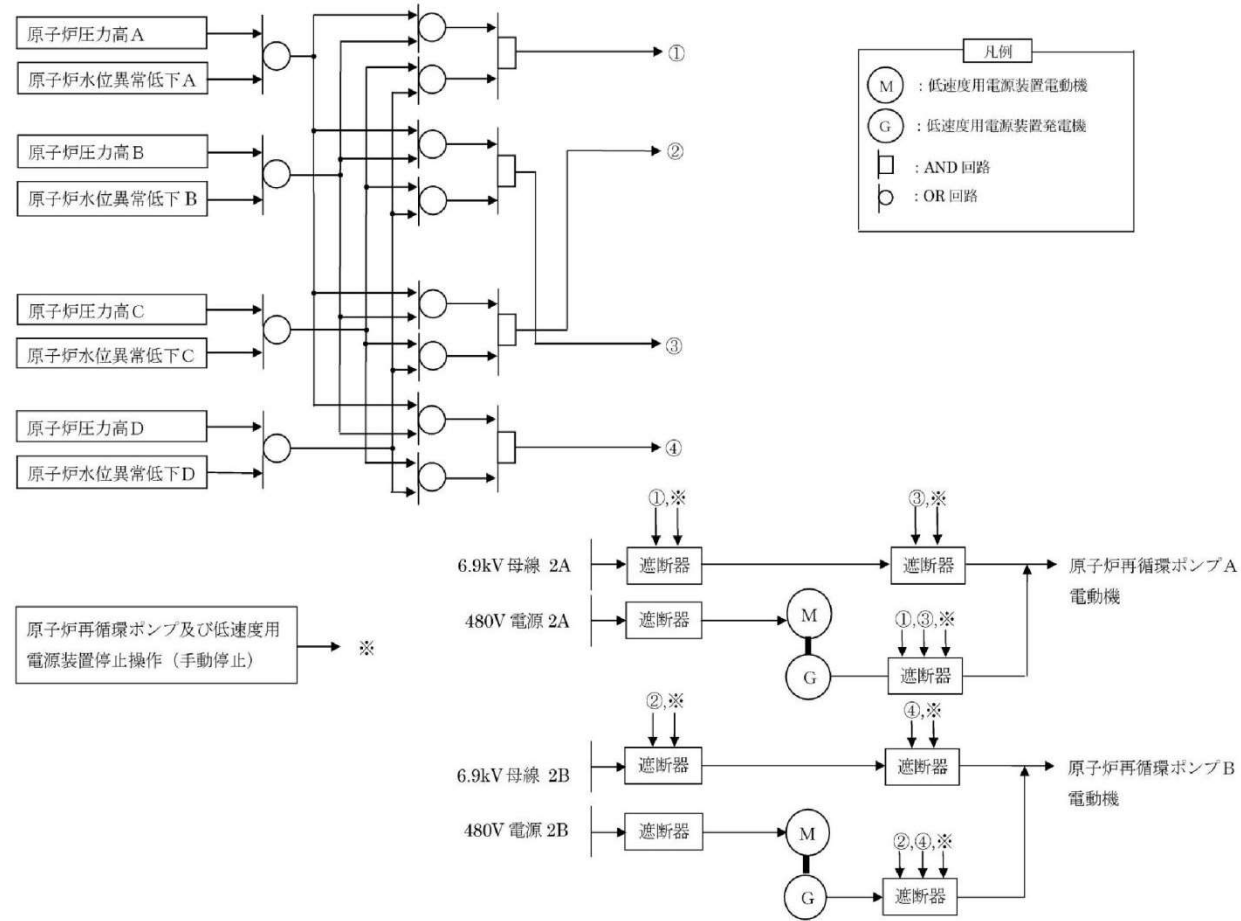


注：S L Cはほう酸水注入系を，S / Pはサプレッション・プールを示す。

第1図 原子炉出力-サプレッション・プール水温度相関曲線



第 1 図 代替制御棒挿入機能 概要図



第 1 図 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 概要図

重大事故対策の成立性

1. 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

(1) スクラム・パイロット弁計器用空気系排気

a. 操作概要

A T W S が発生した場合に、現場に設置してあるスクラム・パイロット弁計器用空気系配管内の計器用空気を排出することでスクラム弁ダイアフラムの空気圧を喪失させることでスクラム弁を開とし、制御棒をスクラム動作させる。

b. 作業場所



c. 必要要員数及び操作時間

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

必要要員数 : 2名（運転員等2名）

所要時間目安 : 73分以内

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）を装備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。

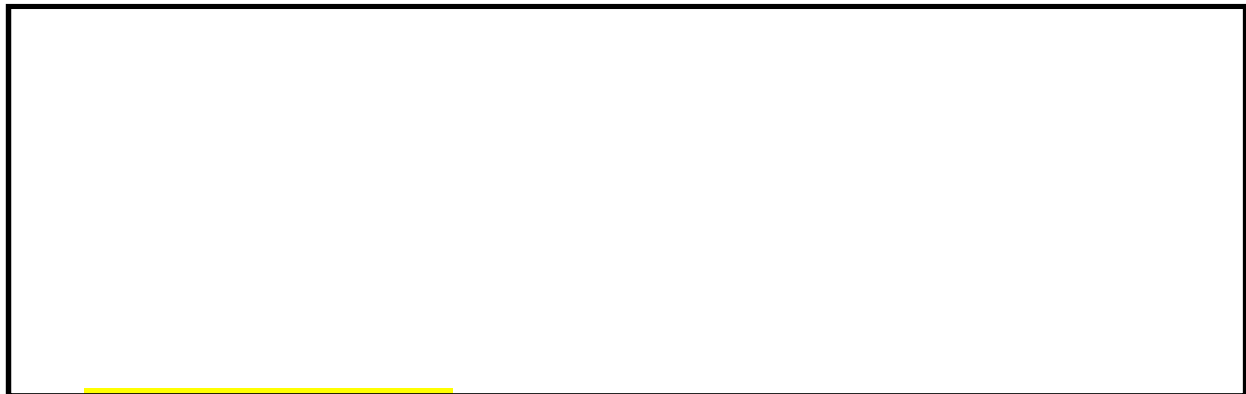
操作性 : 通常の弁操作であり, 容易に操作可能である。また, 操作対象弁は通路付近であり, 操作性に支障はない。

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

A T W S が発生した場合に、現場に設置してあるスクラム個別スイッチを操作することでスクラム・パイロット弁を作動し、制御棒をスクラム動作させる。

b. 作業場所



c. 必要要員数及び操作時間

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

必要要員数 : 2名 (運転員等2名)

所要時間目安 : 128分以内

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) を装備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, P H S 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

A T W S が発生した場合に、現場に設置してある制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁を開とすることで、ピストン上部の冷却材を排水し、制御棒を作動させる。

b. 作業場所



c. 必要要員数及び操作時間

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

必要要員数 : 2名 (運転員等2名)

所要時間目安 : 982分以内

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) を装備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, P H S 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

解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

手順		判断基準記載内容	解釈
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。	—
	(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」	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 ^レ ない場合。	全制御棒全挿入ランプが未点灯，制御棒操作監視系にて全制御棒が“00”位置又は“02”位置でない

2. 操作手順の解釈一覧

手順		操作手順記載内容	解釈
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」	平均出力領域計装指示値が3%以上の場合	平均出力領域計装指示値が3%以上
		ほう酸水貯蔵タンク出口弁	—
		ほう酸水注入系爆破弁	—
		ほう酸水貯蔵タンク液位の低下	ほう酸水貯蔵タンク液位指示値が容量換算で16,840L以下（液位低警報値）
		ほう酸水の全量注入完了	ほう酸水貯蔵タンク液位指示値が容量換算で0L

中性子束振動が発生した場合の対応について

1. 中性子束振動が発生した場合の対応

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

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

2. 中性子束振動の判断基準について

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

サプレッション・プール水温度における設定根拠の考え方について

サプレッション・プール水温度における設定根拠の考え方について、以下に示す。

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

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

< 目 次 >

1.2.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

b. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

- (a) 高圧代替注水系による原子炉注水
- (b) 重大事故等対処設備

c. サポート系故障時の対応手段及び設備

- (a) 全交流動力電源喪失時及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水
- (b) 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧
- (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

d. 監視及び制御

- (a) 監視及び制御
- (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

e. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備

- (a) 重大事故等の進展抑制
- (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

f. 手順等

1.2.2 重大事故等時の手順

1.2.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

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

1.2.2.2 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 高圧代替注水系による原子炉注水

- a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動
- b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順

(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水

- a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動
- b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

(2) 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧

- 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 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

1.2.2.5 その他の手順項目にて考慮する手順

添付資料1.2.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.2.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.2.3 重大事故対策の成立性

1. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

(1) 高圧代替注水系現場起動

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（現場操作）

添付資料1.2.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

2. 操作手順の解釈一覧

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

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、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^で、発電用原子炉（以下「原子炉」という。）を冷却するための設計基準事故対処設備が有する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ー系による原子炉内高圧時における注水機能である。

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

1.2.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、原子炉を冷却し炉心の著しい損傷を防止するための設計基準事故対処設備として原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ及びサプレッション・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並びに重大事故等対処設備、重大事故等の進展を抑制するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

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

※1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

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

※2 自主対策設備

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

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

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

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

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

a. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

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

設計基準事故の対処に用いる水源はサブプレッション・プール又は復水貯蔵タンクであり、重大事故時に期待する水源はサブプレッション・プールである。復水貯蔵タンクは重大事故時において、サブプレッション・プ

ールの水位低下，又はサプレッション・プール水の温度上昇時に水源として使用可能であれば切り替える。

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

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・サプレッション・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の高圧注水系が故障により原子炉注水ができない場合には，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する手段がある。

中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は，現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する手段がある。

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

i) 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水

中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する設備は以下のとおり。

- ・常設高圧代替注水系ポンプ
- ・サブプレッション・プール

ii) 高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水

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) 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水」で使用する設備のうち、常設高圧代替注水系ポンプ及びサブプレッション・プールは重大事故等対処設備として位置づける。

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

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

(添付資料1.2.1)

以上の重大事故等対処設備により、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、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時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高圧注水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使用できない場合には、常設代替直流電源設備から給電される高圧代替注水系を中央制御室からの操作により起動し原子炉へ注水する手段がある。

また、中央制御室からの操作により高圧代替注水系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高圧代替注水系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) 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水

中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する設備は「1.2.1(2) b. (a) i) 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水」で選定した対応手段及び設備と同様である。

ii) 高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水

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設備は「1.2.1(2) b. (a) ii) 高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水」で選定した対応手段及び設備と同様である。

(b) 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧

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

i) 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設直流電源設備のうち直流125V充電器を受電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保し、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
- ・復水貯蔵タンク

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

ii) 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保し、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
- ・復水貯蔵タンク

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

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.2.1(2) c. (a) i) 高压代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水」及び「1.2.1(2) c. (a) ii) 高压代替注水系の現場操作による原子炉注水」として使用する設備における重大事故等対処設備の位置づけは、「1.2.1(2) b. (b) 重大事故等対処設備」と同様である。

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

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

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

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

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

(添付資料1.2.1)

以上の重大事故等対処設備により、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態で冷却機能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。

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。

・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、水源として使用する復水貯蔵タンクは原子炉隔離時冷却系の運転継続のための手段として有効である。

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には、原子炉水位を監視する手段がある。

また、原子炉へ注水するための高圧代替注水系の作動状況を確認する手段がある。

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

高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器

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

高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器

- ・原子炉水位（狭帯域，広帯域^{※1}，燃料域^{※1}，S A広帯域^{※1}，S A燃料域^{※1}）
- ・可搬型計測器
- ・高圧代替注水系ポンプ吐出圧力^{※1}

- ・ 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：中央制御室にて監視するが、現場においても監視可能。

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

（添付資料1.2.1）

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

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

- ・ 監視及び制御で使用する原子炉水位（狭帯域）及び現場計器

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

動時には、原子炉水位の監視及び制御を行う手段として有効である。

e. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備

(a) 重大事故等の進展抑制

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進展抑制

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

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

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

- ・ほう酸水注入ポンプ
- ・ほう酸水貯蔵タンク

ii) 制御棒駆動水圧系による進展抑制

復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉注水を実施する。

制御棒駆動水圧系により原子炉へ注水する設備は以下のとおり。

- ・制御棒駆動水ポンプ
- ・復水貯蔵タンク

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.2.1(2) e. (a) i) ほう酸水注入系による進展抑制」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も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。

- ・ほう酸水注入系（原子炉へ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ない。また、制御棒駆動水ポンプ等は耐震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抑制のための手段として有効である。

- f. 手順等

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

これらの手順は、運転員等^{※1}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）

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

（添付資料1.2.2）

1.2.2 重大事故等時の手順

1.2.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水

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

なお、原子炉圧力容器内の圧力低下により原子炉隔離時冷却系が停止した場合，又は原子炉圧力容器内の圧力低下により原子炉隔離時冷却系系統流量が確保できず，原子炉圧力容器内の水位低下が継続している場合に，原子炉隔離時冷却系を手動停止する。ただし，原子炉圧力容器内の水位が

原子炉水位異常低下（レベル1）設定点未満で、原子炉圧力容器内の圧力が確保された場合に、原子炉隔離時冷却系を起動し、原子炉圧力容器内の水位が燃料有効長頂部に到達するまでに原子炉への注水を開始する。

原子炉隔離時冷却系はサプレッション・プールを第一水源として用いるが、サプレッション・プールの水位低下、又はサプレッション・プールの温度上昇時に、原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵タンクに手動で切り替える。

水源の切り替えにおいては、運転中の原子炉隔離時冷却系を停止することなく水源の切り替えが可能である。

a. 手順着手の判断基準

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

b. 操作手順

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.2-4図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉隔離時冷却系の中央制御室からの操作による起動及び原子炉への注水開始を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、手動起動操作又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル2））により、原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁が開し、原子炉隔離時冷却系が起動したことを確認する。
- 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指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて、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、サブプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源を切り替える場合は、原子炉隔離時冷却系復水貯蔵タンク水供給弁の全開操作を実施後、原子炉隔離時冷却系サブプレッション・プール水供給弁を全閉とすることで水源の切り替えを実施する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員等1名により操作を実施する。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、自動起動（原子炉水位異常低下（レベル2）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により高圧炉心スプレイ系を起動し、サブプレッション・プールを水源とした原子炉への注水を実施する。

高圧炉心スプレイ系はサブプレッション・プールを第一水源として用いるが、サブプレッション・プールの水位低下、又はサブプレッション・プール水の温度上昇時に、高圧炉心スプレイ系の水源を復水貯蔵タンクに手動で切り替える。

水源の切り替えにおいては、運転中の高圧炉心スプレイ系を停止することなく水源の切り替えが可能である。

a. 手順着手の判断基準

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

b. 操作手順

高圧炉心スプレイ系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.2-5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の起動及び原子炉への注水開始を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、高圧炉心スプレイ系を手動起動操作、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）により起動し、高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁を開として原子炉注水を開始する。
- ③運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを高圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。
- ④発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するよう指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、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、サブプレッション・プールから復水貯蔵タンクへの水源を切り替える場合は、高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（復水貯蔵タンク）の全開操作を実施後、高圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁（サブ

レッション・プール) を全閉とすることで水源の切り替えを実施する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員等1名により操作を実施する。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

高圧注水系が機能喪失した場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉への注水を実施する。

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

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

(a) 手順着手の判断基準

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

手順の対応フローを第1.2-2図及び第1.2-3図に、概要図を第1.2-6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受電操作を実施し、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の表示灯が点灯したことを確認する。

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

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

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

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

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

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

⑨ 運転員等は中央制御室にて、高圧代替注水系タービン止め弁を開操作することにより、高圧代替注水系を起動する。

⑩ 運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを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指示する。

⑫ 運転員等は中央制御室にて、高圧代替注水系を起動又は停止することにより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2名にて実施した場合、作業開始を判断してから中央制御室からの高圧代替注水系起動による原子炉注水開始まで10分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

高圧注水系が機能喪失した場合において、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉注水を実施する。

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

障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

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

(a) 手順着手の判断基準

高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却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

高圧代替注水系現場起動による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.2-2図及び第1.2-3図に、概要図を第1.2-8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、運転員等に現場手動操作による高圧代替注水系起動の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、可搬型計測器の接続を実施し、原子炉水位指示値を確認する。
- ③運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、トリップ・スロットル弁の閉及び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。
- ④運転員等は、発電長に現場手動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、運転員等に高圧代替注水系現場起動による原子炉注水の系統構成を指示する。

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

⑦運転員等は、発電長に高圧代替注水系現場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、運転員等に高圧代替注水系現場起動による原子炉注水の開始を指示する。

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

⑩運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを可搬型計測器の原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電長に報告する。

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

⑫運転員等は中央制御室及び原子炉建屋原子炉棟にて、高圧代替注水系の起動又は停止により、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1名、現場対応を運転員等4名にて実施した場合、作業開始を判断してから高圧代替注水系現場起動による原子炉注水開始まで58分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明

及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(添付資料1.2.3)

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手順の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.2-14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た場合は、中央制御室からの操作により重大事故等対処設備である高圧代替注水系を起動し原子炉へ注水する。

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

1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順

(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水

a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、高圧注水系による原子炉の冷却ができない場合に、常設代替直流電源装置から給電される高圧代替注水系を中央制御室からの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（広帯域、燃料域、SA広帯域、SA燃料域）により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

(c) 操作の成立性

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

b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、高圧注水系で原子炉の冷却ができない場合において、中央制御室からの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（広帯域、燃料域、SA広帯域、SA燃料域）により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

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

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統が喪失し、高圧注水系で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

現場手動操作による高圧代替注水系起動手順については、「1.2.2.2(1) b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動」の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

現場手動操作による高圧代替注水系起動手順については、「1.2.2.2(1) b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動」の操作の成立性と同様である。

(添付資料1.2.3)

(2) 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧

a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

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

保して原子炉注水を実施する。

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おり、崩壊熱除去機能である残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が喪失している場合には、サブプレッション・プール水の温度が上昇することを考慮し、原子炉への注水を確保する観点から、低圧代替注水系（可搬型）を準備する。

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

また、原子炉隔離時冷却系の第一水源はサブプレッション・プールであるが、サブプレッション・プールの水位低下、又はサブプレッション・プール水の温度上昇時に自主対策設備である復水貯蔵タンクが使用できる場合は、原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵タンクに手動で切り替える手段もある。水源の切り替えにおいては、運転中の原子炉隔離時冷却系を停止することなく水源の切り替えが可能である。

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

(c) 操作の成立性

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

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

b. 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

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

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おり、崩壊熱除去機能である残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が喪失している場合には、サブプレッション・プール水の温度が上昇することを考慮し、原子炉への注水を確保する観点から、低圧代替注水系（可搬型）を準備する。

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

また、原子炉隔離時冷却系の第一水源はサブプレッション・プールであるが、サブプレッション・プールの水位低下、又はサブプレッション・プール水の温度上昇時に自主対策設備である復水貯蔵タンクが使用できる場

合は、原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵タンクに手動で切り替える手段もある。水源の切り替えにおいては、運転中の原子炉隔離時冷却系を停止することなく水源の切り替えが可能である。

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

(c) 操作の成立性

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

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

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手順の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.2-14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

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

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

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

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

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

1.2.2.4 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

高圧炉心スプレー系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、原子炉隔離時冷却系及び高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、純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給することで、ほう酸水注入系による原子炉への注水を継続させる。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、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及び高圧代替注水系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合で、ほう酸水貯蔵タンクの液位が確保されている場合。

(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。

手順の対応フローを第1.2-2図及び第1.2-3図に、概要図を第1.2-10図に、タイムチャートを第1.2-11図に示す。

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

系爆破弁が開となり、ほう酸水注入ポンプが起動する。)を実施する。

⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉へのほう酸水注水が開始されたことをほう酸水貯蔵タンク液位の低下により確認し、発電長に報告する。

【ほう酸水貯蔵タンクを使用した原子炉への継続注水】

⑥発電長は、原子炉への継続注水が必要と判断した場合に、運転員等にほう酸水注入系による原子炉への継続注水の準備を開始するように指示する。

⑦運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、ほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁及びほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁を開とし、ほう酸水注入系による原子炉への注水を継続し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

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

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

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

b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水

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

(b) 操作手順

制御棒駆動水圧系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.2-2図及び第1.2-3図に、概要図を第1.2-12図に、タイムチャートを第1.2-13図に示す。

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る確認及び、冷却水が確保されていることを確認し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に制御棒駆動水ポンプの起動を指示する

④運転員等は中央制御室にて、制御棒駆動水ポンプを起動し、発電長に報告する。

⑤発電長は、運転員等に制御棒駆動水圧系による原子炉注水の開始を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、制御棒駆動水圧系流量調整弁及び制御棒駆動水圧系駆動水圧力調整弁を開にする。

⑦運転員等は中央制御室にて、原子炉へ注水が開始されたことを制御棒駆動水圧系系統流量の流量上昇により確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

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

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手順の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.2-14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、制御棒駆動水圧系により原子炉へ注水する。制御棒駆動水圧系が使用できない場合は、ほう酸水注入系により原子炉へ注水する。ただし、制御棒駆動水圧系及びほう酸水注入系では原子炉を冷却するには十分な注水量を確保できないが、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、重大事故等の進展抑制として使用する。

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

1.2.2.5 その他の手順項目にて考慮する手順

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となる水の供給手順等」にて整備する。

原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系への電源供給手順については、

「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

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

第1.2-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
 対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/15)

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

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

※1: 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。

※2: 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。

□: 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（2/15）

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

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

※1：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。

※2：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。

□：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（3/15）

（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
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	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉 注水	主要設備	常設高圧代替注水系ポンプ サプレッション・プール	重大事故等対処設備
			関連設備	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉压力容器 常設代替直流電源設備 ^{※1} 常設代替交流電源設備 ^{※1} 可搬型代替交流電源設備 ^{※1} 可搬型代替直流電源設備 ^{※1} 燃料補給設備 ^{※1}	重大事故等対処設備

※1：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。

※2：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となる水の供給手順等」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（4/15）

（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
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	高圧代替注水系の現場操作による原子炉 注水	主要設備	常設高圧代替注水系ポンプ サブプレッション・プール	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器	重大事故等対応設備	

※1：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。

※2：サブプレッション・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。

□：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（5/15）

（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
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）	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水	主要設備	常設高圧代替注水系ポンプ サプレッション・プール	重大事故等対応設備
			関連設備	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉压力容器 常設代替直流電源設備※1 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1 可搬型代替直流電源設備※1 燃料補給設備※1	重大事故等対応設備

※1：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。

※2：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となる水の供給手順等」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（6/15）

（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
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）	高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水	主要設備	常設高圧代替注水系ポンプ サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	

※1：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。

※2：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。

□：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（7/15）

（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
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①	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対処設備
				原子炉隔離時冷却系ポンプ	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※ ¹ 可搬型代替交流電源設備※ ¹ 燃料補給設備※ ¹	重大事故等対処設備
				原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領

※1：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。

※2：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となる水の供給手順等」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 (8/15)

(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
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②	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 (設計基準拡張)
				復水貯蔵タンク	自主対策設備
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※ ¹ 可搬型代替交流電源設備※ ¹ 燃料補給設備※ ¹	重大事故等対応設備
				原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)
補給水系配管・弁	自主対策設備				
					非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領

※1：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。

※2：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となる水の供給手順等」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 (9/15)

(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
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①	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領
				原子炉隔離時冷却系ポンプ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※ ¹ 可搬型代替直流電源設備※ ¹ 燃料補給設備※ ¹	重大事故等対処設備	
				原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	

※1：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。

※2：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となる水の供給手順等」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 (10/15)

(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
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②	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 (設計基準拡張)
				復水貯蔵タンク	自主対策設備
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※ ¹ 可搬型代替直流電源設備※ ¹ 燃料補給設備※ ¹	重大事故等対応設備
				原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)
補給水系配管・弁	自主対策設備				
					非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領

※1：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。

※2：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となる水の供給手順等」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 (11/15)

(監視及び制御)

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

※1：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。

※2：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となる水の供給手順等」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 (12/15)

(監視及び制御)

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

※1：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。

※2：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となる水の供給手順等」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 (13/15)

(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
			主要設備		重大事故等対応設備	
重大事故等の進展抑制	—	ほう酸水注入系による進展抑制 「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	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※1} 可搬型代替交流電源設備 ^{※1} 燃料補給設備 ^{※1}	重大事故等対応設備	

※1：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。

※2：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となる水の供給手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対処設備，手順書一覧 (14/15)

(重大事故等の進展抑制)

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

※1：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。

※2：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。

□：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 (15/15)

(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
重大事故等の進展抑制	—	制御棒駆動水圧系による進展抑制	主要設備	制御棒駆動水ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等
			関連設備	原子炉压力容器	重大事故等対応設備	
				非常用交流電源設備 燃料補給設備	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)	
				制御棒駆動水圧系配管・弁 補給水系配管・弁	自主対策設備	

※1：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。

※2：サブプレッション・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。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

第1.2-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/8)

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

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (2/8)

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

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (3/8)

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

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (4/8)

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

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

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (5/8)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水		
a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動	判断基準	電源 275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 系原子力 1 号線電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※3} P/C 2 C 電圧 ^{※3} M/C 2 D 電圧 ^{※3} P/C 2 D 電圧 ^{※3} 直流 125V 主母線盤 2 A 直流 125V 主母線盤 2 B
		原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (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}
		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 (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 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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (6/8)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水			
b. 現場手動操作による 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 直流 125V 主母線盤 2 B
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (SA 広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA 燃料域) ^{※1}
		原子炉压力容器への注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量 ^{※1} 高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 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	高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系ポンプ入口圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (7/8)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.2.2.4 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制			
a. ほう酸水注入系による原子炉注水	判断基準	原子炉圧力容器内の圧力	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 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (S A広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (S A燃料域) ^{※1}
		原子炉圧力容器への注水流量	原子炉隔離時冷却系系統流量 ^{※1} 高圧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}
		水源の確保	ほう酸水貯蔵タンク液位
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (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}
		補機監視機能	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力 純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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (8/8)

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

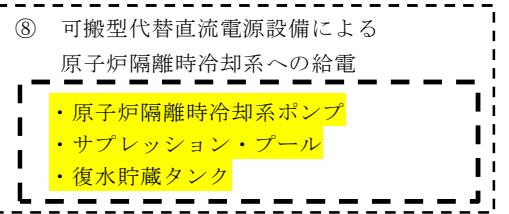
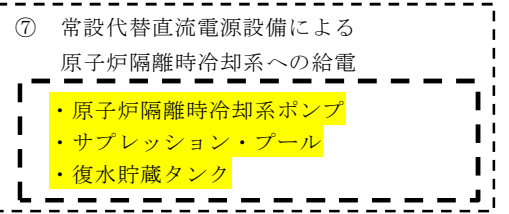
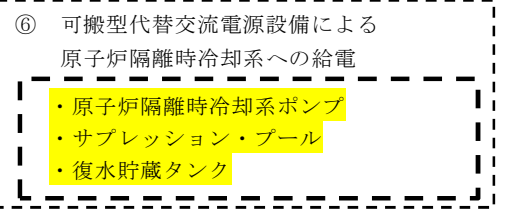
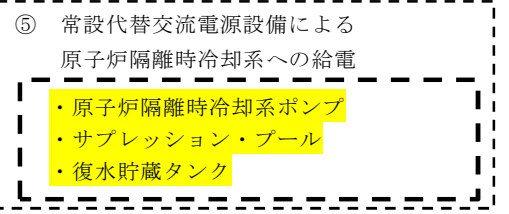
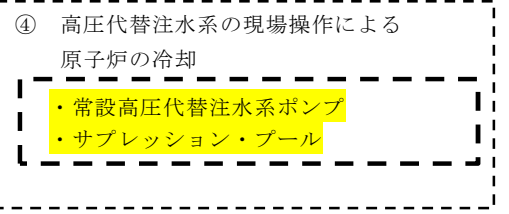
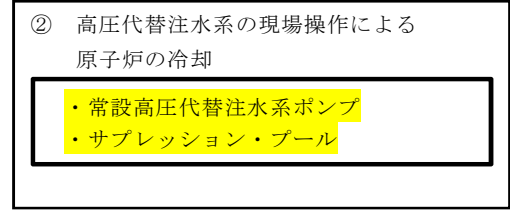
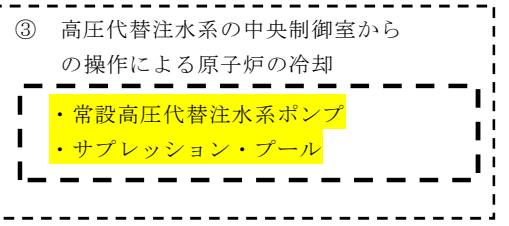
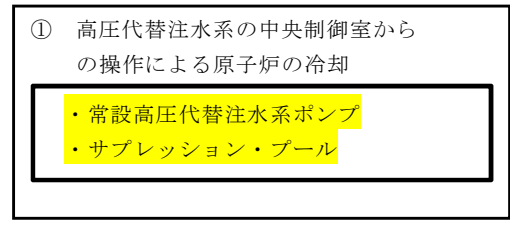
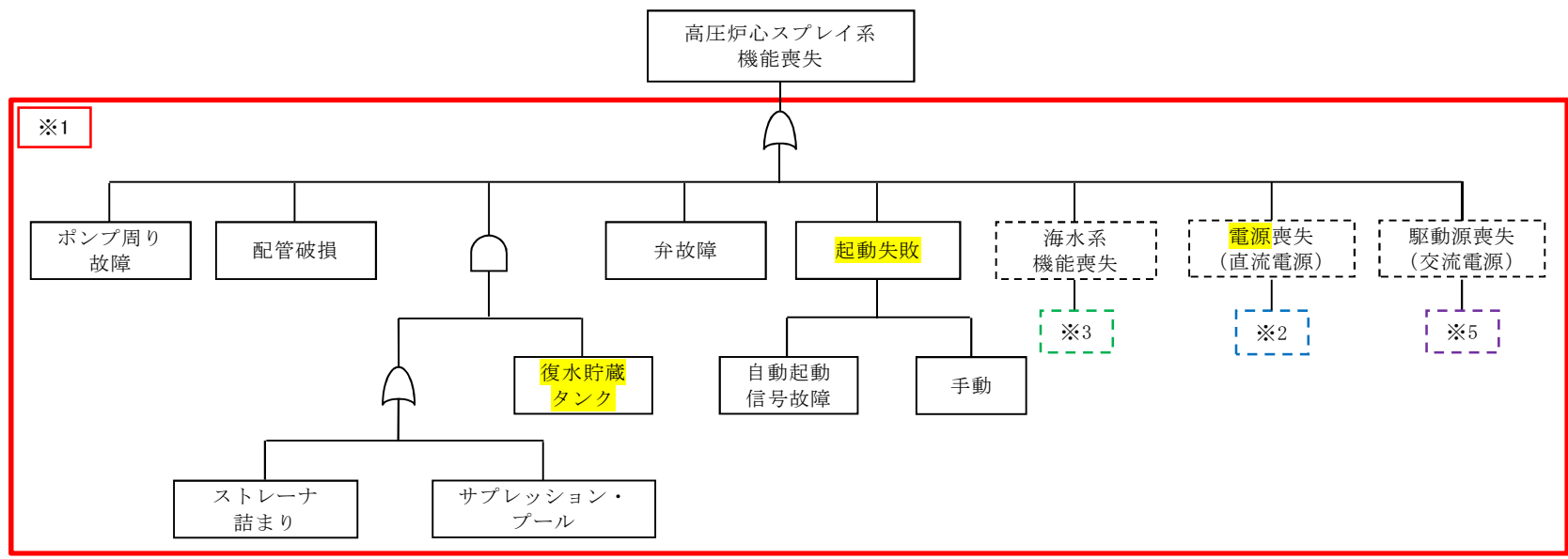
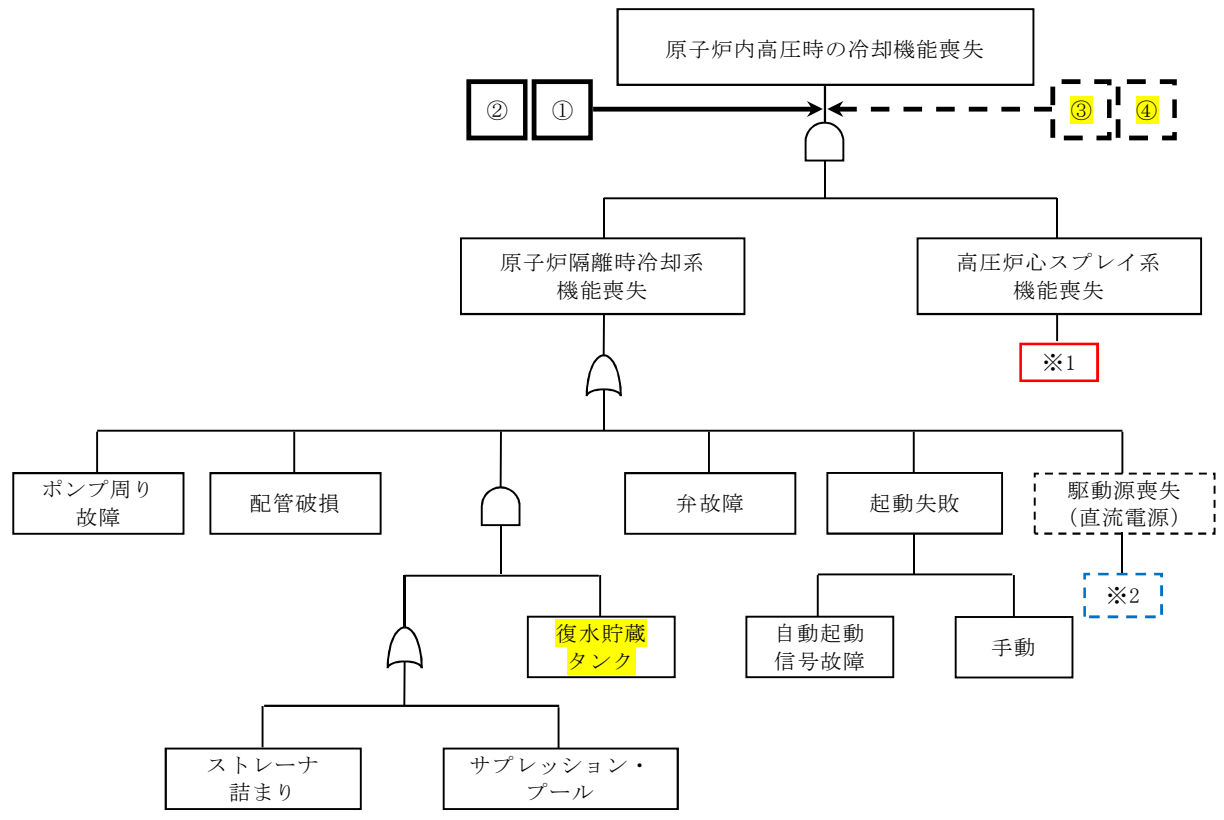
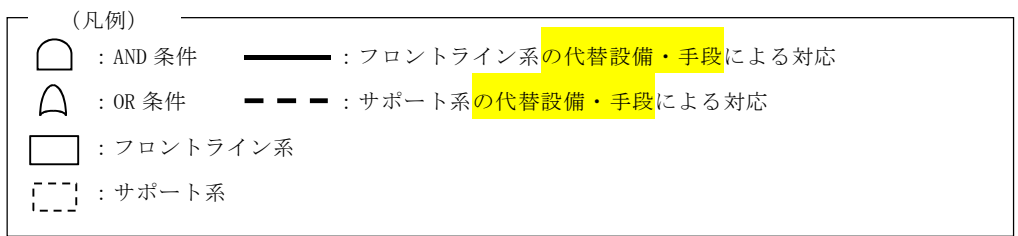
※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

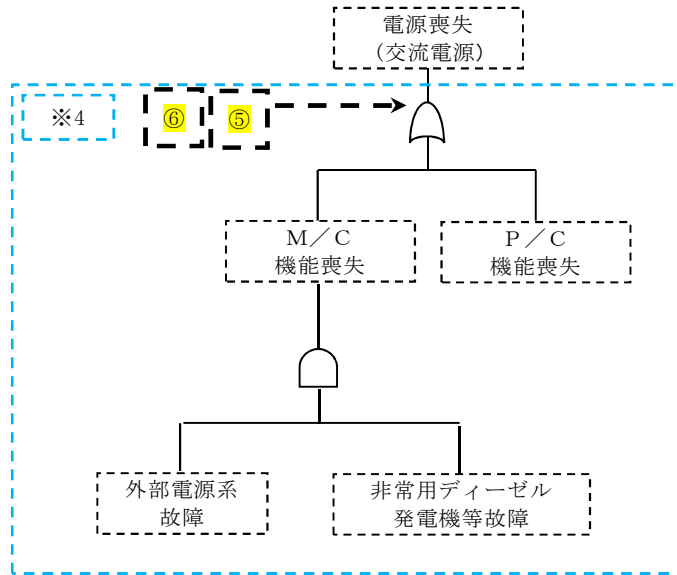
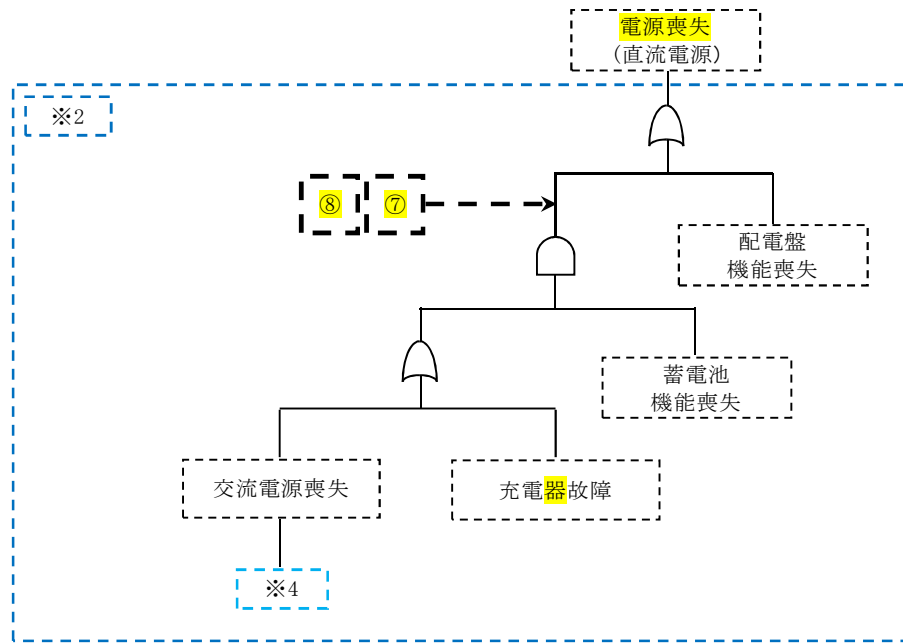
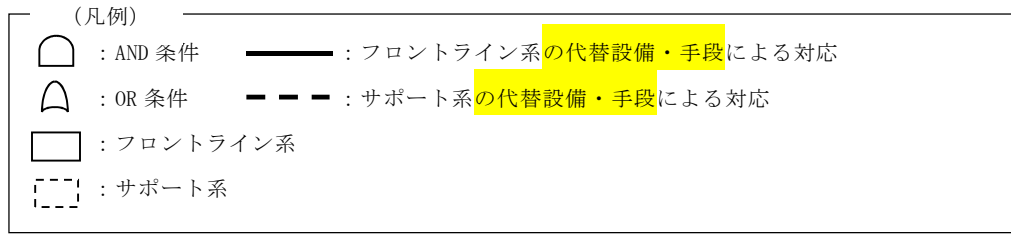
※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

第1.2-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

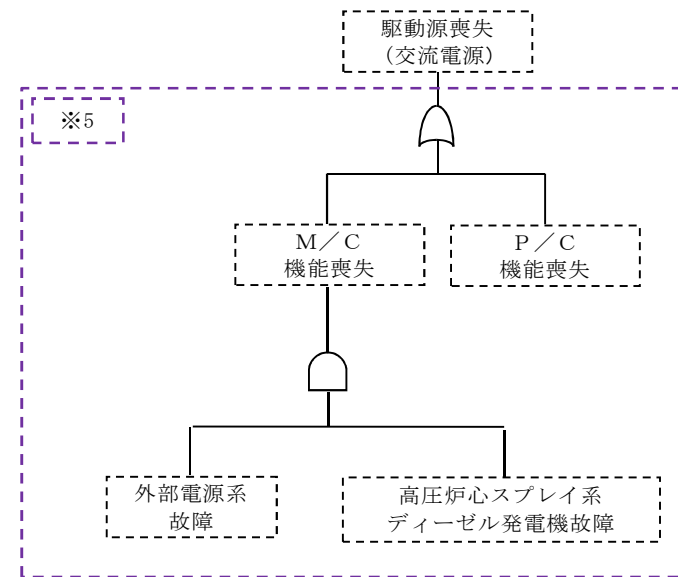
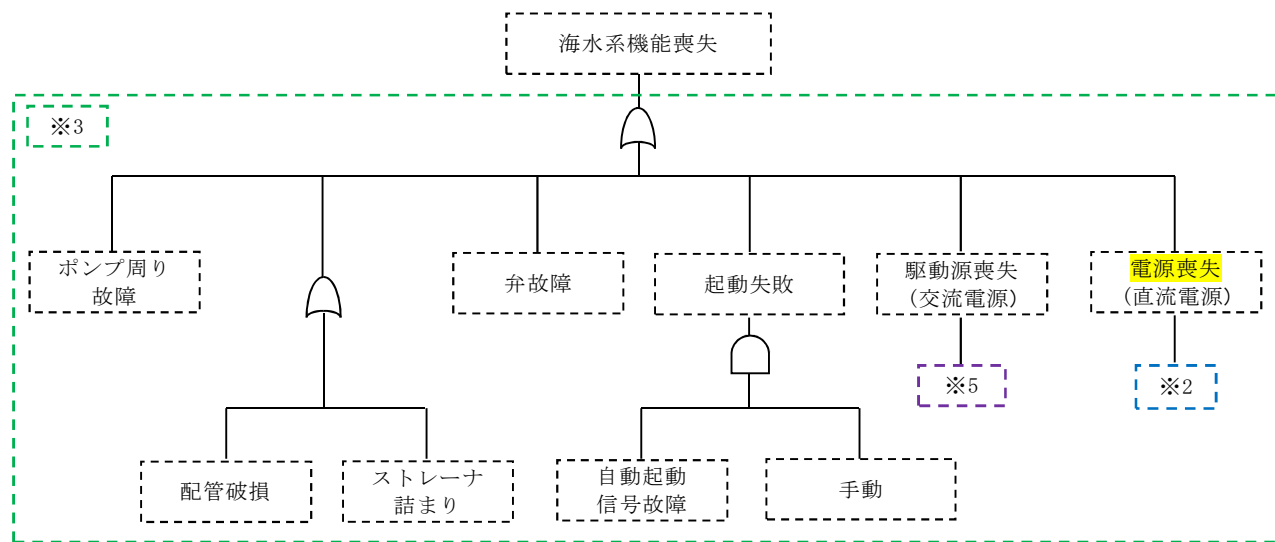
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.2】 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却 するための手順等</p>	<p>原子炉隔離時冷却系ポンプ・弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 直流125V主母線盤 2 A 緊急用直流125V主母線盤</p>
	<p>高圧代替注水系ポンプ・弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流 125V 主母線盤</p>
	<p>ほう酸水注入ポンプ・弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 M C C 2 C系 M C C 2 D系</p>
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 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 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 緊急用直流 125V 主母線盤</p>



第 1.2-1 図 機能喪失原因対策分析 (1/2)



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



① 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却
 ・常設高圧代替注水系ポンプ
 ・サブプレッション・プール

③ 高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却
 ・常設高圧代替注水系ポンプ
 ・サブプレッション・プール

② 高圧代替注水系の現場操作による原子炉の冷却
 ・常設高圧代替注水系ポンプ
 ・サブプレッション・プール

④ 高圧代替注水系の現場操作による原子炉の冷却
 ・常設高圧代替注水系ポンプ
 ・サブプレッション・プール

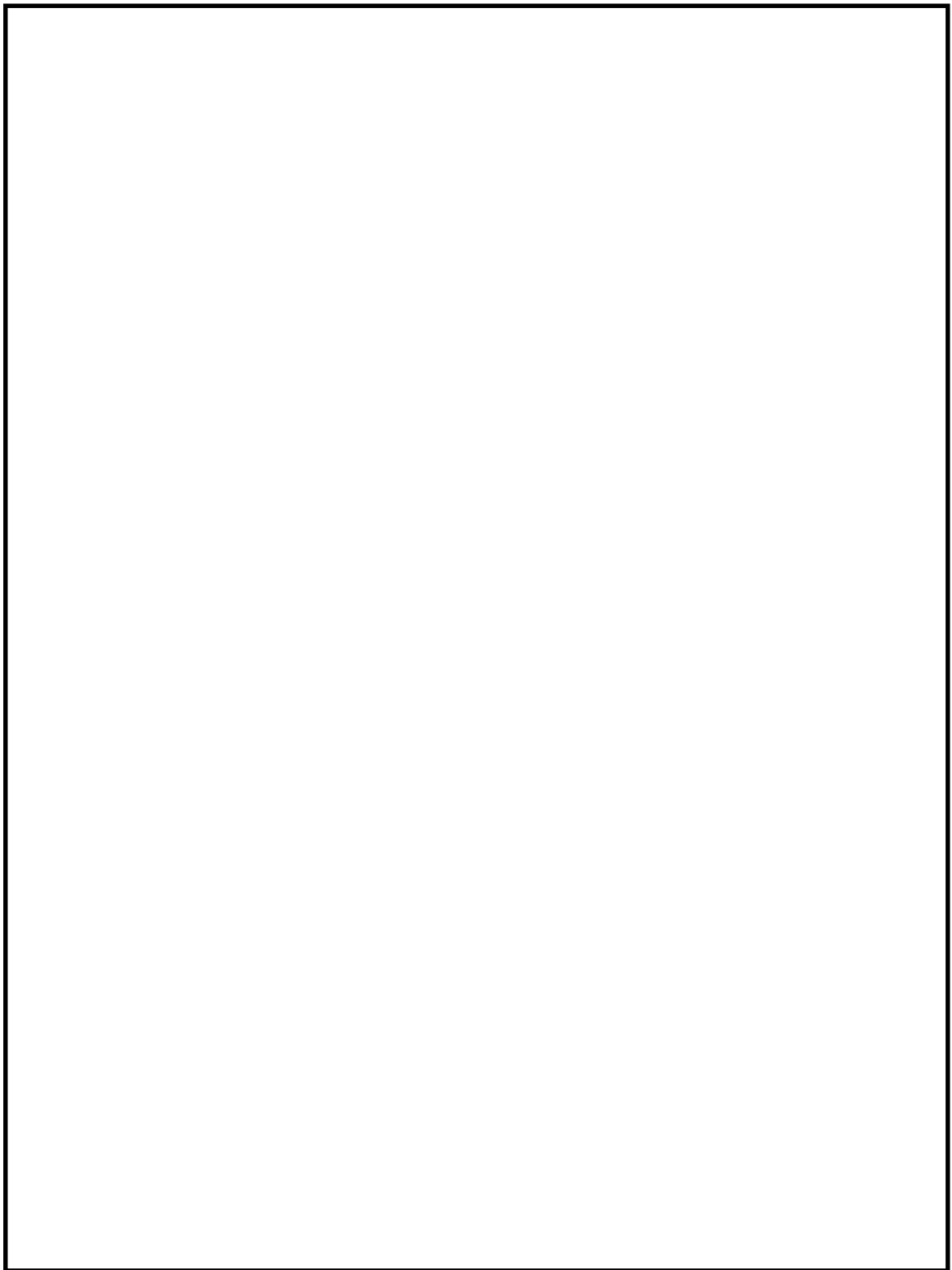
⑤ 常設代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電
 ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
 ・サブプレッション・プール
 ・復水貯蔵タンク

⑥ 可搬型代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電
 ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
 ・サブプレッション・プール
 ・復水貯蔵タンク

⑦ 常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
 ・サブプレッション・プール
 ・復水貯蔵タンク

⑧ 可搬型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
 ・復水貯蔵タンク

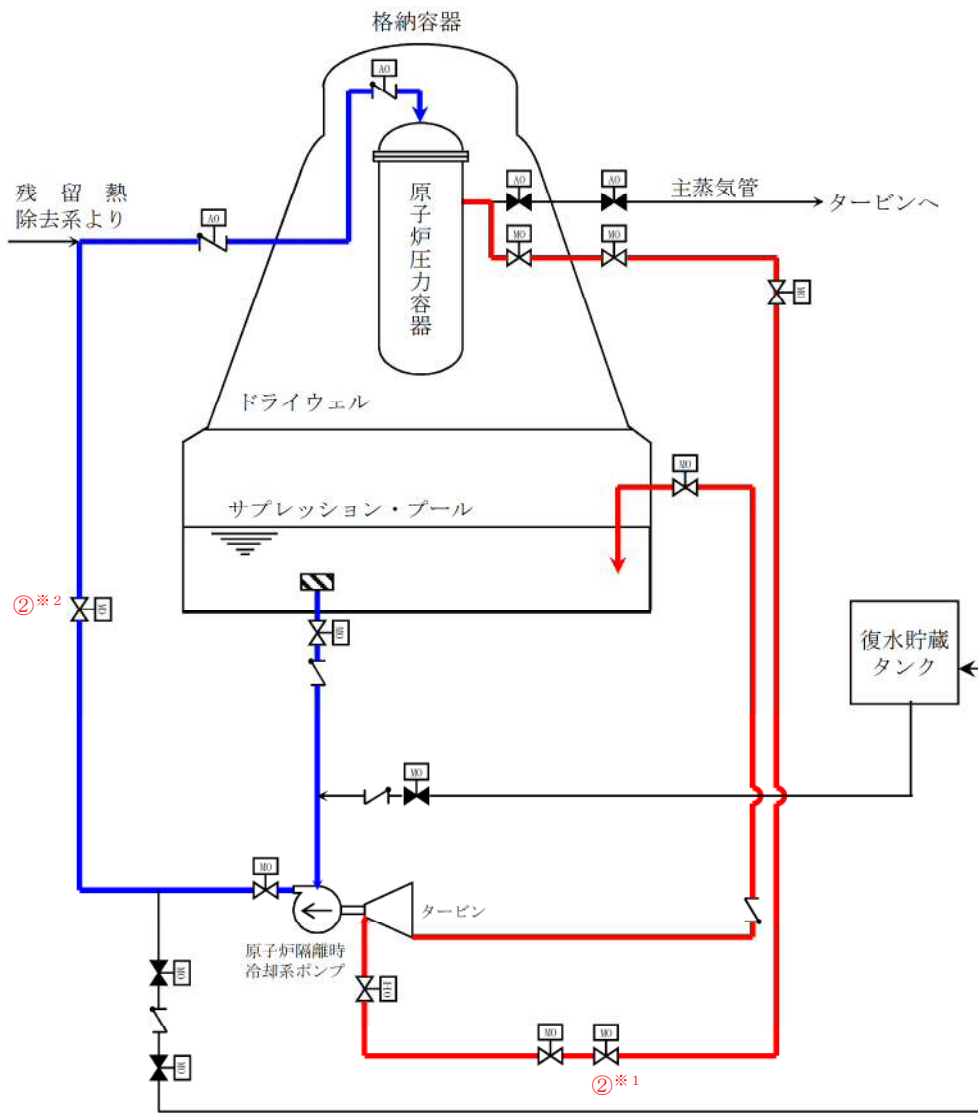
第 1.2-1 図 機能喪失原因対策分析 (2/2)



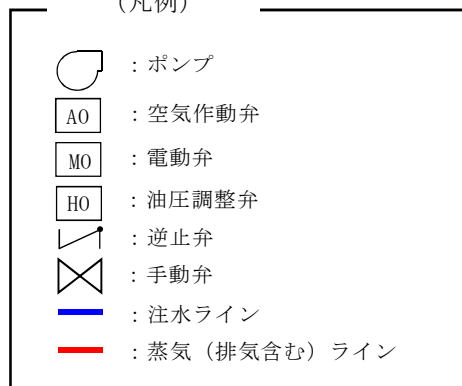
第 1.2-2 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位確保」における対応フ
ロー



第1.2-3図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「水位回復」における対応フロー



(凡例)

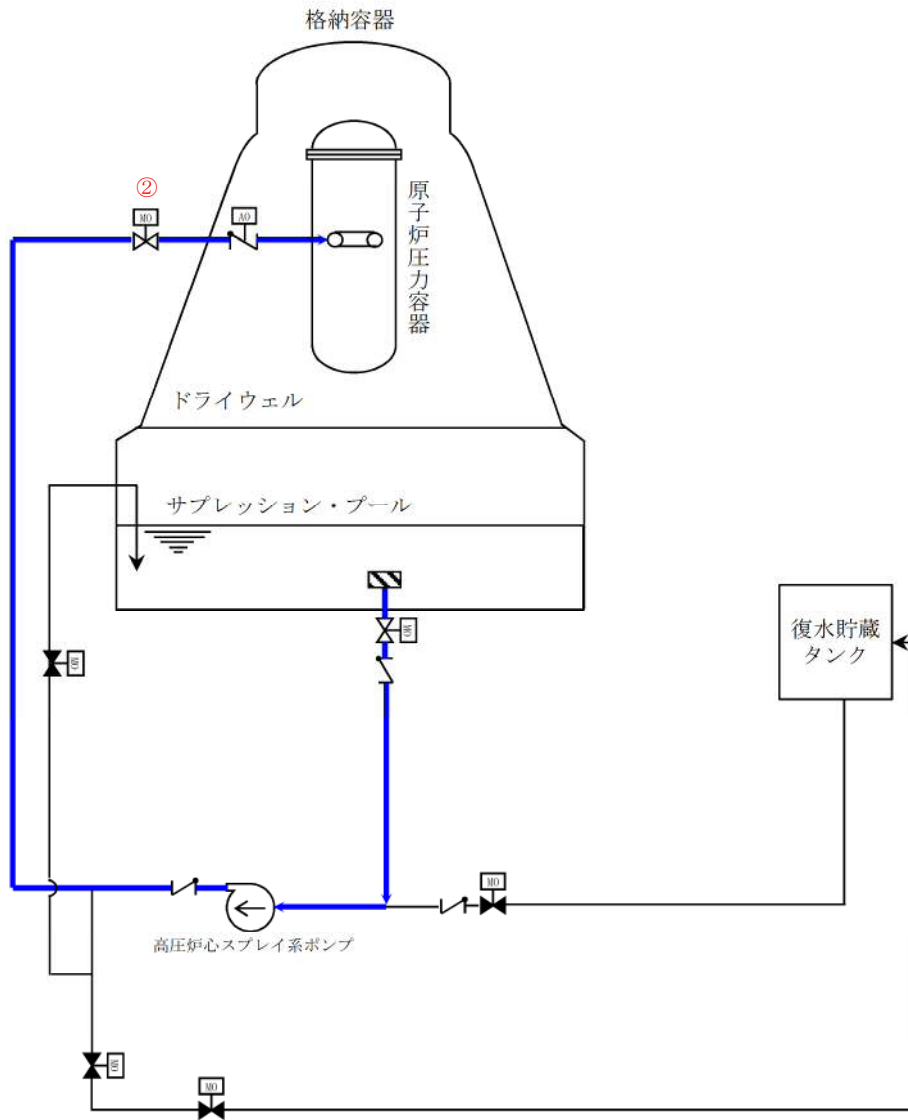


操作手順	弁名称
②*1	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁
②*2	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁







記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第 1.2-4 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 概要図



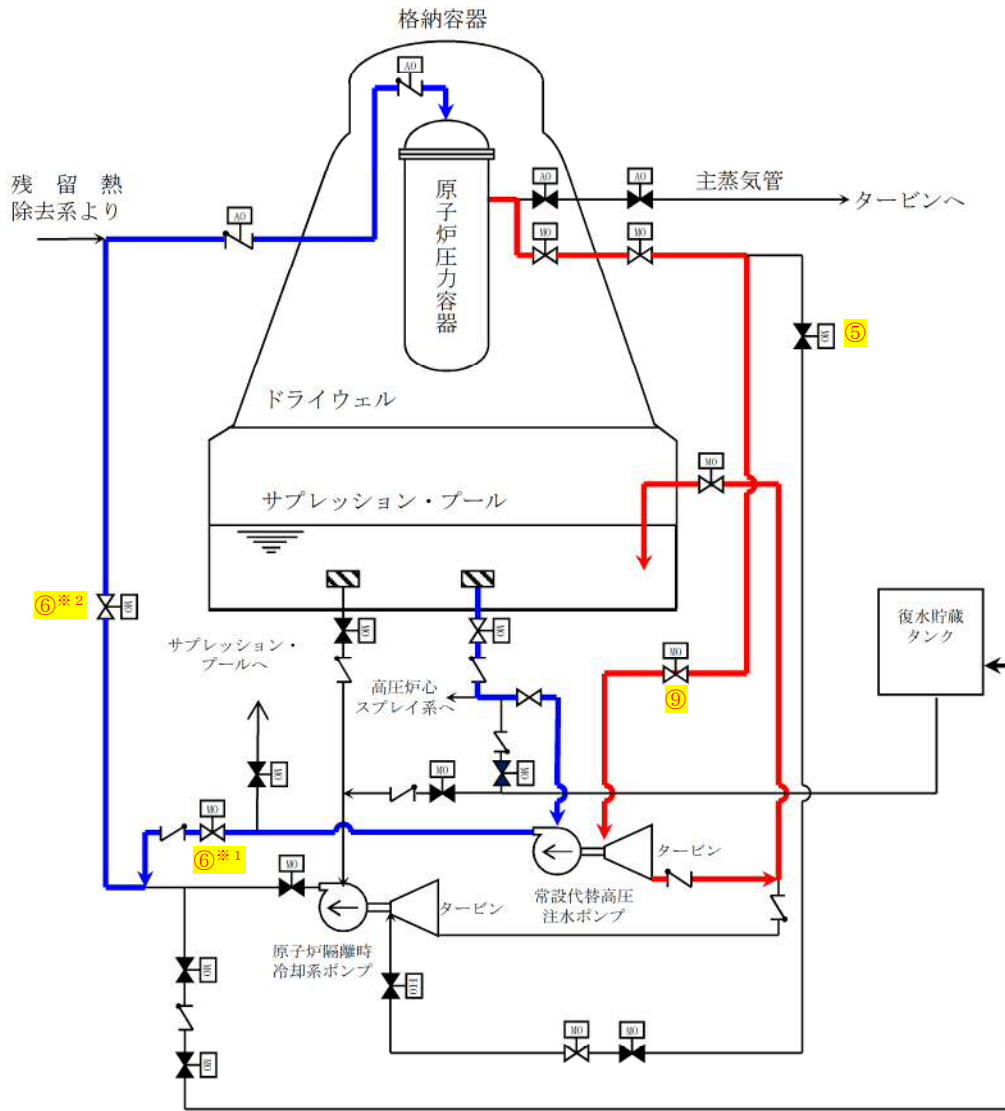
(凡例)

-  : ポンプ
-  : 空気作動弁
-  : 電動弁
-  : 逆止弁
-  : 手動弁
-  : 注水ライン









操作手順	弁名称
②	高圧炉心スプレイ系原子炉注入弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第 1.2-5 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 概要図



(凡例)

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

操作手順	弁名称
⑤	原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁
⑥※1	高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

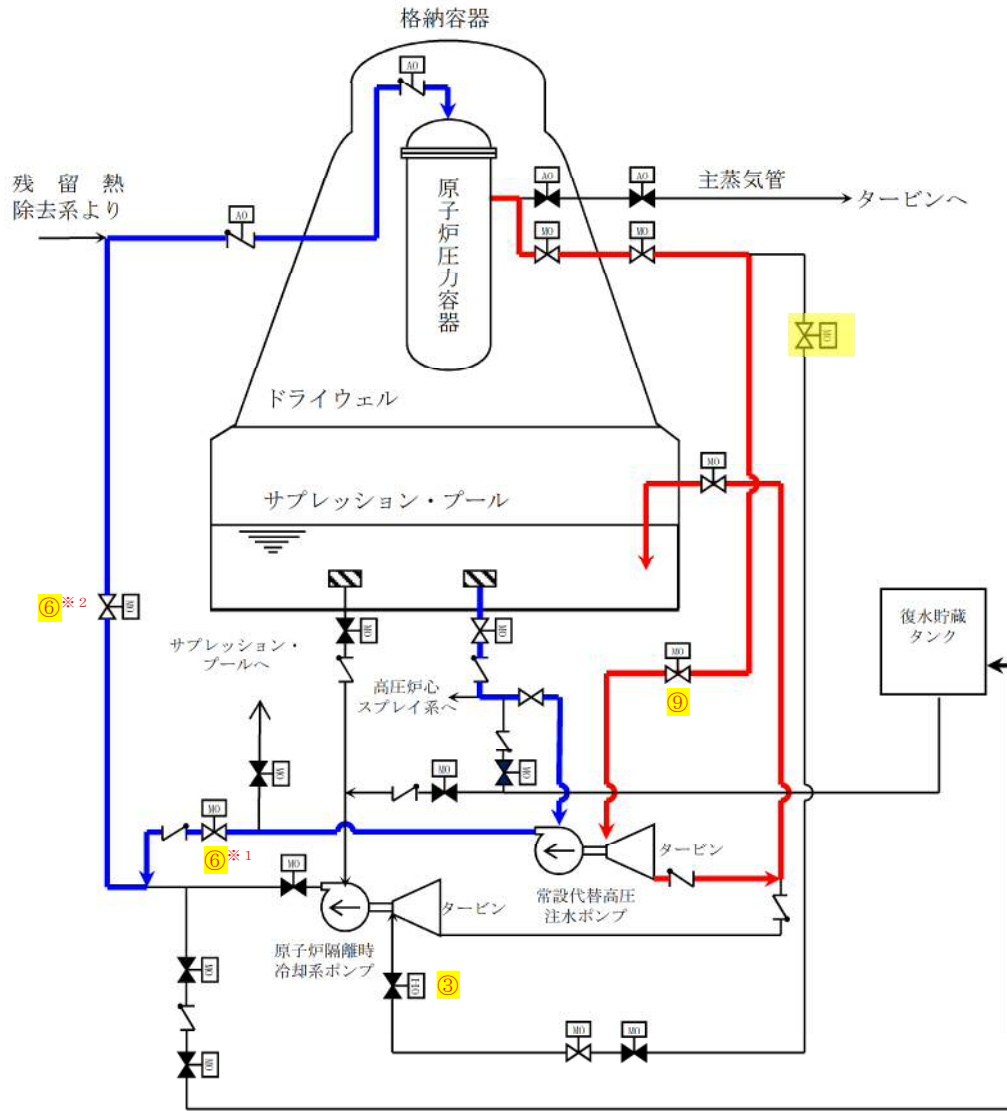
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

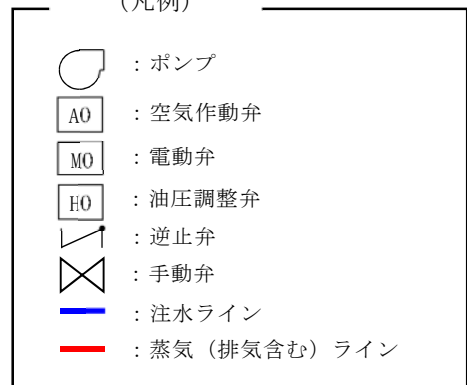
第 1.2-6 図 中央制御室からの高压代替注水系起動 概要図

手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間 (分)												備考
			2	4	6	8	10	12	14	16	18				
中央制御室からの高圧代替注水系起動		運転員等 (中央制御室) 2	中央制御室からの高圧代替注水系起動 10分												
			<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 30%; background-color: #cccccc; height: 15px;"></div> <div style="width: 40%; background-color: #cccccc; height: 15px;"></div> <div style="width: 30%; background-color: #cccccc; height: 15px;"></div> </div>												
			<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 30%;"></div> <div style="width: 40%; text-align: center;">必要な負荷の電源切替操作</div> <div style="width: 30%;"></div> </div>												
			<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 30%;"></div> <div style="width: 40%; text-align: center;">系統構成、注水開始操作</div> <div style="width: 30%;"></div> </div>												

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)

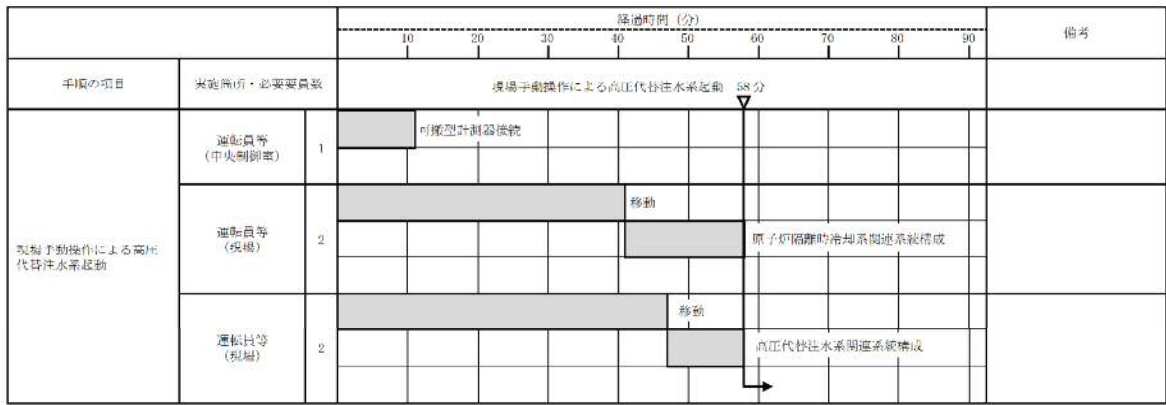


操作手順	弁名称
③	トリップ・スロットル弁
⑥※1	高压代替注水系注入弁
⑥※2	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
⑨	高压代替注水系タービン止め弁

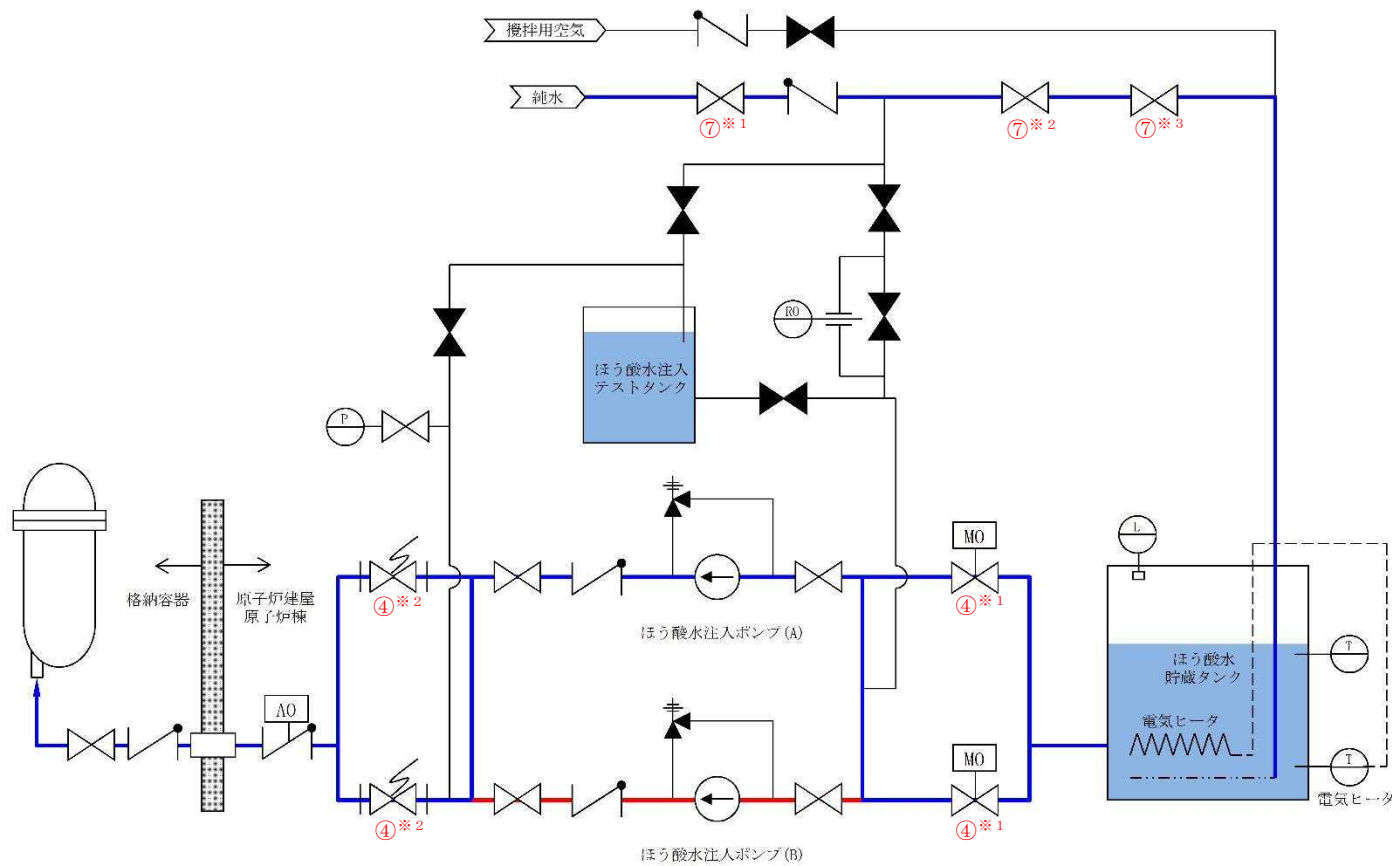
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第 1.2-8 図 現場手動操作による高压代替注水系起動 概要図



第 1.2-9 図 現場手動操作による高圧代替注水系起動 タイムチャート



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

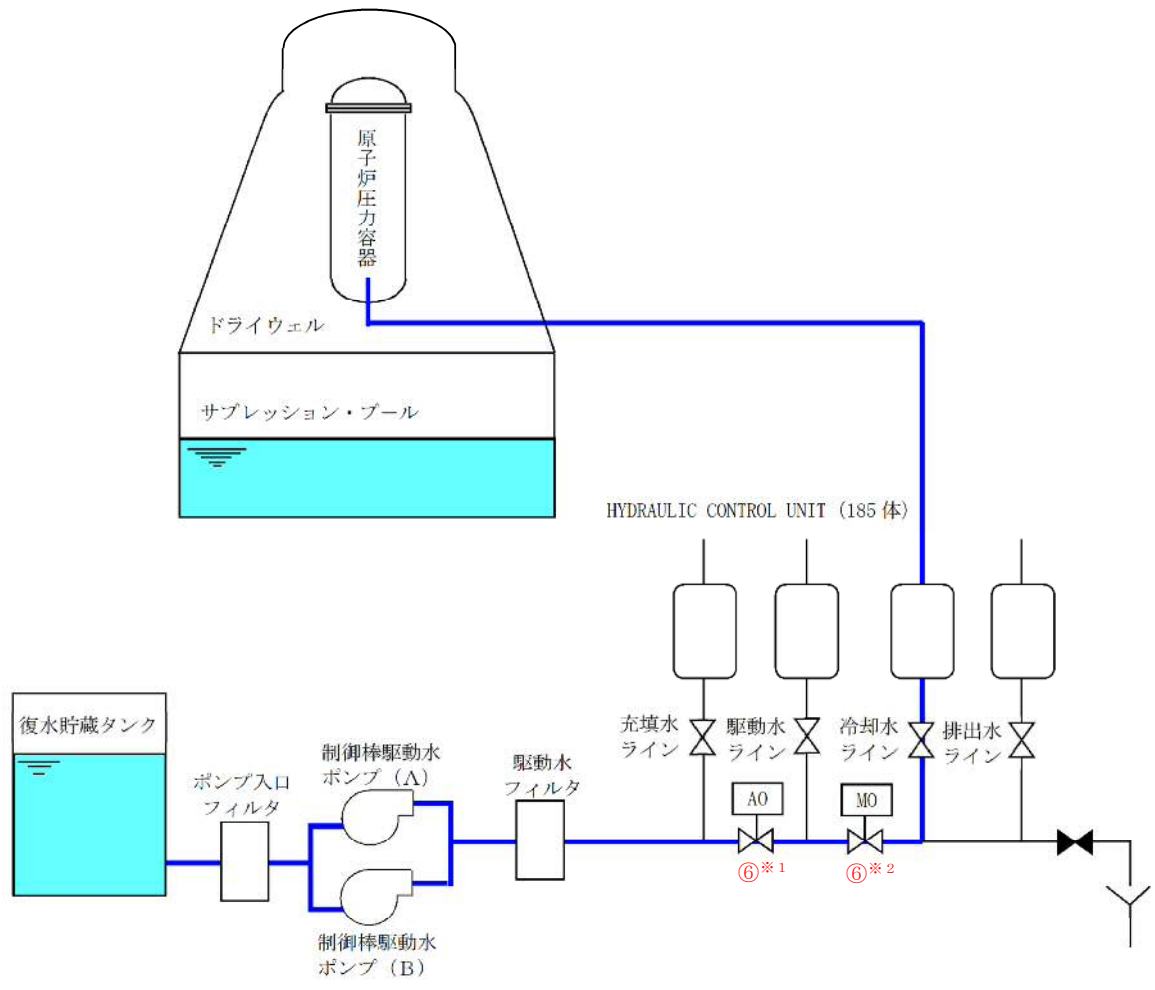
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④※1	ほう酸水貯蔵タンク出口弁	⑦※1	ほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁
④※2	ほう酸水注入系爆破弁	⑦※2, ⑦※3	ほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。
 ※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

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・必要職員数	経過時間(分)										備考
			0	10	20	30	40	50	60	70	80	90	
			ほう酸水注入系による原子炉注水										
			ほう酸水貯蔵タンク純水補給										
ほう酸水注入系による原子炉注水	運転員等 (中央制御室)	1	注水開始操作										
		2	移動										
	運転員等 (現場)	1	ほう酸水貯蔵タンク純水補給開始操作										
		2	系統構成										

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



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

(凡例)

	: ポンプ
	: 空気作動弁
	: 電動弁
	: 手動弁

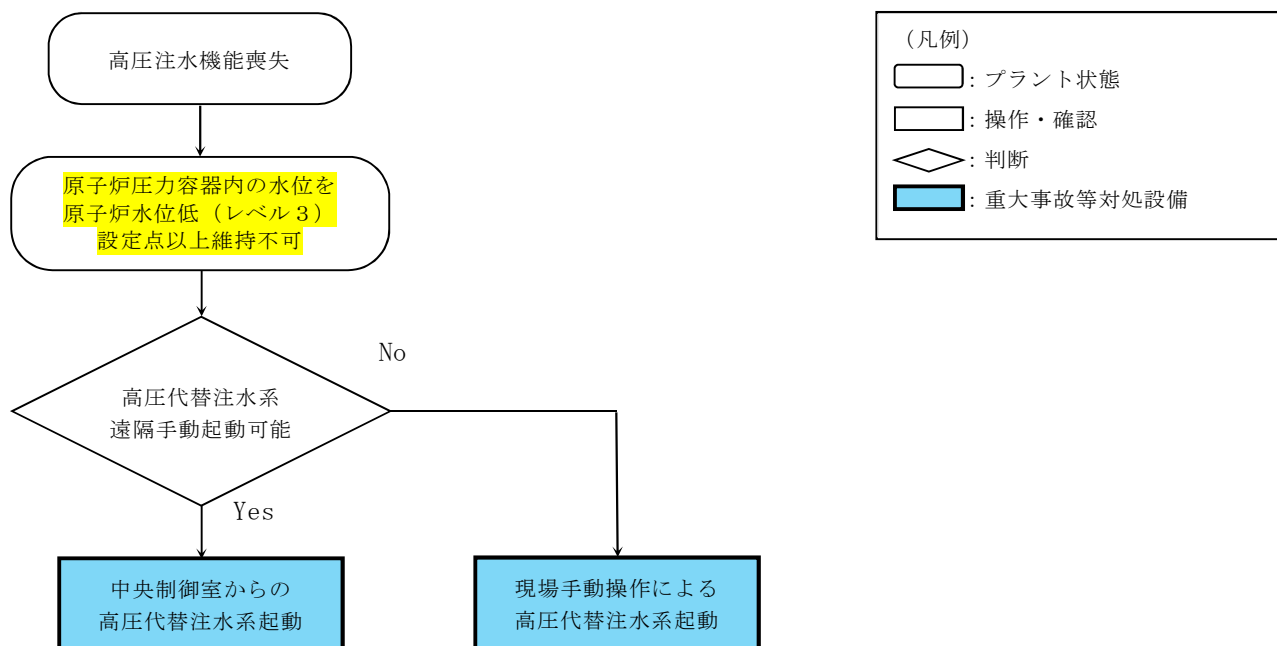
記載例 ① : 操作手順番号を示す。
 ※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第 1.2-12 図 制御棒駆動水圧系による原子炉注水 概要図

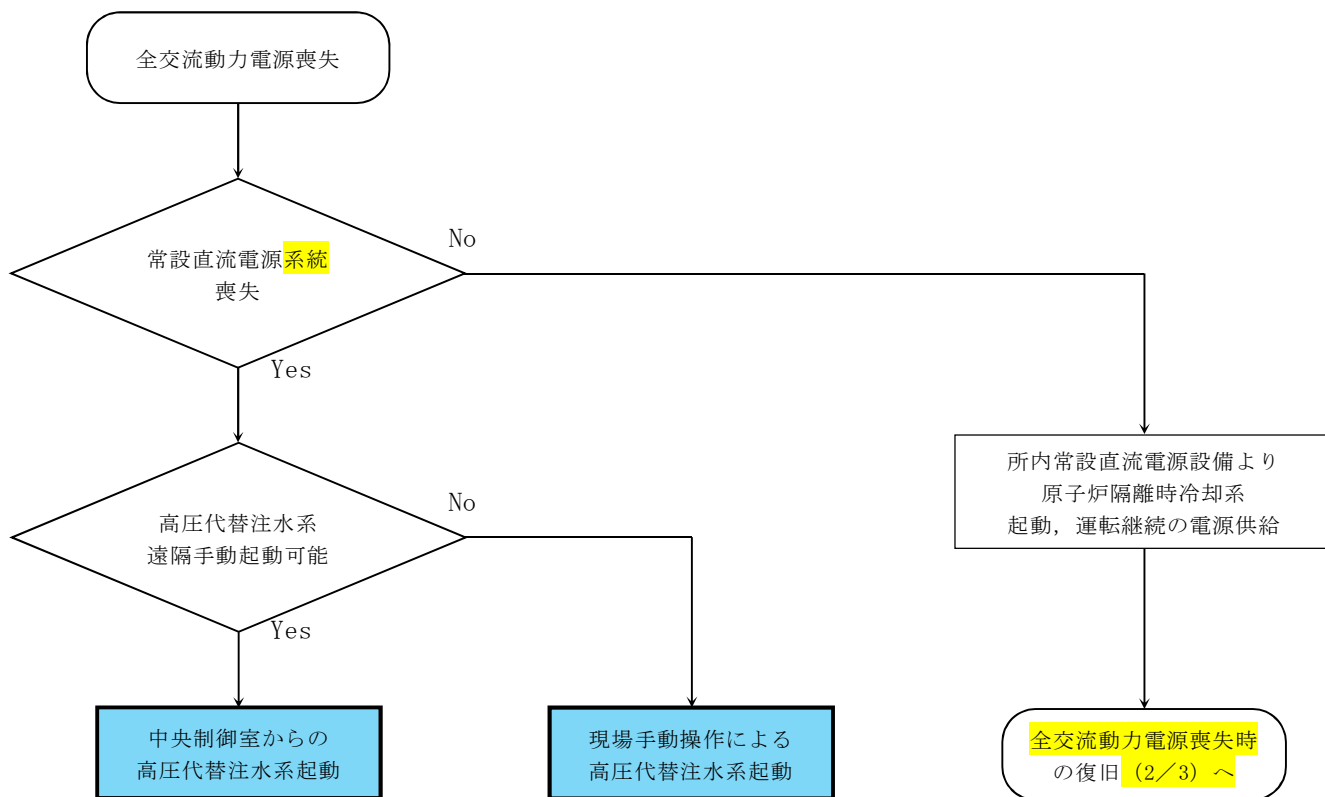
		経過時間 (分)										備考										
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5												
手順の項目	実施箇所・必要員数	制御棒駆動水圧系による原子炉注水																				
制御棒駆動水圧系による原子炉注水	運転員等 (中央制御室)	1																				

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

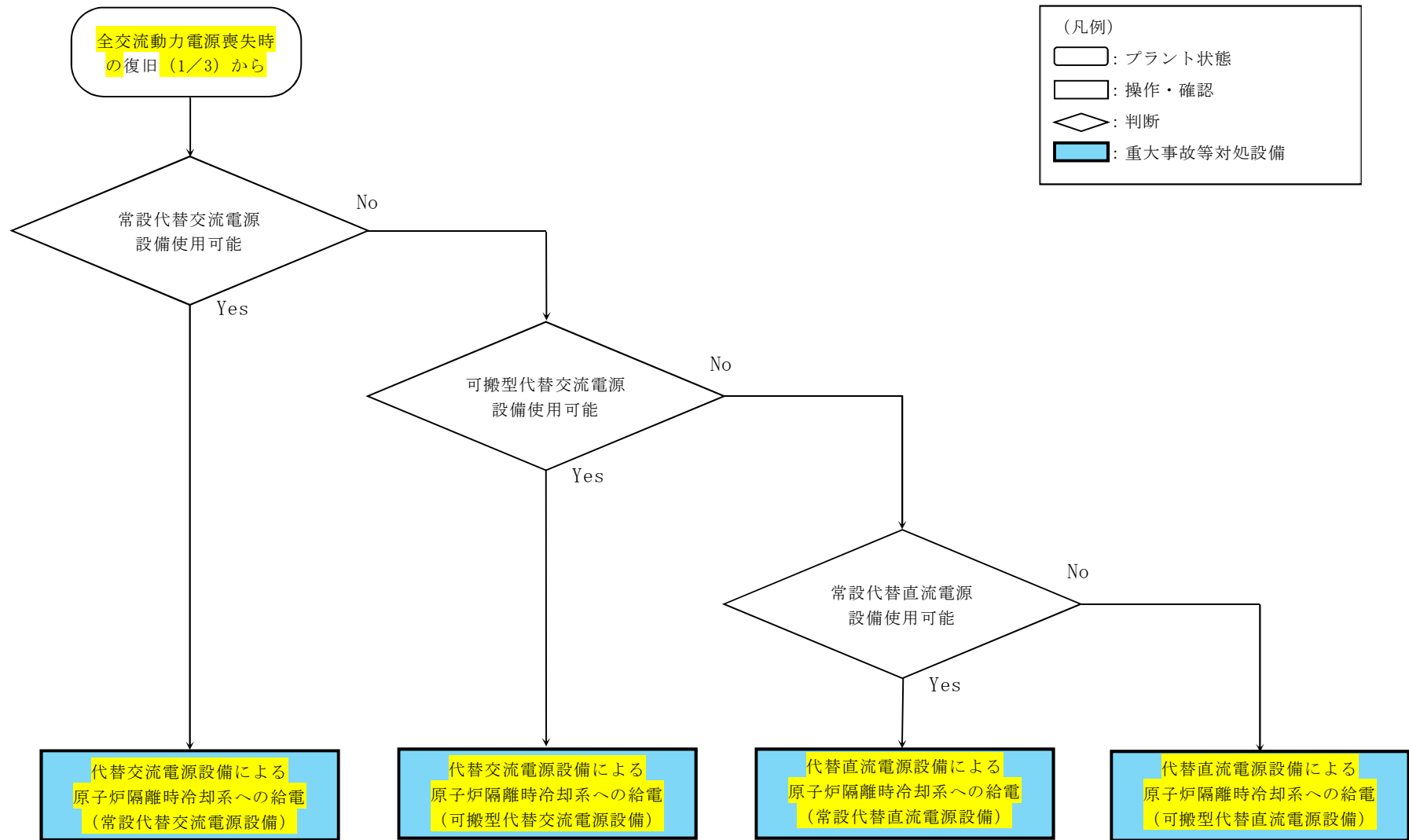
(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



(2) サポート系故障時の対応手段の選択

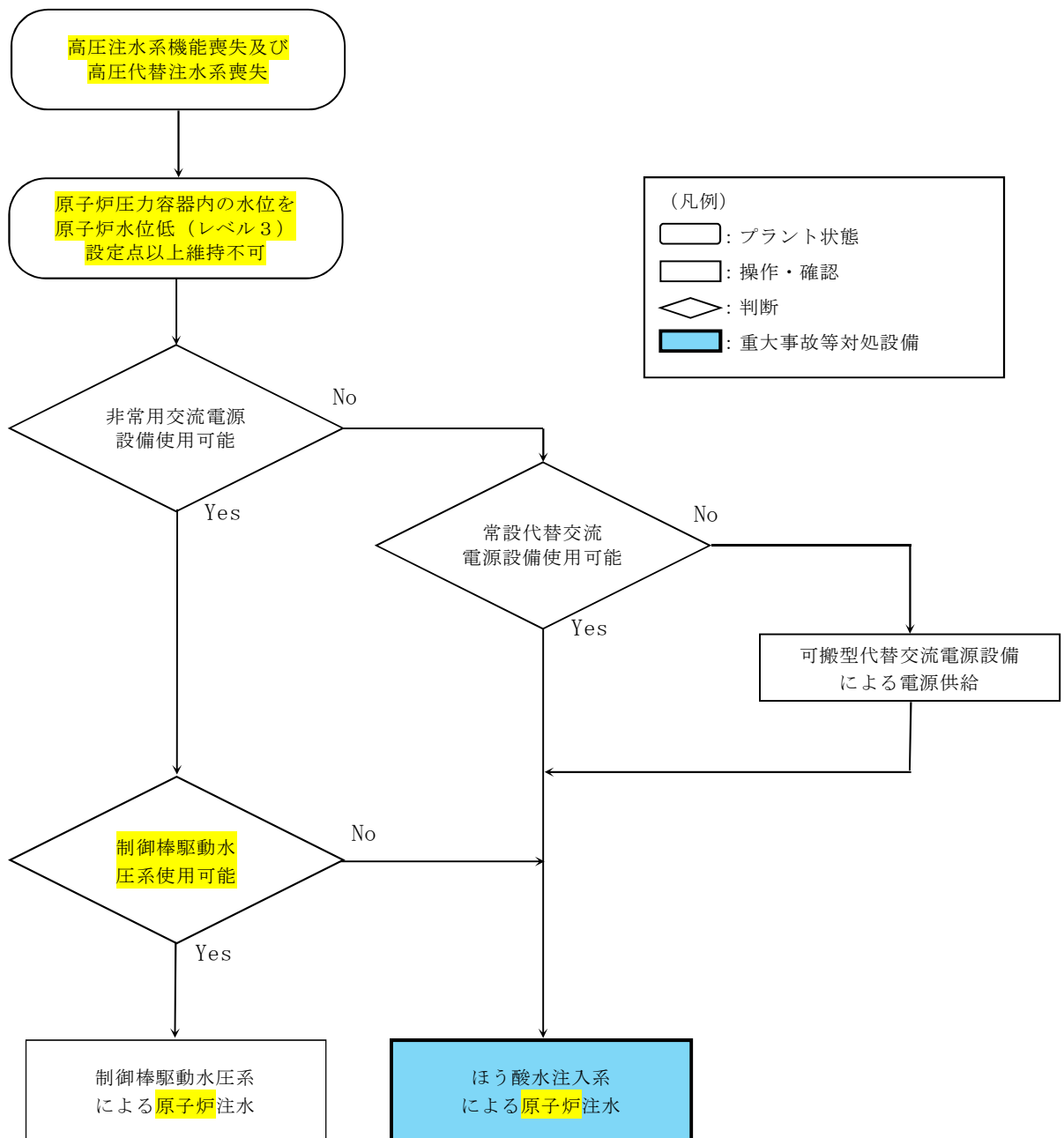


第 1.2-14 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/3)



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)

(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 (1/13)

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>	⑪
<p>c) 監視及び制御 i) 原子炉水位 (BWR 及び PWR) 及び蒸気発生器水位 (PWR の場合) を推定する手順等 (手順、計測機器及び装備等) を整備すること。</p>	④			
<p>ii) RCIC 等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等 (手順、計測機器及び装備等) を整備すること。</p>	⑤			
<p>iii) 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等 (手順及び装備等) を整備すること。</p>	⑥			
<p>(2) 復旧 a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、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 (2/13)

■: 重大事故等対処設備 ■: 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	① ⑨	—	—	—	—	—	—
	サブプレッション・プール	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設							
	主蒸気系配管・弁	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	所内常設直流電源設備	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料補給設備	既設							
高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	高圧炉心スプレイ系ポンプ	新設	① ⑨	—	—	—	—	—	—
	サブプレッション・プール	既設							
	高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	既設							
	燃料補給設備	既設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/13)

■ : 重事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水 (フロントライン系故障時)	常設高圧代替注水系ポンプ	新設	① 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							
	高圧炉心スプレー系配管・弁・ストレーナ	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	常設代替直流電源設備	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替直流電源設備	新設							
燃料補給設備	新設								

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/13)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水 (フロントライン系故障時)	常設高圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ③ ⑨ ⑩ ⑪	—	—	—	—	—	—
	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							
	高圧炉心スプレー系配管・弁・ストレーナ	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁	既設							
	原子炉圧力容器	既設							

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 ■: 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉注水 (サポート系故障時)	常設高圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ 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							
	高圧炉心スプレー系配管・弁・ストレナー	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	常設代替直流電源設備	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替直流電源設備	新設							
燃料補給設備	新設								

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/13)

■: 重大事故等対処設備 ■: 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
高圧代替注水系の現場操作による原子炉注水 (サブポート系故障時)	常設高圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ③ ⑨ ⑩ ⑪	—	—	—	—	—	—
	サブプレッション・プール	既設							
	高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁	新設							
	主蒸気系配管・弁	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設							
	高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁	新設							
	高圧炉心スプレー系配管・弁・ストレーナ	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁	既設							
	原子炉圧力容器	既設							

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 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電①	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	① ⑦ ⑨	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電②	原子炉隔離時冷却系ポンプ	常設	16分以内	1名	自主対策 とする 由は本 文参照
	サブプレッション・プール	既設			復水貯蔵タンク	常設			
	原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁	既設			原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁	常設			
	主蒸気系配管・弁	既設			主蒸気系配管・弁	常設			
	原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ	既設			原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁	常設			
	原子炉圧力容器	既設			補給水系配管・弁	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			原子炉圧力容器	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
	燃料補給設備	新設			可搬型代替交流電源設備	可搬			
—	—	—	—	燃料補給設備	常設 可搬				

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 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電①	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	① ⑦ ⑨	代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電②	原子炉隔離時冷却系ポンプ	常設	16分以内	1名	自主対策とする由は本文参照
	サブプレッション・プール	既設			復水貯蔵タンク	常設			
	原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁	既設			原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁	常設			
	主蒸気系配管・弁	既設			主蒸気系配管・弁	常設			
	原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ	既設			原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁	常設			
	原子炉圧力容器	既設			補給水系配管・弁	常設			
	常設代替直流電源設備	新設			原子炉圧力容器	常設			
	可搬型代替直流電源設備	新設			常設代替直流電源設備	常設			
	燃料補給設備	新設			可搬型代替直流電源設備	可搬			
—	—	—	—	燃料補給設備	常設可搬				

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 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器①	原子炉水位（広帯域）	既設	① ④ ⑤ ⑥ ⑨	高圧代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器②	原子炉水位（狭帯域）	常設	-	-	自主対策 とする 由は本 文参照
	原子炉水位（燃料域）	既設			原子炉水位（広帯域）	常設			
	原子炉水位（SA広帯域）	新設			原子炉水位（燃料域）	常設			
	原子炉水位（SA燃料域）	新設			原子炉水位（SA広帯域）	常設			
	原子炉圧力	既設			原子炉水位（SA燃料域）	常設			
	原子炉圧力（SA）	新設			原子炉圧力	常設			
	高圧代替注水系系統流量	新設			原子炉圧力（SA）	常設			
	サブプレッション・プール水位	既設			高圧代替注水系系統流量	常設			
-	-	-	-		サブプレッション・プール水位	常設			
					復水貯蔵タンク水位	常設			
高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器①	原子炉水位（広帯域）	既設	① ④ ⑤ ⑥ ⑨	高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器②	原子炉水位（広帯域）	常設	-	-	自主対策 とする 由は本 文参照
	原子炉水位（燃料域）	既設			原子炉水位（燃料域）	常設			
	原子炉水位（SA広帯域）	新設			原子炉水位（SA広帯域）	常設			
	原子炉水位（SA燃料域）	新設			原子炉水位（SA燃料域）	常設			
	可搬型計測器	新設			可搬型計測器	可搬			
-	-	-	-		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	常設			
					高圧代替注水系タービン入口圧力	常設			
					高圧代替注水系タービン排気圧力	常設			

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 ■: 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
ほう酸水注入系による進展抑制 (ほう酸水注入)	ほう酸水注入ポンプ	既設	① ⑧ ⑨	ほう酸水注入系による進展抑制 (継続注水)	ほう酸水注入ポンプ	常設	60分以内	2名	自主対策 とする 由は本 文参照
	ほう酸水貯蔵タンク	既設			ほう酸水貯蔵タンク	常設			
	ほう酸水注入系配管・弁	既設			ほう酸水注入系配管・弁	常設			
	原子炉圧力容器	既設			純水系	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			原子炉圧力容器	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
	燃料補給設備	新設			可搬型代替交流電源設備	可搬			
				燃料補給設備	常設 可搬				
—	—	—	—	制御棒駆動水圧系による進展抑制	制御棒駆動水ポンプ	常設	3分以内	1名	自主対策 とする 由は本 文参照
					復水貯蔵タンク	常設			
					制御棒駆動水圧系配管・弁	常設			
					補給水系配管・弁	常設			
					原子炉圧力容器	常設			
					非常用交流電源設備	常設			
					燃料補給設備	常設			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（11／13）

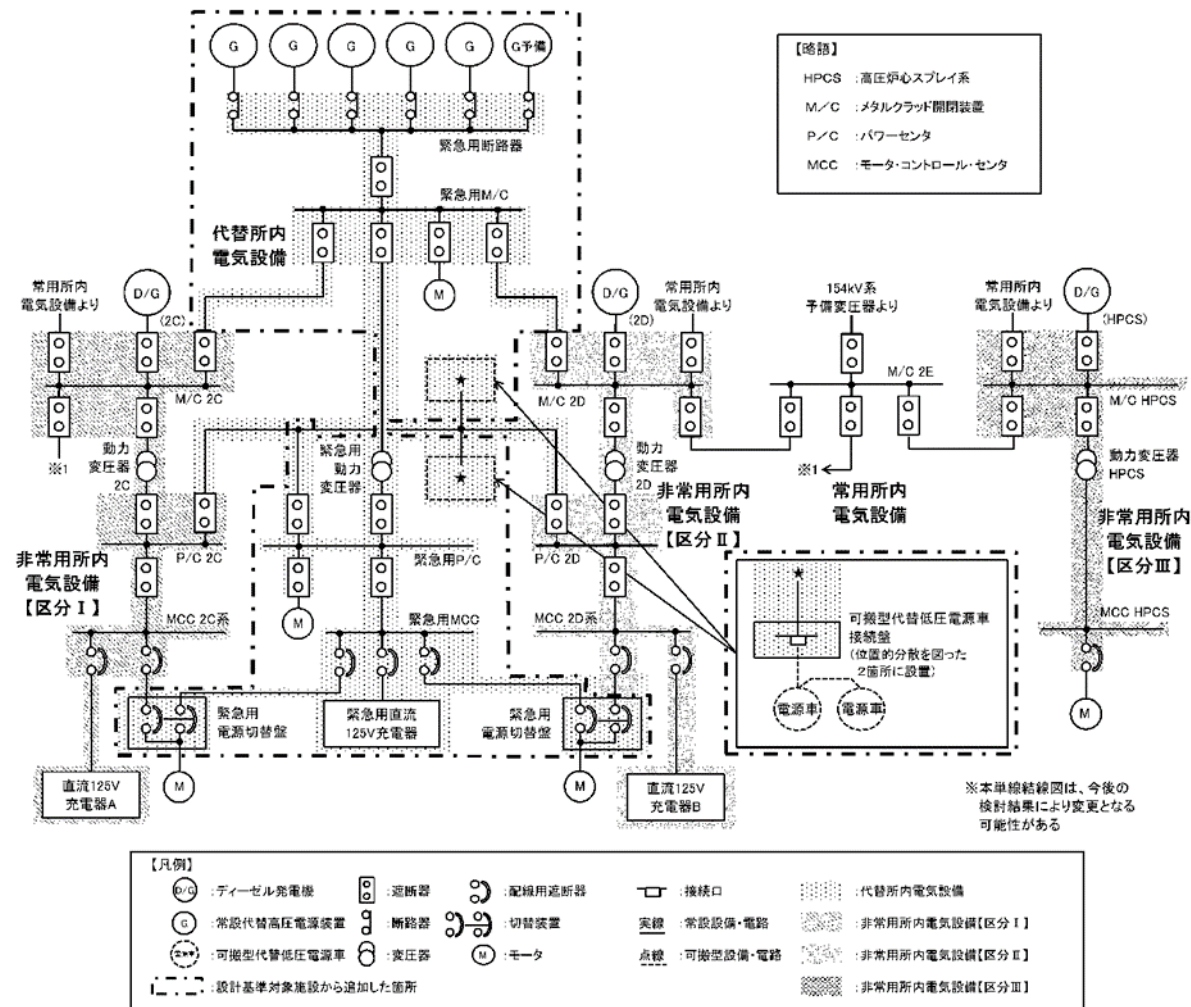
技術的能力審査基準（1.2）	適合方針
<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止する手段として、常設高圧代替注水系ポンプ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及び高圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失・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。</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（12/13）

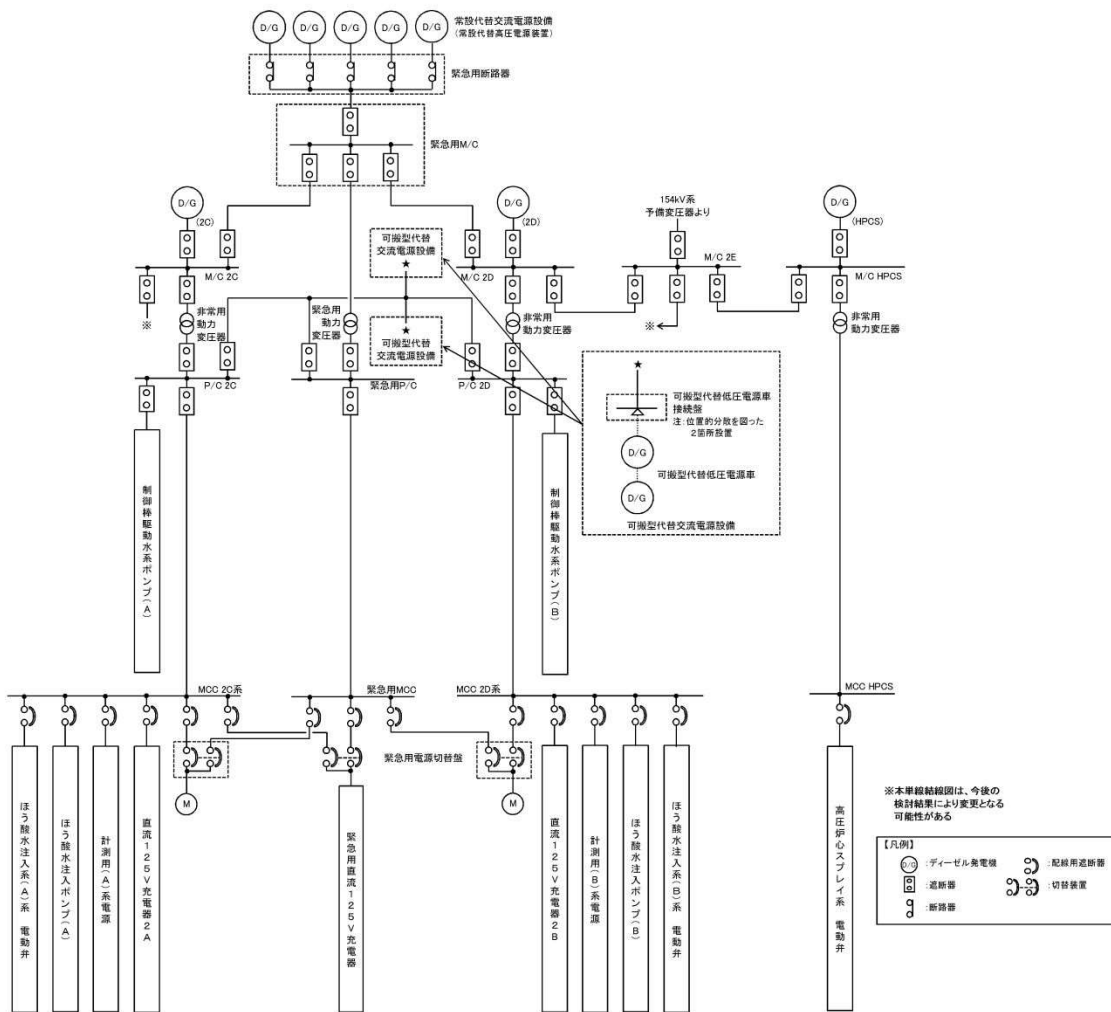
技術的能力審査基準（1.2）	適合方針
<p>b)現場操作</p> <p>i)現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p> <p>※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>	<p>弁の操作が容易に行える設備の設計及び弁の配置とした常設高圧代替注水ポンプを、現場で人力による弁の操作で起動させて原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>c)監視及び制御</p> <p>i)原子炉水位（BWR及びPWR）及び蒸気発生器水位（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>原子炉水位を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>c)監視及び制御</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>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>c)監視及び制御</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>原子炉を冷却するための原子炉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（13／13）

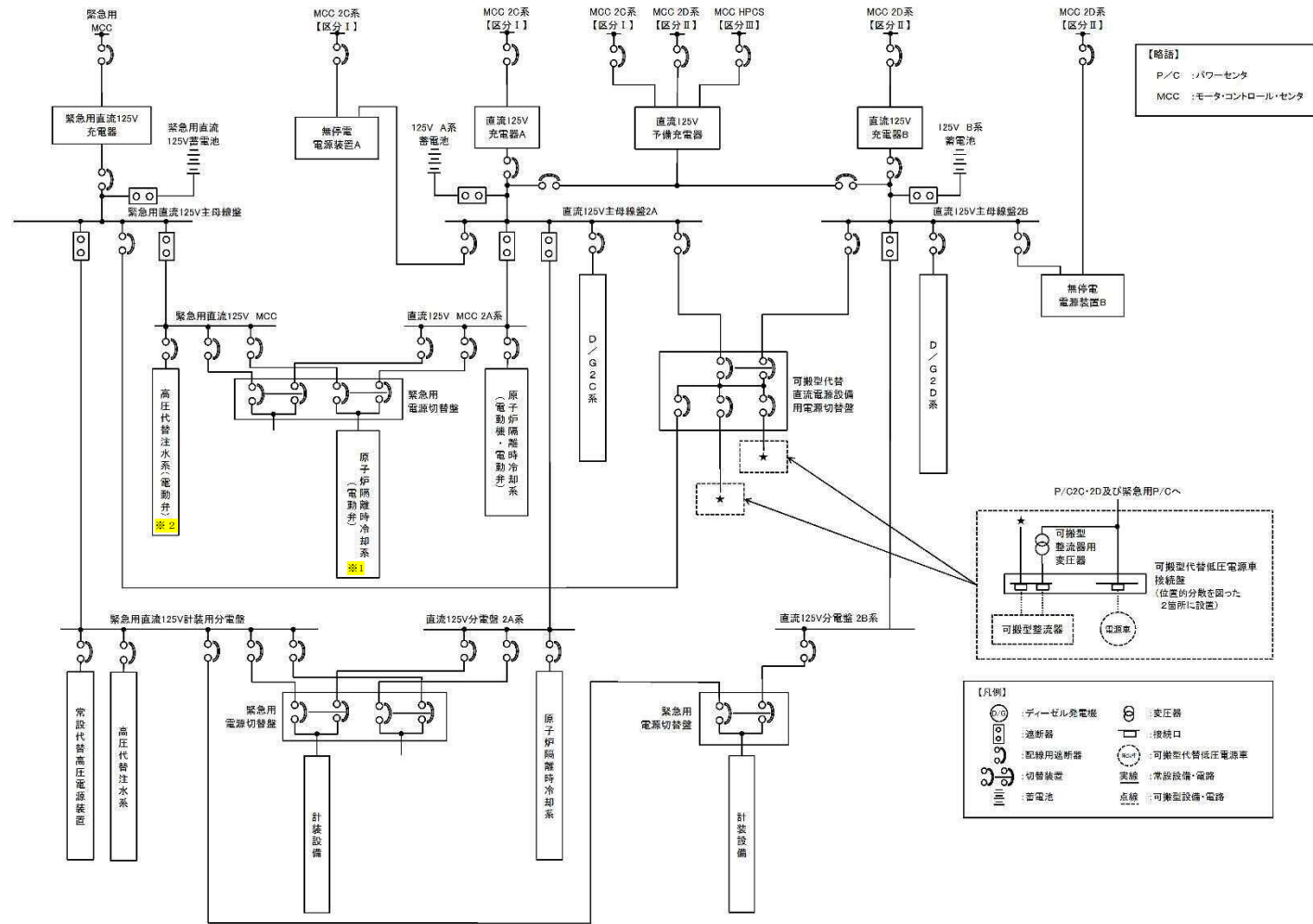
技術的能力審査基準（1.2）	適合方針
<p>(2) 復旧</p> <p>a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水（循環を含む。）すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。（BWRの場合）</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、代替直流電源（常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源）又は代替交流電源（常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備）により、原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間の運転継続に必要な直流電源を給電するための手順等を整備する。</p> <p>なお、電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>
<p>(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ため、ほう酸水注入ポンプ又は制御棒駆動水ポンプによる原子炉注水に必要な手順等を整備する。</p>



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



※1 : 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
 ※2 : 高圧代替注水系注入弁, 原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁, 高圧代替注水系タービン止め弁

第3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. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

(1) 高圧代替注水系現場起動

a. 操作概要

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合において、中央制御室からの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の注水を実施する。

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、中央制御室からの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の注水を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上4階，地下1階，地下2階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

高圧代替注水系現場起動に必要な要員数（4名），所要時間（58分以内）のうち，高圧代替注水系系統構成及びタービン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4名）

所要時間目安：58分以内（当該設備は，設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

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

a. 操作概要

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合において、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、重大事故等の進展抑制のため、ほう酸水注入系により原子炉注水を行う。

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注水の現場で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：2名（運転員等2名）

所要時間目安：60分以内

d. 操作の成立性について

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

解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧 (1/2)

手順		判断基準記載内容		解釈
1.2.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)による 対応手順	(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	—	原子炉水位低 (レベル3) 設定点	原子炉水位計 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 設定点
	(2) 高压炉心スプレイ系による原子炉注水	—	原子炉水位低 (レベル3) 設定点	原子炉水位計 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 設定点
1.2.2.2 フロントライン系故障時の 対応手順	(1) 高压代替注水系による原子炉の冷却	a. 中央制御室からの 高压代替注水系起動	原子炉水位低 (レベル3) 設定点	原子炉水位計 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 設定点
		b. 現場手動操作による 高压代替注水系起動	原子炉水位低 (レベル3) 設定点	原子炉水位計 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 設定点
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の冷却	a. 中央制御室からの 高压代替注水系起動	原子炉水位低 (レベル3) 設定点	原子炉水位計 (広帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 設定点
		b. 現場手動操作による 高压代替注水系起動	原子炉水位低 (レベル3) 設定点	原子炉水位計 (広帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 設定点

1. 判断基準の解釈一覧 (2/2)

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順	(2) 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧	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	全交流動力電源喪失時，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な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で，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備が使用可能な場合。	—
		b. 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	全交流動力電源喪失時，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な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で，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備が使用可能な場合。	—
1.2.2.4 重大事故等の進展抑制時の対応手順	(1) 重大事故等の進展抑制	a. ほう酸水注入系による原子炉注水	原子炉水位低（レベル3）設定点	原子炉水位計（広帯域）等にて原子炉水位低（レベル3）設定点
		b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水	原子炉水位低（レベル3）設定点	原子炉水位計（狭帯域）等にて原子炉水位低（レベル3）設定点

2. 操作手順の解釈一覧 (1/2)

手順			操作手順記載内容	解釈
1.2.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)による 対応手順	(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	—	原子炉隔離時冷却系系統流量の流量上昇	原子炉隔離時冷却系系統流量の流量上昇
	(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系統流量の流量上昇	高圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇
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の冷却	a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動	高圧代替注水系注入弁	—
			原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	—
			高圧代替注水系タービン止め弁	—
			高圧代替注水系系統流量の流量上昇	高圧代替注水系系統流量の流量上昇

2. 操作手順の解釈一覧 (2/2)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.2.2.2 フロントライン系故障時の対応手順	(1) 高压代替注水系による原子炉の冷却	b. 現場手動操作による高压代替注水系起動	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	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
			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	—
			高压代替注水系タービン止め弁	—
			可搬型計測器の原子炉水位指示値の上昇	可搬型計測器の原子炉水位指示値の上昇
1.2.2.4 重大事故等の進展抑制時の対応手順	(1) 重大事故等の進展抑制	a. ほう酸水注入系による原子炉注水	ほう酸水貯蔵タンク出口弁	—
			ほう酸水注入系爆破弁	—
			ほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁	—
			ほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁	—
		b. 制御棒駆動水圧系による原子炉注水	制御棒駆動水圧系流量調整弁	—
			制御棒駆動水圧系駆動水圧力調整弁	—
			制御棒駆動水圧系系統流量の流量上昇	制御棒駆動水圧系系統流量の流量上昇

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) 復旧

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 格納容器破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

d. インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手段及び設備

(a) インターフェイスシステムLOCA発生時の対応

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

e. 逃がし安全弁が作動可能な環境条件

(a) 逃がし安全弁の背圧対策

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

f. 手順等

1.3.2 重大事故等時の手順

1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 代替減圧

a. 手動による原子炉減圧

b. 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

a. 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

b. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

c. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復

(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

a. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保

b. 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保

(3) 復旧

a. 代替直流電源設備による復旧

b. 代替交流電源設備による復旧

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

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

1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順

(1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「二次格納施設制御」

1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.3.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.3.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.3.3 重大事故対策の成立性

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

添付資料1.3.4 インターフェイスシステムLOCA時の概要図

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

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

添付資料1.3.7 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

【要求事項】

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

【解釈】

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

(1) 可搬型重大事故防止設備

- a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWR の場合）又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。
- b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。
- c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。

(2) 復旧

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

(3) 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR)

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

(4) インターフェイスシステムLOCA (ISLOCA)

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

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

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器 (以下「格納容器」という。) の破損を防止するため、原子炉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、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

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

1.3.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

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

この設計基準対象施設及び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、設計基準対象施設及び設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。（第1.3-1図）

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

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

※1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

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

※2 自主対策設備

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

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

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

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

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

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 代替減圧

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

i) 原子炉減圧の自動化

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

過渡時自動減圧機能による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 過渡時自動減圧機能
- ・ 逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）
- ・ 逃がし安全弁（安全弁機能）

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、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）

また、所内常設直流電源設備への継続的な給電は、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又は可搬型代替直流電源設備にて実施する。

原子炉隔離時冷却系による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ

- ・復水貯蔵タンク

タービン・バイパス弁による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・タービン・バイパス弁

iii) 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧

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

代替逃がし安全弁駆動装置による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

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

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

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査

基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料1.3.1)

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

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

- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

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

- ・タービン・バイパス弁

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，主蒸気隔離弁が全開状態であり，かつ常用母線が健全で，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。

- ・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，原子炉を減圧する手段として有効である。

- ・代替逃がし安全弁駆動装置

逃がし安全弁（逃がし弁機能）開放まで時間を要するが，使用可能であれば，逃がし安全弁（逃がし弁機能）による代替減

圧手段として有効である。

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧

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

i) 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

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

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

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）

ii) 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

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

可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復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（自動減圧機能）

(b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

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

i) 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保

逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素の供給源を不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系（非常用）に切り替えることで窒素を確保し、原子炉を減圧する。また、逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源が高圧窒素ガス供給系（非常用）から供給されている期間中において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に伴い逃がし安全弁（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、予備の高圧窒素ガスポンベに切り替えることで窒素を確保し、原子炉を減圧する。

高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保で使用する設備は以下のとおり。

- ・高圧窒素ガスポンベ

ii) 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保

予備の高圧窒素ガスポンベから供給されている期間中において、逃がし安全弁の作動に伴い逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に

必要な窒素の圧力が低下した場合は、可搬型窒素供給装置（小型）から供給することで窒素を確保し、原子炉を減圧する。

可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素供給装置（小型）

(c) 復旧

全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により逃がし安全弁の原子炉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（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）の機能を復旧することで原子炉を減圧する手段がある。

i) 代替直流電源設備による復旧

代替直流電源設備（常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁（自動減圧機能）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（自動減圧機能）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）

ii) 代替交流電源設備による復旧

代替交流電源設備（常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備）により直流125V充電器を受電し、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て逃がし安全弁（自動減圧機能）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（自動減圧機能）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）

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

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

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

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

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

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

（添付資料1.3.1）

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源喪失、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

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。

c. 格納容器破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧する手段がある。

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

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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。

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、原子炉を減圧すること

で、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止することができる。

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

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

- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

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

d. インターフェイスシステム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、格納容器外に原子炉冷却材の漏えいが継続する。格納容器外への漏えいを抑制するため、逃がし安全弁により原子炉を減圧し、現場での弁の隔離操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離する手段がある。

原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する設備は以下のとおり。

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

「インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応（原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧）」で使用する設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置づける。

「インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応（原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離）」で使用する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 系注入弁は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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

（添付資料1.3.1）

以上の重大事故等対処設備により，インターフェイスシステム 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出来ない場合には，原子炉を減圧することで原子炉冷却材が格納容器外へ漏えいすることを抑制し，現場による弁の隔離操作で原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離することができる。

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

- ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）

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

e. 逃がし安全弁が作動可能な環境条件

(a) 逃がし安全弁の背圧対策

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、想定される重大事故等の環境条件を考慮して、格納容器内圧力が設計圧力の2倍の状態（620kPa [gage]）となった場合においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、あらかじめ供給圧力を設定する。

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

- ・高圧窒素ガスポンペ

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

(添付資料1.3.1)

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

f. 手順等

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

これらの手順は、運転員等^{※1}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）

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

（添付資料1.3.2）

1.3.2 重大事故等時の手順

1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 代替減圧

a. 手動による原子炉減圧

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

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

(a) 手順着手の判断基準

① 逃がし安全弁による減圧

【急速減圧の場合】

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系統以上起動により原子炉注水手段が確保された場合。

【炉心損傷後の原子炉減圧の場合】

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

② 原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧

低圧で原子炉へ注水可能な系統^{※1}又は低圧代替注水系^{※2}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^{※1}又は低圧代替注水系^{※2}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）又は復水系をいう。

※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，

消火系又は補給水系をいう。

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

※4：炉心損傷後における「高圧注水系統」とは、高圧炉心スプレイ系、給水系、原子炉隔離時冷却系又は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、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、消火系又は補給水系をいう。

(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。

手順の対応フローを第1.3-2図及び第1.3-3図に示す。

【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を手動で開操作し、原子炉を減圧するよう指示する。

②^a急速減圧の場合

運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁（自動減圧機能）7個を手動で開操作し、原子炉の急速減圧を実施し、発電長に報告する。

逃がし安全弁（自動減圧機能）が開放できない場合は、自動減

圧機能を有する逃がし安全弁とそれ以外の逃がし安全弁を合わせて7個を開放し、発電長に報告する。

② 炉心損傷後の原子炉減圧の場合

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）2個を手動で開操作し、原子炉を減圧し、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を復水貯蔵タンクの循環運転で起動し、原子炉を減圧するよう指示する。

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で起動し、原子炉を減圧したことを、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・バイパス弁を手動で開操作し、原子炉を減圧するよう指示する。

② 運転員等は中央制御室にて、原子炉を減圧するため、タービン・バイパス弁を開操作し、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下記のとおり想定する。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。

- ・ 逃がし安全弁による減圧：1分以内
- ・ 原子炉隔離時冷却系による減圧：22分以内
- ・ タービン・バイパス弁による減圧：3分以内

b. 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧

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

なお、原子炉減圧の確認は、中央制御室の計器により確認が可能である。

(a) 手順着手の判断基準

低圧で原子炉へ注水可能な系統^{※1}又は低圧代替注水系^{※2}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。

※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）又は復水系をいう。

※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，消火系又は補給水系をいう。

(b) 操作手順

代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.3-2図に、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、運転員等に代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力指示値を確認する。

- ③運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、代替逃がし安全弁駆動装置窒素ポンベ圧力指示値が0.5MPa [gage] 以上であり、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の駆動源が確保されていることを確認する。
- ④運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、代替逃がし安全弁駆動装置排気ライン止め弁を閉にし、耐圧ホースの接続を実施する。
- ⑤運転員等は、発電長に代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧の準備が完了したことを報告する。
- ⑥発電長は、運転員等に代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧を指示する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を閉を確認する。
- ⑧運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、代替逃がし安全弁駆動装置窒素供給弁及び格納容器隔離弁を開とする。
- ⑨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1名、現場対応を運転員等2名にて実施した場合、作業開始を判断してから代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧開始まで101分以内と想定する。

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

(添付資料1.3.3)

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応

手段の選択フローチャートを第1.3-20図に示す。

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

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

代替逃がし安全弁駆動装置は、使用準備に時間を要することから、逃がし安全弁が使用不可能な場合に、あらかじめ準備を行い、使用準備が完了したら代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉の減圧を実施する。

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

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

1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

a. 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、常設代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して、原子炉を減圧する。その後、可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を継続的に供給する。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁による原子炉の減圧がでない場合。

(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。

手順の対応フローを第1.3-2図に、概要図を第1.3-6図に、タイムチャートを第1.3-7図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に逃がし安全弁（自動減圧機能）の電源を所内常設直流電源設備から常設代替直流電源設備への切替準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、常設代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）開放に必要な緊急用直流電源母線電圧が確保されていることを確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に逃がし安全弁（自動減圧機能）の電源を所内常設直流電源設備から常設代替直流電源設備への切り替えを指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、逃がし安全弁（自動減圧機能）を閉とし、逃がし安全弁の制御回路電源を所内常設直流電源設備から常設代替直流電源設備への切り替えを実施し、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）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）を手動にて開操作し、原子炉圧力容器内の圧力が低下したことを確認し、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1名にて実施した場合、作業開始を判断してから常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放まで5分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

また、常設代替直流電源設備の枯渇による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動電源喪失を防止するため、可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を継続的に維持させる。なお、可搬型代替直流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

b. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

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

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.3-2図に、概要図を第1.3-8図に、タイムチャートを第1.3-9図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に逃がし安全弁（自動減圧機能）の電源を所内常設直流電源設備から可搬型代

替直流電源設備への切替準備を指示する。

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

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

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

⑤発電長は、運転員等に可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）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）を手動にて開操作し、原子炉圧力容器内の圧力が低下したことを確認し、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1名にて実施した場合、作業開始を判断してから常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）開放まで5分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。なお、可搬型代替直流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

c. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失し

た場合、中央制御室にて逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を開放して、原子炉の減圧を実施する。

なお、原子炉減圧の確認は、中央制御室の計器により確認が可能である。

(a) 手順着手の判断基準

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

(b) 操作手順

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

手順の対応フローを第1.3-2図に、概要図を第1.3-10図に、タイムチャートを第1.3-11図に示す。

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

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

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

⑦運転員等は中央制御室にて、接続した可搬型計測器の原子炉圧力指示値の低下により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開放まで56分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

a. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保

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

また、高圧窒素ガス供給系（非常用）からの供給期間中において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の窒素の供給圧力が低下した場合に、予備の高圧窒素ガスポンペへ切り替えを実施し、使用済みの高圧窒素ガスポンペを予備の高圧窒素ガスポンペと交換する。

(a) 手順着手の判断基準

【不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系（非常用）への切替】

不活性ガス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圧力低下を確認した場合。

【高圧窒素ガス供給系（非常用）高圧窒素ガスポンベ切替】

高圧窒素ガス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、高圧窒素ガスポンベ圧力低下を確認した場合。

(b) 操作手順

高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3-12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、運転員等に高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、高圧窒素ガスポンベ供給止め弁が開いたことを確認する。あわせて、自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低警報が消灯することを確認する。
- ③運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、自動減圧系作動用アキュムレータ供給圧力指示値が0.902MPa [gage] 以上であり、逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源が確保されていることを確認し、発電長に報告する。
- ④発電長は、高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）への窒素供給中に、高圧窒素ガスポンベ圧力低下を確認した場合、運転員等に予備ポンベラックに配備している予備の高圧窒素ガスポンベと使用済みの高圧窒素ガスポンベの交換を指示する。
- ⑤運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、予備の高圧窒素ガスポンベ

を運搬し、使用済みの高圧窒素ガスボンベと予備の高圧窒素ガスボンベの入れ替えを実施する。

⑥運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、使用済みの高圧窒素ガスボンベを予備の高圧窒素ガスボンベに切り替えを実施し、発電長に報告する。

⑦発電長は、運転員等に高圧窒素ガスボンベを交換した後の窒素供給圧力指示値の確認を指示する。

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

(c) 操作の成立性

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

【不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系（非常用）への切替】

- ・中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、1分以内と想定する。

【高圧窒素ガス供給系（非常用）高圧窒素ガスボンベ切替】

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

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

(添付資料1.3.3)

b. 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保

高圧窒素ガス供給系（非常用）からの供給期間中において、逃がし安

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

(a) 手順着手の判断基準

高压窒素ガス供給系（非常用）から逃がし安全弁（自動減圧機能）へ作動用の窒素供給期間中に、高压窒素ガスポンペ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）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.3-14図に、タイムチャートを第1.3-15図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための準備を依頼する。
- ②発電長は、運転員等に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための系統構成を指示する。
- ③運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟及び原子炉建屋原子炉棟にて、可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための系統構成を実施し、発電長に報告する。
- ④発電長は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための系統構成が完了したことを連絡する。
- ⑤発電長は、運転員等に窒素供給用ホースの接続を指示する。
- ⑥運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟及び原子炉建屋原子炉棟にて、窒素供給用ホースを接続し、発電長に報告する。

- ⑦災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための準備を指示する。
- ⑧重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置を原子炉建屋附属棟東側屋外に配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。
- ⑨重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源を確保するための準備が完了したことを報告する。
- ⑩災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）への駆動源の供給開始を連絡する。
- ⑪災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）への駆動源の供給開始を指示する。
- ⑫重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）への駆動源供給のための系統構成を実施し、可搬型窒素供給装置（小型）を起動する。
- ⑬重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置（小型）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源へ供給を開始し、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置（小型）により逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動源へ供給を開始したことを報告する。
- ⑭災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置（小型）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源の確保が完了したことを連絡する。

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

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

(c) 操作の成立性

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

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

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

(添付資料1.3.3)

(3) 復旧

a. 代替直流電源設備による復旧

常設直流電源喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により逃がし安全弁(自動減圧機能)の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁(自動減圧機能)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(自動減圧機能)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(自動減圧機能)による原子炉減圧操作は，中央制御室対応を運転員等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，逃がし安全弁開放まで1分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

b. 代替交流電源設備による復旧

全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し，逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により直流125V充電器を受電し，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(自動減圧機能)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(自動減圧機能)による原子炉減圧操作は、中央制御室対応を運転員等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、逃がし安全弁開放まで1分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.3-21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、可搬型代替直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁(自動減圧機能)を作動させて原子炉を減圧する。

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

全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合、常設代替交

流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により直流125V充電器に給電することで直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を復旧する。

逃がし安全弁作動用窒素の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、高圧窒素ガスポンベにより逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用窒素を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させて原子炉を減圧する。

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

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

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

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

1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順

(1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「二次格納施設制御」

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

漏えい箇所の隔離ができない場合は、逃がし安全弁により原子炉を減圧

することで、原子炉建屋原子炉棟への原子炉冷却材漏えいを抑制し、漏えい箇所との隔離を行う。

a. 手順着手の判断基準

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

b. 操作手順

「二次格納施設制御」における操作手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.3-16図、第1.3-17図及び第1.3-18図にタイムチャートを第1.3-19図に示す。

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

⑨運転員等は中央制御室にて，逃がし安全弁により原子炉急速減圧を行い，原子炉の減圧を実施することで，原子炉建屋原子炉棟への原子炉冷却材漏えい量を抑制する。

⑩運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の起動操作を実施し，発電長に報告する。

⑪発電長は，運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位異常低下（レベル2）設定点から原子炉水位低（レベル3）設定点の間で維持するよう指示する。

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は原子炉へ注水可能な系統又は代替注水系により，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指示する。

⑯運転員等は中央制御室にて，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態では原子炉へ注水可能な系統又は代替注水系により，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3名及び重大事故対応要員1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ため、現場での隔離操作は環境性等を考慮し、自給式呼吸用保護具を着用する。

(中央制御室からの遠隔隔離操作の成立性)

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

上記試験を行う際は、系統圧力を監視し上昇傾向にならないことを確認しながら操作し、系統圧力が上昇傾向になった場合は速やかに原子炉注入弁の閉操作を実施することとしている。しかし、隔離弁の隔離失敗等により閉操作が困難となり系統圧力が異常に上昇し、低圧設計部分の過圧を示す警報の発生及び漏えい関連警報が発生した場合には、同試験

を実施していた非常用炉心冷却系でインターフェイスシステムLOCAが発生していると判断できる。これにより、漏えい箇所の特定及び隔離操作箇所の特定が容易であり、中央制御室からの隔離操作を速やかに行うことを可能とする。

(現場隔離操作の成立性)

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

(溢水の影響)

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

(インターフェイスシステムLOCAの検知について)

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

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

1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備による復旧手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。

可搬型窒素供給装置（小型）、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備への燃料補給手順については、「1.14

電源の確保に関する手順等」に整備する。

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

第1.3-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対応設備，手順書一覧（1/18）

（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
フロントライン系故障時	自動減圧系	（過渡時自動減圧機能による減圧） 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）※2	重大事故等対処設備	※1
				逃がし安全弁（安全弁機能）	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			関連設備	自動減圧機能用アキュムレータ 主蒸気系配管・クエンチャ	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

※1：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。

※2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※3：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。

※4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※6：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（2／18）

（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	
フロントライン系故障時	自動減圧系	手動による原子炉減圧 （逃がし安全弁による減圧①）	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」
			関連設備	自動減圧機能用アキュムレータ 主蒸気系配管・クエンチャ 所内常設直流電源設備※ ³ 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 常設代替直流電源設備※ ³ 可搬型代替直流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－1」 重大事故等対策要領

※1：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。

※2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※3：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。

※4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※6：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（3／18）

（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
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減圧②) 手動による原子炉減圧	主要設備	逃がし安全弁（逃がし弁機能）	自主対策設備
			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※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 燃料補給設備※3	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」 非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水-1」 重大事故等対策要領

※1：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。

※2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※3：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。

※4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※6：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（4／18）

（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
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 （設計基準拡張）
				復水貯蔵タンク	自主対策設備
			関連設備	所内常設直流電源設備※3	重大事故等対処設備
				原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
				補給水系配管・弁	自主対策設備
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」 重大事故等対策要領

※1：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。

※2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※3：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。

※4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※6：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（5／18）

（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
フロントライン系故障時	自動減圧系	(タービン・バイパス弁による減圧) 手動による原子炉減圧	主要設備	タービン・バイパス弁	自主対策設備
			関連設備	タービン制御系	自主対策設備

※1：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。

※2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※3：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。

※4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※6：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（6／18）

（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
フロント系故障時	自動減圧系	代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧	主要設備	逃がし安全弁（逃がし弁機能）※4	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ	重大事故等対処設備	
				代替逃がし安全弁駆動装置	自主対策設備	

※1：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。

※2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※3：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。

※4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※6：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 (7/18)

(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
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)	逃がし安全弁機能回復 常設代替直流電源設備による	主要設備	逃がし安全弁 (自動減圧機能)	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 常設代替直流電源設備※3	

※1: 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。

※2: 逃がし安全弁 (自動減圧機能) B 及び C が対象である。

※3: 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。

※4: 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) A, G, S 及び V が対象である。

※5: 逃がし安全弁 (自動減圧機能) のうち2個が対象である。

※6: 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。

非常時運転手順書 II
(徴候ベース)
「急速減圧」

重大事故等対策要領

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (8/18)

(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
サポート系故障時	所内常設直流電源設備 (常設直流電源系統)	可搬型代替直流電源設備による 逃がし安全弁機能回復	主要設備	逃がし安全弁 (自動減圧機能)	重大事故等対処設備
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 可搬型代替直流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	

※1: 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。

※2: 逃がし安全弁 (自動減圧機能) B 及び C が対象である。

※3: 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。

※4: 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) A, G, S 及び V が対象である。

※5: 逃がし安全弁 (自動減圧機能) のうち2個が対象である。

※6: 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 (9/18)

(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
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 (自動減圧機能) ※5	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備
			関連設備	逃がし安全弁用可搬型蓄電池 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	

※1: 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。

※2: 逃がし安全弁 (自動減圧機能) B 及び C が対象である。

※3: 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。

※4: 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) A, G, S 及び V が対象である。

※5: 逃がし安全弁 (自動減圧機能) のうち2個が対象である。

※6: 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。

非常時運転手順書Ⅱ
(徴候ベース)
「急速減圧」

重大事故等対策要領

対応手段，対応設備，手順書一覧（10／18）

（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
サポート系故障時	-	高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保	主要設備	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	高圧窒素ガスポンペ 自動減圧機能用アキュムレータ 高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁	

※1：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。

※2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※3：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。

※4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※6：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（11／18）

（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
サポート系故障時	—	高圧窒素ガス供給系（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 （微候ベース） 「急速減圧」 重大事故等対策要領
			関連設備	自動減圧機能用アキュムレータ 高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	
				可搬型窒素供給装置（小型）	自主対策設備	

※1：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。

※2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※3：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。

※4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※6：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 (12/18)

(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
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)	代替直流電源設備による復旧	主要設備	逃がし安全弁 (自動減圧機能)	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「急速減圧」 重大事故等対策要領
	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)		関連設備	常設代替直流電源設備※ ³ 可搬型代替直流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	

※1: 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。

※2: 逃がし安全弁 (自動減圧機能) B 及び C が対象である。

※3: 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。

※4: 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) A, G, S 及び V が対象である。

※5: 逃がし安全弁 (自動減圧機能) のうち2個が対象である。

※6: 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 (13/18)

(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
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	主要設備	逃がし安全弁(自動減圧機能)	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備
			関連設備	常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	

※1: 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。

※2: 逃がし安全弁(自動減圧機能) B及びCが対象である。

※3: 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。

※4: 逃がし安全弁(逃がし弁機能) A, G, S及びVが対象である。

※5: 逃がし安全弁(自動減圧機能)のうち2個が対象である。

※6: 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。

非常時運転手順書Ⅱ
(徴候ベース)
「急速減圧」

重大事故等対策要領

対応手段，対応設備，手順書一覧（14／18）

（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
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直接加熱の防止①	主要設備	逃がし安全弁（自動減圧機能）	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－1」
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	

※1：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。

※2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※3：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。

※4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※6：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（15／18）

（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
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）	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－1」
			関連設備	主蒸気系配管・クエンチャ	重大事故等対処設備	
				逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備	

※1：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。

※2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※3：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。

※4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※6：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 (16/18)

(インターフェイスシステムLOCA発生)

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

※1: 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。

※2: 逃がし安全弁 (自動減圧機能) B及びCが対象である。

※3: 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。

※4: 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) A, G, S及びVが対象である。

※5: 逃がし安全弁 (自動減圧機能) のうち2個が対象である。

※6: 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（17／18）

（インターフェイスシステムLOCA発生）

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

※1：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。

※2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※3：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。

※4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※6：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（18／18）

（逃がし安全弁が作動可能な条件）

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

※1：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。

※2：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※3：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。

※4：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※5：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

※6：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原子炉の減圧 【急速減圧の場合】	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	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1}
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (SA広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA燃料域) ^{※1}
		格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 ^{※1}
		格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度 ^{※1}
a. 手動による原子炉減圧 ①逃がし安全弁による減圧 【炉心損傷後の減圧の場合】	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ^{※1} 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ^{※1}
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 ^{※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	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	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1}
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (SA広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA燃料域) ^{※1}
		格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ^{※1} 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ^{※1}
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 ^{※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (2/6)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)		
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 代替減圧				
a. 手動による原子炉減圧 ②原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転による減圧	判断基準	注水手段の確保 (運転状態)	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 低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	
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1}	
	操作	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	
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1}	
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (SA広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA燃料域) ^{※1}	
		格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 ^{※1}	
		格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度 ^{※1}	
	a. 手動による原子炉減圧 ③タービン・バイパス弁による減圧	判断基準	注水手段の確保 (運転状態)	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ^{※3} 低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
			原子炉压力容器内の圧力	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		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1}	
		原子炉压力容器内の水位	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. 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧		判断基準	原子炉压力容器内の圧力 原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1}	
		操作	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (SA) ^{※1}
			補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力 ^{※3} 代替逃がし安全弁駆動装置窒素ガスポンベ出口圧力 ^{※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (3/6)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧			
a. 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 ^{※3} 直流 125V 主母線盤 2 B 電圧 ^{※3}
		原子炉压力容器内の圧力	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}
		原子炉压力容器内の圧力	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}
		原子炉压力容器内の圧力	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}
		原子炉压力容器内の圧力	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}
		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}
	操作	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}

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (4/6)

対応手順		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧			
a. 高圧窒素ガス供給系 (非常用) による窒素確保 【不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系 (非常用) への切替】	判断基準	駆動源の確保	自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低警報 高圧窒素ガス供給系供給圧力 ^{※3}
	操作	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力
a. 高圧窒素ガス供給系 (非常用) による窒素確保 【高圧窒素ガス供給系 (非常用) 高圧窒素ガスポンベ切替】	判断基準	駆動源の確保	高圧窒素ガスポンベ圧力低警報 高圧窒素ガス供給系供給圧力 ^{※3} 窒素ガスポンベ出口圧力 ^{※3}
	操作	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力 ^{※3} 窒素ガスポンベ出口圧力 ^{※3}
b. 可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保	判断基準	駆動源の確保	高圧窒素ガスポンベ圧力低警報 高圧窒素ガス供給系供給圧力 ^{※3} 窒素ガスポンベ出口圧力 ^{※3}
	操作	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系供給圧力 ^{※3}

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

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (5/6)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順		
(1) 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「二次格納施設制御」	判断基準	格納容器バイパスの監視
		漏えい関連警報
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 高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※1 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力※1 低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※1 残留熱除去系ポンプ吐出圧力※1 主蒸気流量 給水流量 ISOLATION SYS MS LINE PRESS HIGH ISOLATION SYS MS LINE FLOW HIGH LDS CUW ΔP HIGH OR CONT. TROUBLE RCIC PUMP SUCTION PRESS HIGH 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 プロセス放射線モニタ警報 火災報知器警報 原子炉建屋内放射線モニタ警報 原子炉建屋内ダストモニタ警報 床漏えい警報 原子炉建屋サンプ液位警報 原子炉建屋サンプ温度警報 原子炉建屋内異常漏えい警報 HPCS SPRAY HEAD TO TOP OF CORE-PLATE ΔP HIGH HPCS PUMP SUCTION PRESS HI/LO RHR INJECTION VALVE ΔP LOW RHR PUMP DISCH PRESS ABNORMAL HI/LO RHR SHUTDOWN HEADER PRESS HIGH LPCS INJECTION VALVE ΔP LOW LPCS PUMP ABNORMAL HI/LO DISCH PRESS		

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

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す

監視計器一覧 (6/6)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順			
(1) 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「二次格納施設制御」	操作	格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1 原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1 ドライウエル雰囲気温度※1 ドライウエル圧力※1 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※1 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力※1 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力※1 残留熱除去系ポンプ吐出圧力※1 主蒸気流量 給水流量
		原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量※1 残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1
		補機監視機能	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 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 代替淡水貯槽水位※1
		格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度※1
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※1 残留熱除去系熱交換器出口温度※1 残留熱除去系系統流量※1 残留熱除去系海水系系統流量※1

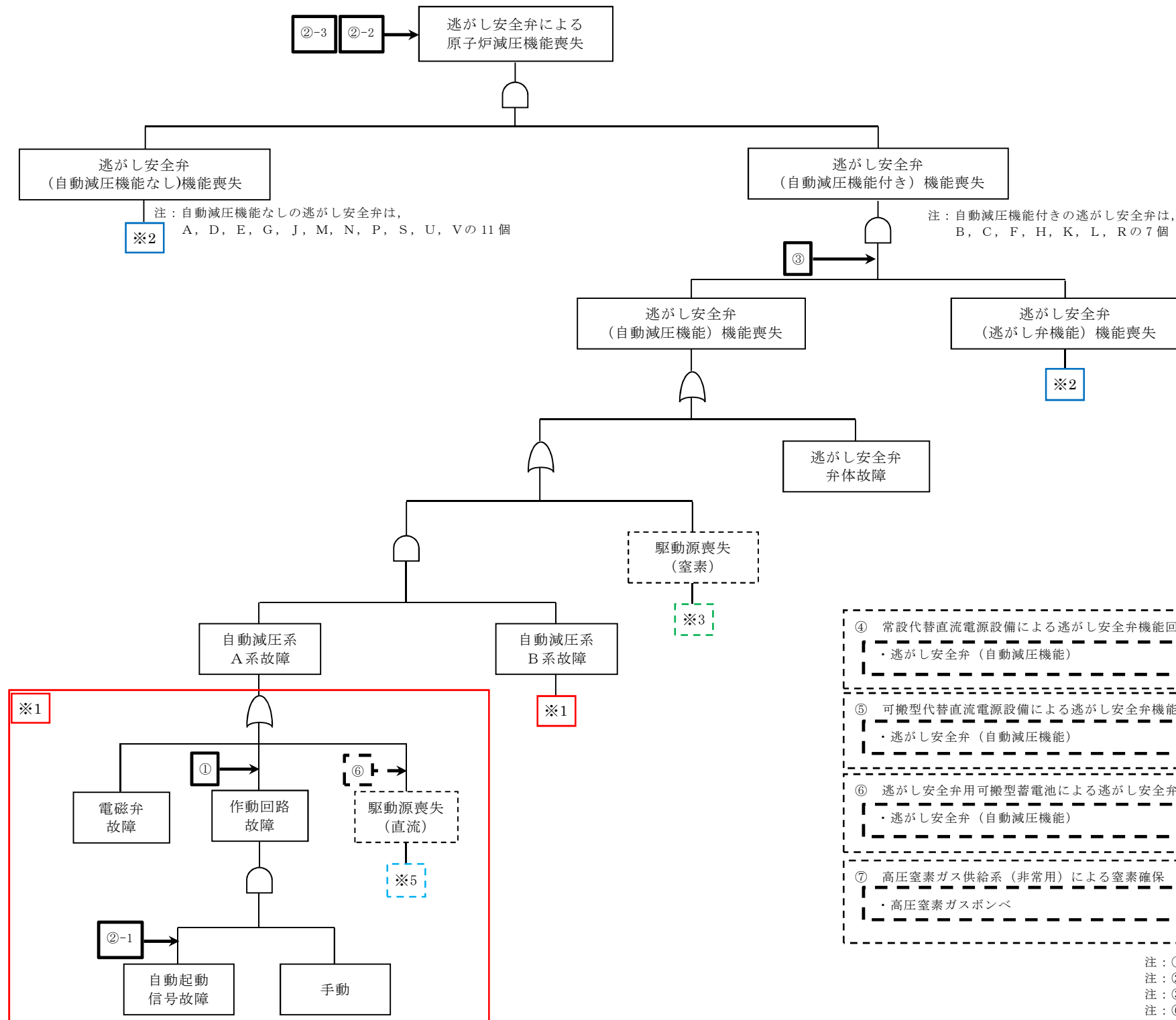
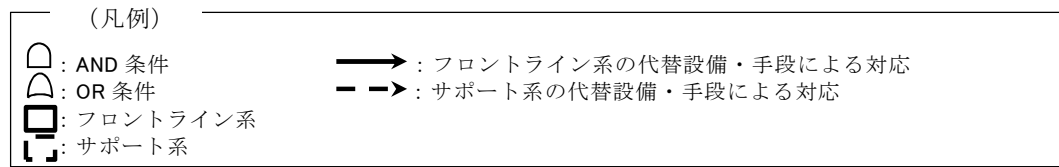
※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

第1.3-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p>	逃がし安全弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 緊急用直流 125V 主母線盤
	中央制御室監視計器類	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 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 緊急用直流125V主母線盤

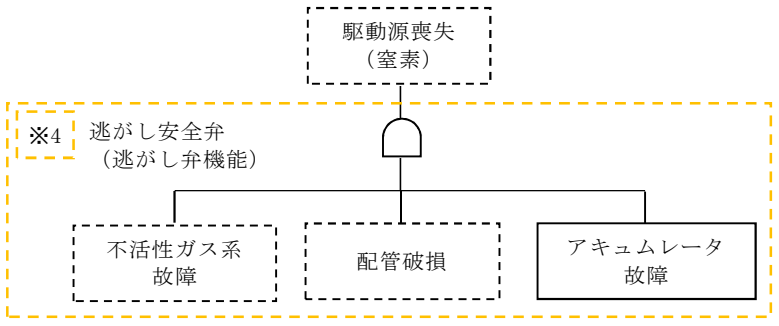
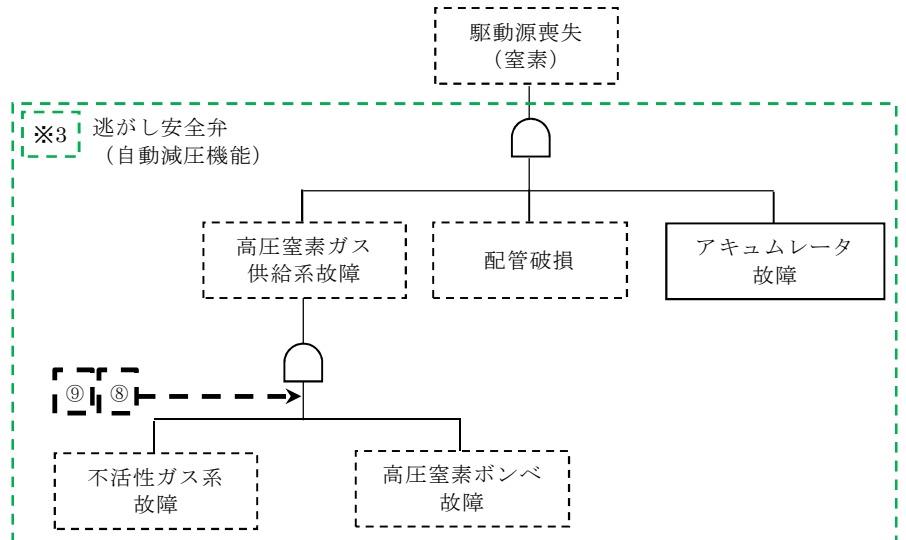
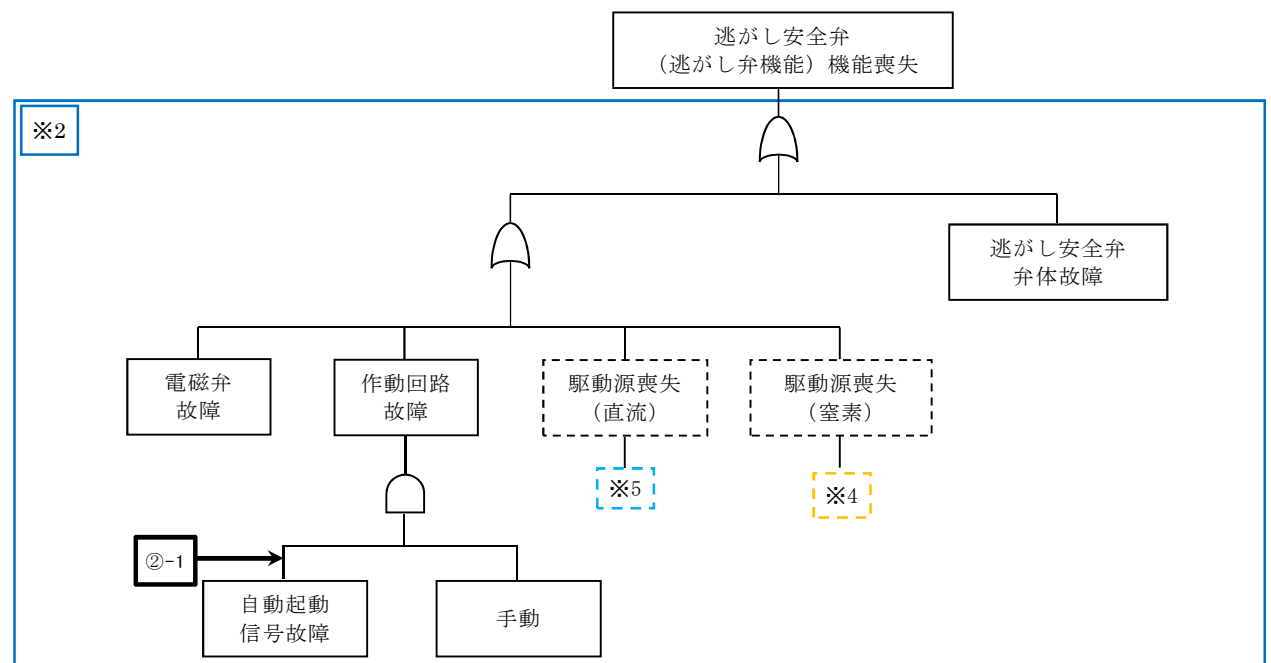
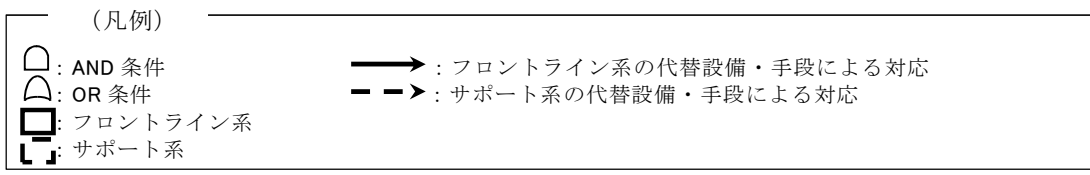


- ① 原子炉減圧の自動化 (過渡時自動減圧機能)
 - ・過渡時自動減圧機能
 - ・逃がし安全弁 (過渡時自動減圧機能)
- ②-1 手動による原子炉の減圧 (逃がし安全弁)
 - ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
 - ・逃がし安全弁 (逃がし弁機能)
- ②-2 手動による原子炉の減圧 (タービン・バイパス弁)
 - ・タービン・バイパス弁
- ②-3 手動による原子炉の減圧 (原子炉隔離時冷却系)
 - ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
 - ・復水貯蔵タンク
- ③ 代替逃がし安全弁駆動装置による減圧
 - ・逃がし安全弁 (逃がし弁機能)

- ④ 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復
 - ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
- ⑤ 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復
 - ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
- ⑥ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復
 - ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
- ⑦ 高圧窒素ガス供給系 (非常用) による窒素確保
 - ・高圧窒素ガスポンプ
- 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)
- ⑨ 代替直流電源設備による復旧
 - ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
- ⑩ 代替交流電源設備による復旧
 - ・逃がし安全弁 (自動減圧機能)

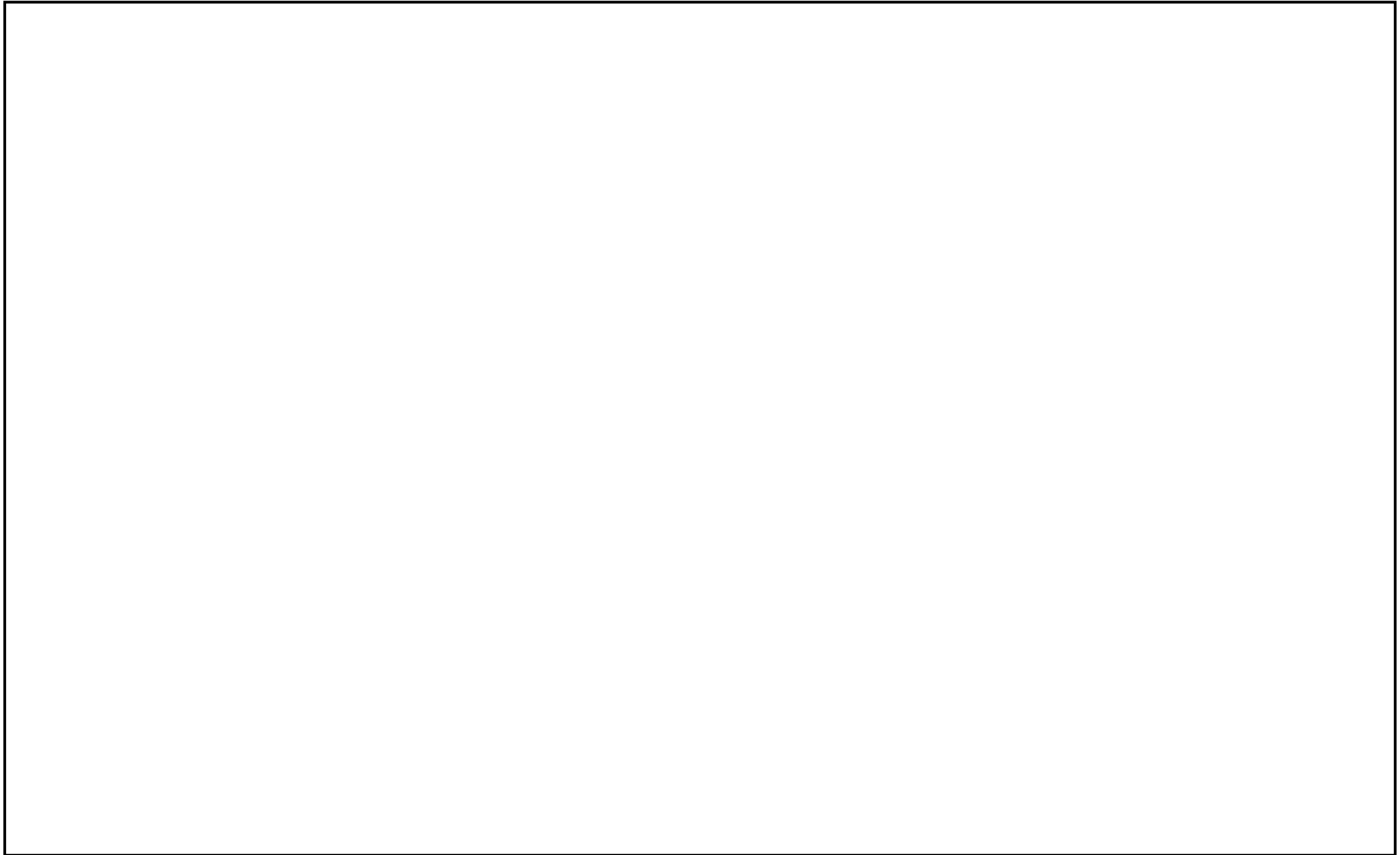
注：①の逃がし安全弁 (過渡時自動減圧機能) は逃がし安全弁 (自動減圧機能) B及びCが対象
 注：②-2の対策は、主蒸気隔離弁開時のみ有効
 注：③の対策は、逃がし安全弁 (逃がし弁機能) A、G、S及びVが対象
 注：⑥の対策は、逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7個のうち2個
 注：⑧の対策は、逃がし安全弁 (自動減圧機能) 用電磁弁A系のみ有効

第1.3-1図 機能喪失原因対策分析 (1/3)

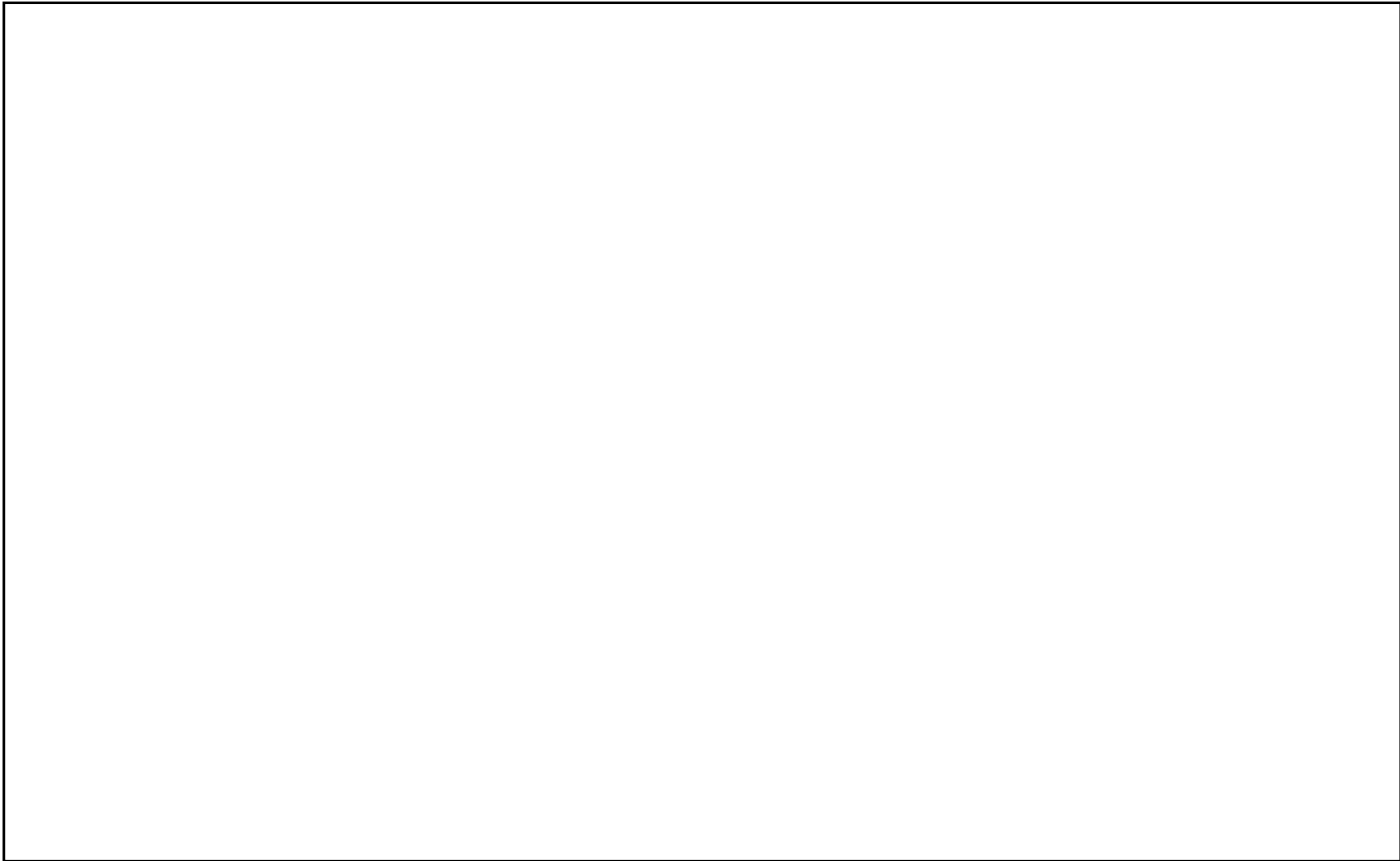


- | | |
|--|--|
| ① 原子炉減圧の自動化 (過渡時自動減圧機能)
・過渡時自動減圧機能
・逃がし安全弁 (過渡時自動減圧機能) | ④ 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復
・逃がし安全弁 (自動減圧機能) |
| ②-1 手動による原子炉の減圧 (逃がし安全弁)
・逃がし安全弁 (自動減圧機能)
・逃がし安全弁 (逃がし安全弁) | ⑤ 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復
・逃がし安全弁 (自動減圧機能) |
| ②-2 手動による原子炉の減圧 (タービン・バイパス弁)
・タービン・バイパス弁 | ⑥ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復
・逃がし安全弁 (自動減圧機能) |
| ②-3 手動による原子炉の減圧 (原子炉隔離時冷却系)
・原子炉隔離時冷却系ポンプ
・復水貯蔵タンク | ⑦ 高圧窒素ガス供給系 (非常用) による窒素確保
・高圧窒素ガスポンプ |
| ③ 代替逃がし安全弁駆動装置による減圧
・逃がし安全弁 (逃がし弁機能) | ⑧ 可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保
・可搬型窒素供給装置 (小型) |
| | ⑨ 代替直流電源設備による復旧
・逃がし安全弁 (自動減圧機能) |
| | ⑩ 代替交流電源設備による復旧
・逃がし安全弁 (自動減圧機能) |

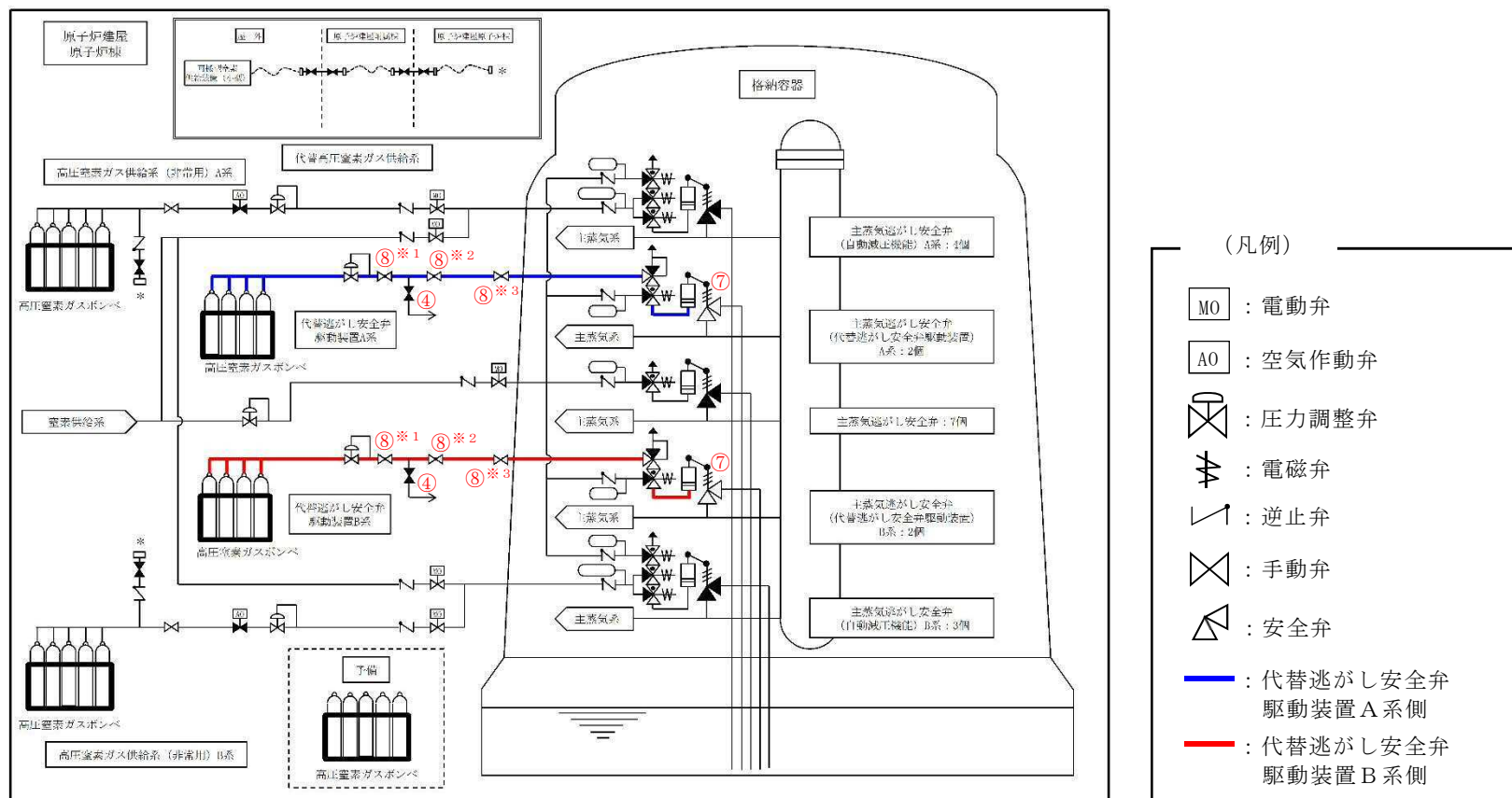
第1.3-1図 機能喪失原因対策分析 (2/3)



第1.3-2図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）不測事態 「急速減圧」における対応フロー



第1.3-3図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-1」における対応フロー



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④	代替逃がし安全弁駆動装置排気ライン止め弁	⑧※1	代替逃がし安全弁駆動装置窒素供給弁
⑦	逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	⑧※2, ※3	格納容器隔離弁

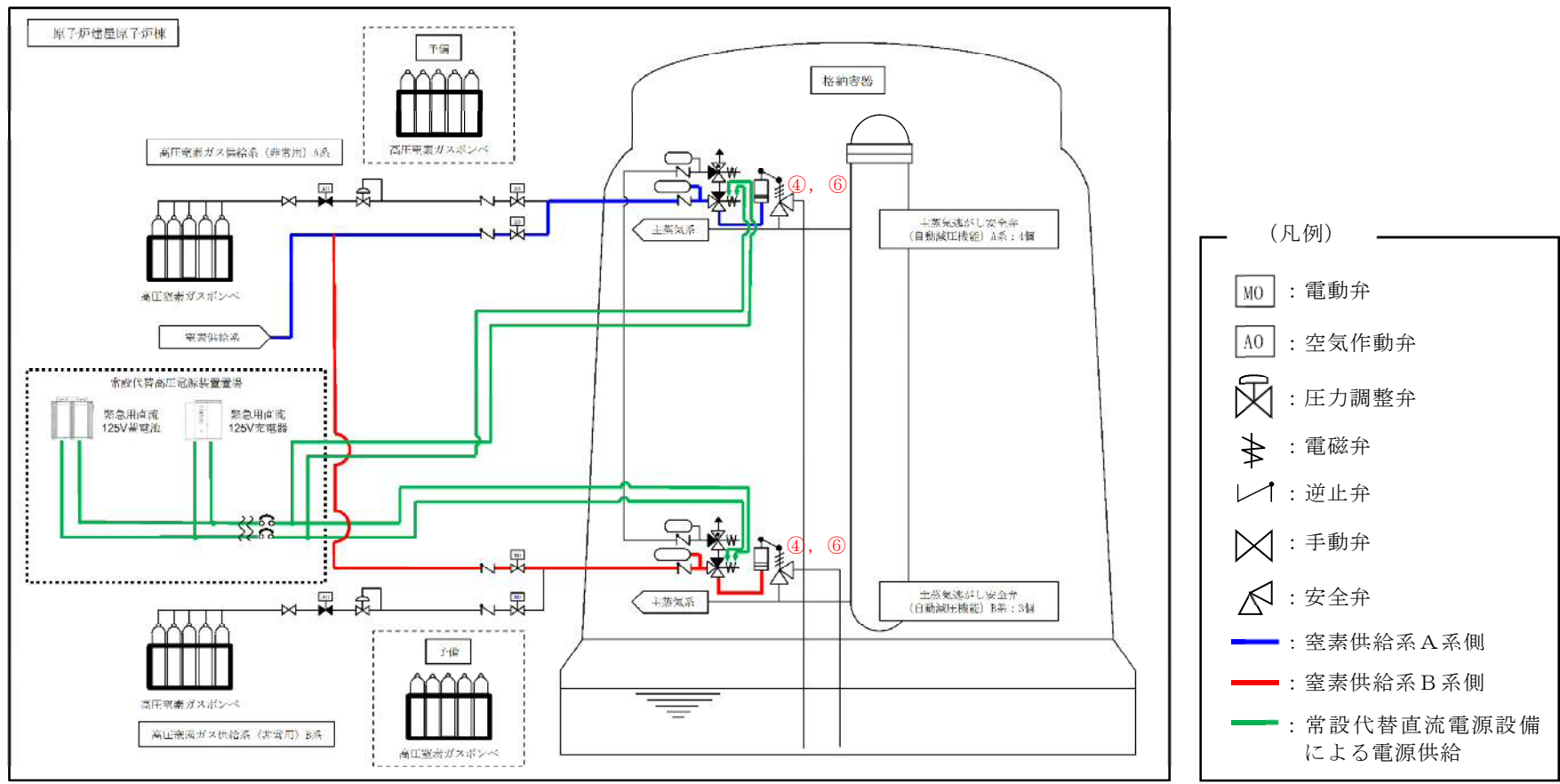
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.3-4図 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧 概要図

手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間 (分)										備考							
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		110	120					
			代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧 101分																	
代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧	運転員等 (中央制御室)	1	可搬型計測器接続																	
	運転員等 (現場)	2	移動			系統構成														

第 1.3-5 図 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧 タイムチャート



操作手順	弁名称
④, ⑥	逃がし安全弁 (自動減圧機能)

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

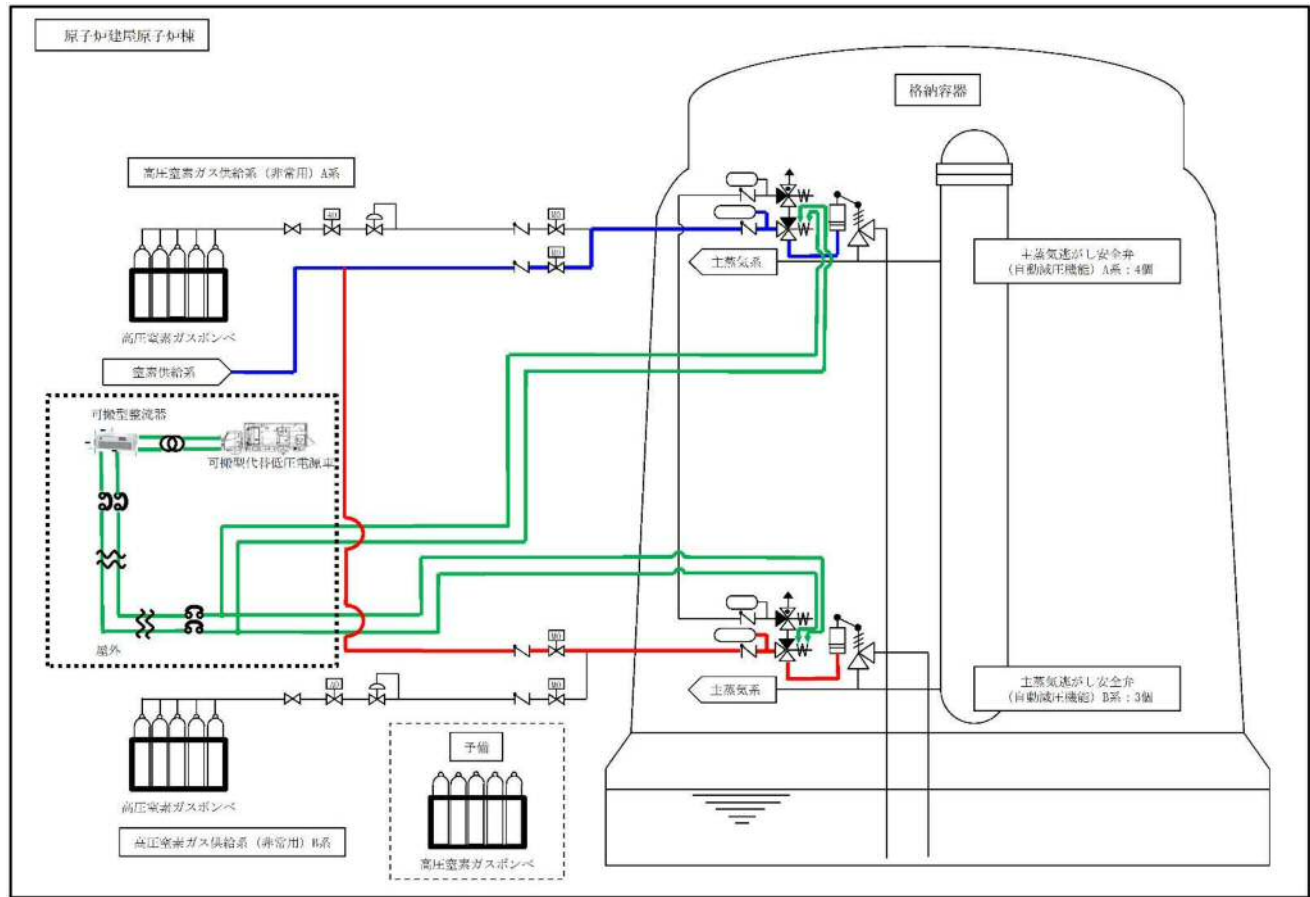
注：常設直流電源設備による電源供給については、逃がし安全弁 (自動減圧機能) 用電磁弁 A 系への供給を示す。

第1.3-6図 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 概要図

		経過時間(分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 5分										
常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	運転員等 (中央制御室)	1					必要な負荷の電源切替操作					
							設圧開始操作					

第1.3-7図 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 タイムチャ

ート



- (凡例)
- MO : 電動弁
 - AO : 空気作動弁
 - ⊗ : 圧力調整弁
 - ⊕ : 電磁弁
 - ∇ : 逆止弁
 - ⊗ : 手動弁
 - △ : 安全弁
 - (Blue) : 窒素供給系 A系側
 - (Red) : 窒素供給系 B系側
 - (Green) : 可搬型代替直流電源設備による電源供給

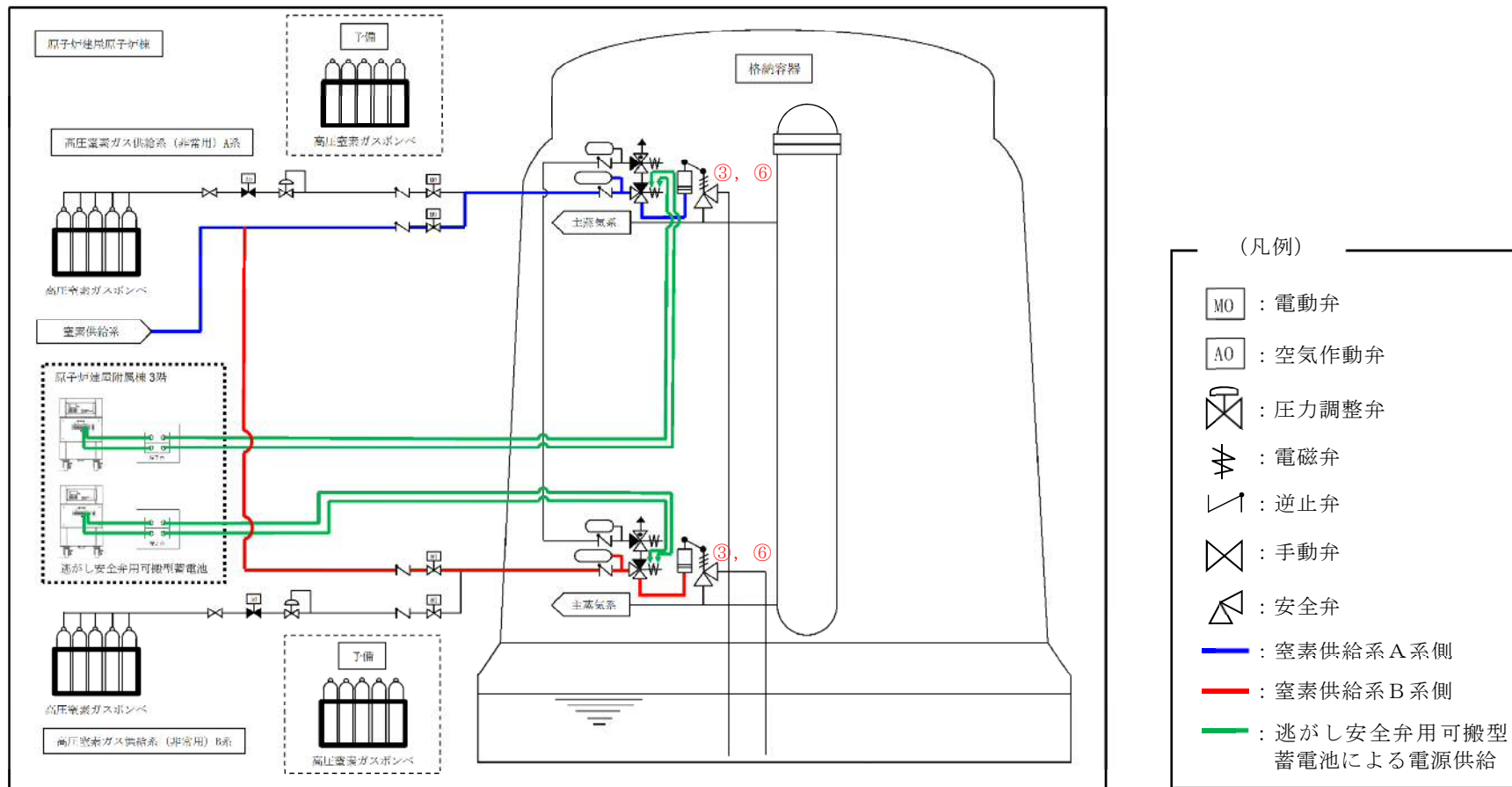
操作手順	弁名称
④, ⑥	逃がし安全弁 (自動減圧機能)

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.3-8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

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		
			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 (中央制御室)	1					必要な負荷の電源切替操作						
							漏洩開始操作						

第1.3-9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

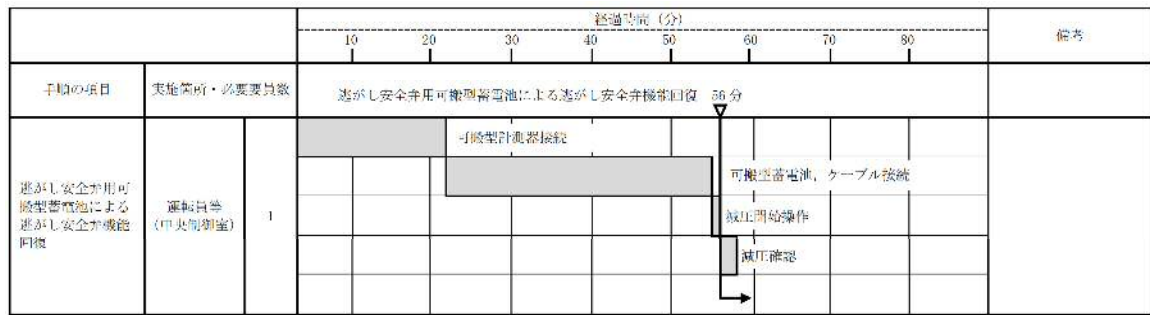


注：逃がし安全弁用可搬型蓄電池による電源供給については、逃がし安全弁（自動減圧機能）用電磁弁 A 系への供給を示す。

操作手順	弁名称
③, ⑥	逃がし安全弁（自動減圧機能）

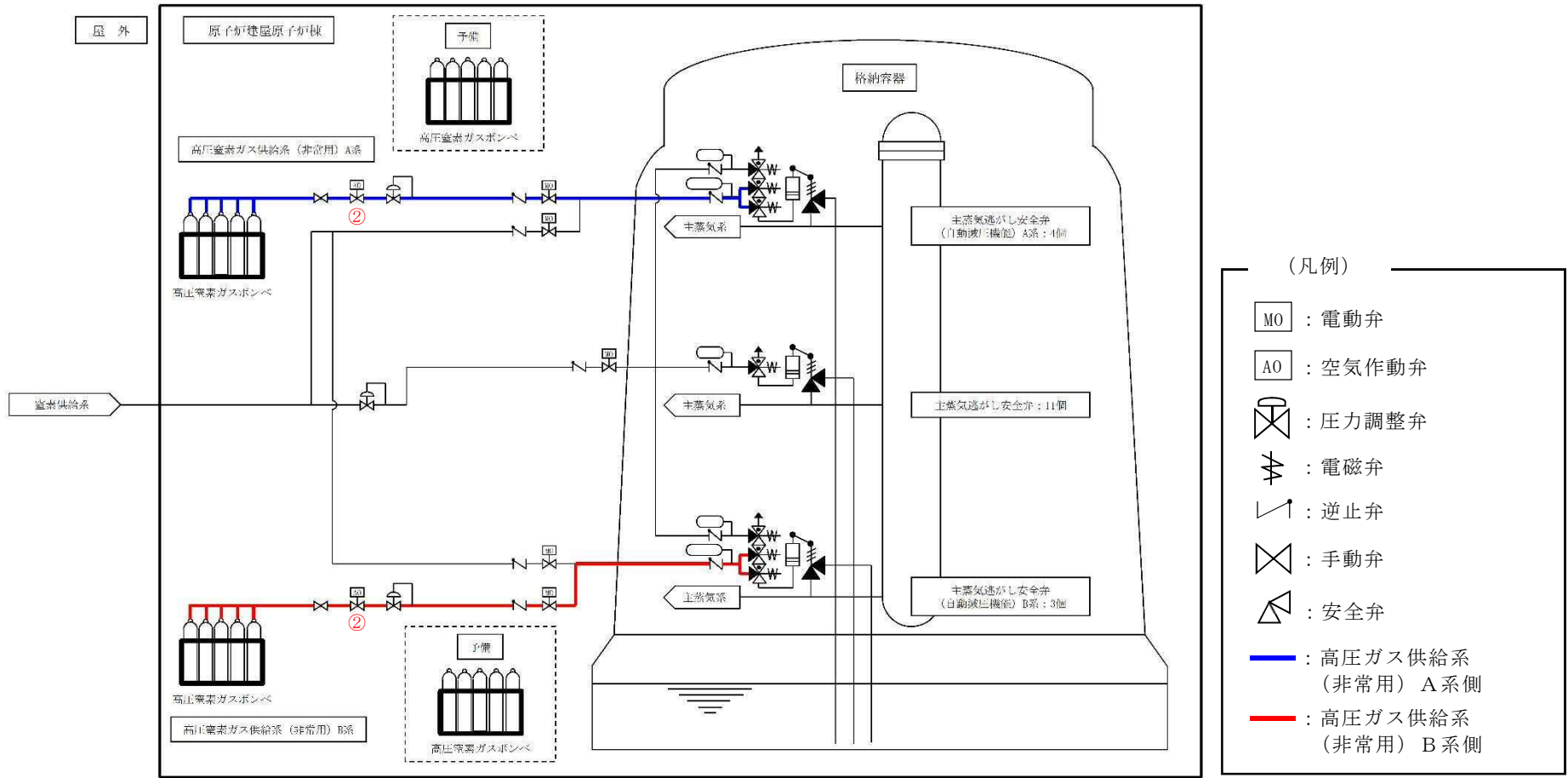
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.3-10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



第1.3-11図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復 タ

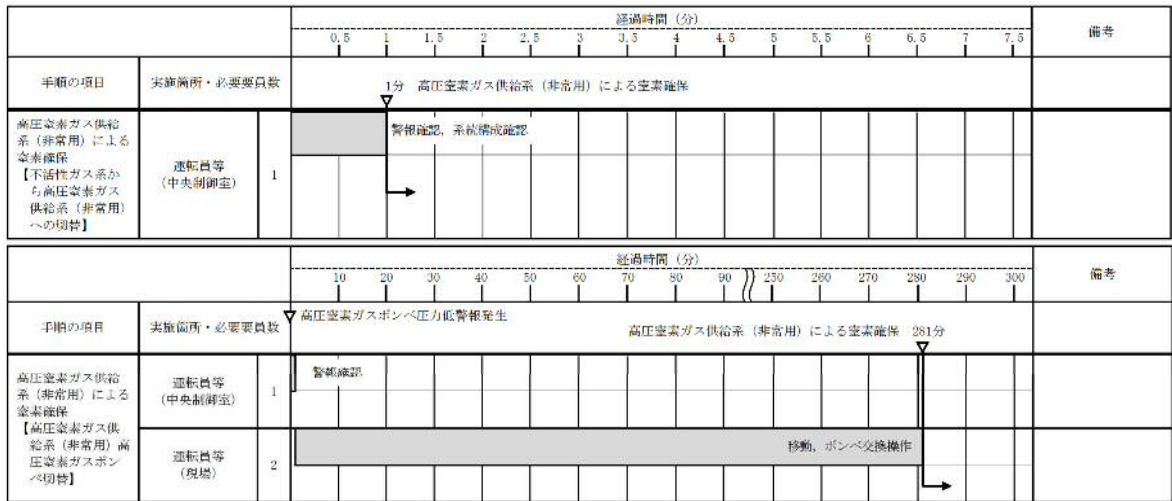
イムチャート



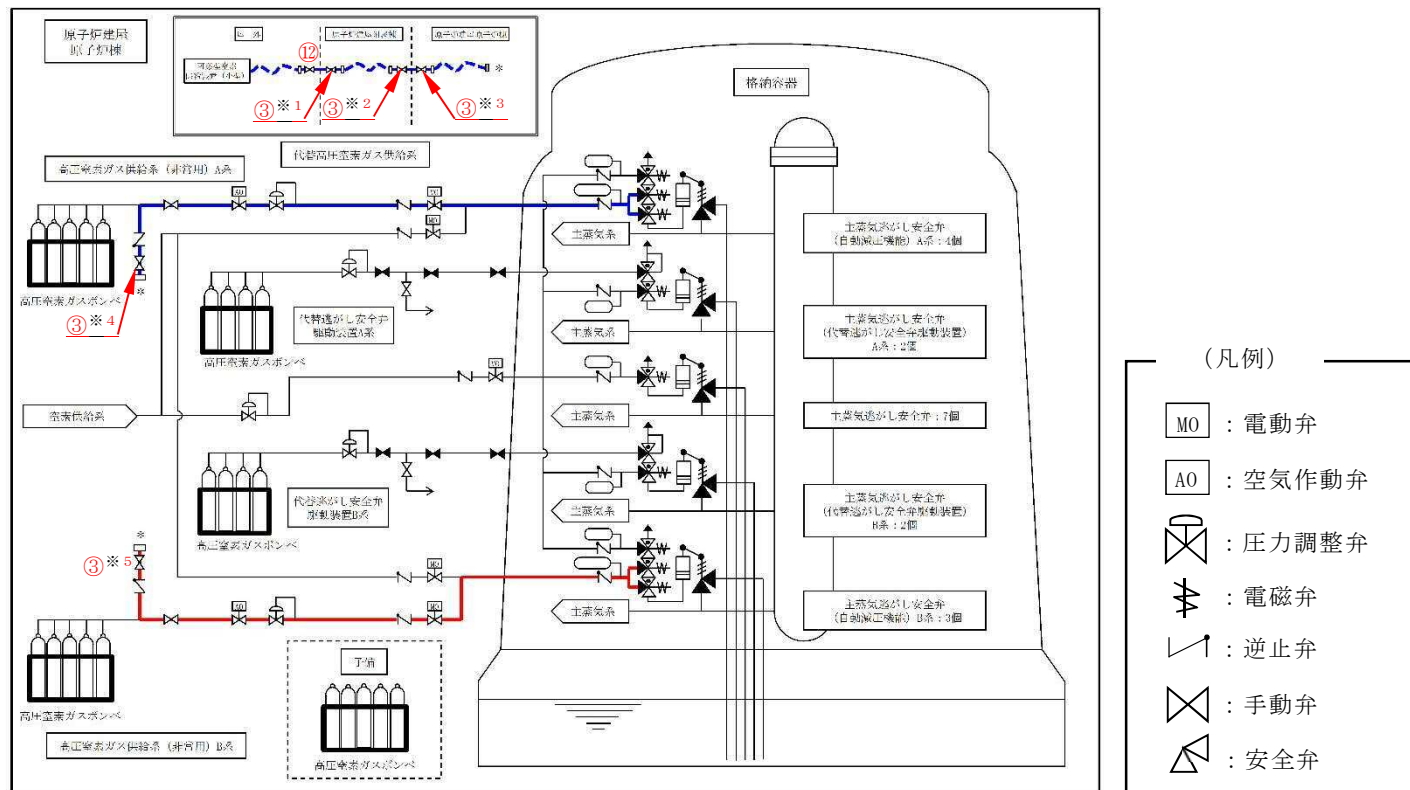
操作手順	弁名称
②	高圧窒素ガスポンベ供給止め弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第 1.3-12 図 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保 概要図



第 1.3-13 図 高压窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保 タイムチャート

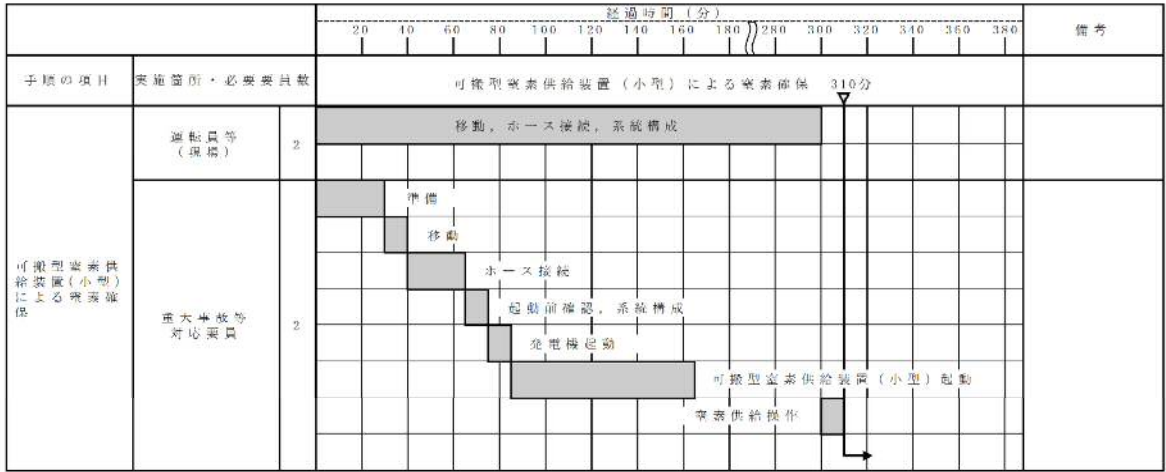


操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
③※1	代替高压窒素ガス原子炉建屋内側隔離弁	③※4	代替高压窒素ガス供給弁 A
③※2	代替高压窒素ガス原子炉棟外側隔離弁	③※5	代替高压窒素ガス供給弁 B
③※3	代替高压窒素ガス原子炉棟内側隔離弁	⑫	代替高压窒素ガス原子炉建屋外側隔離弁

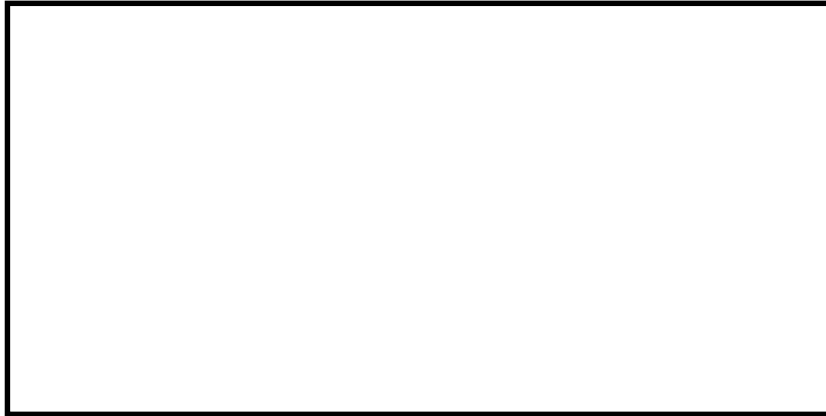
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

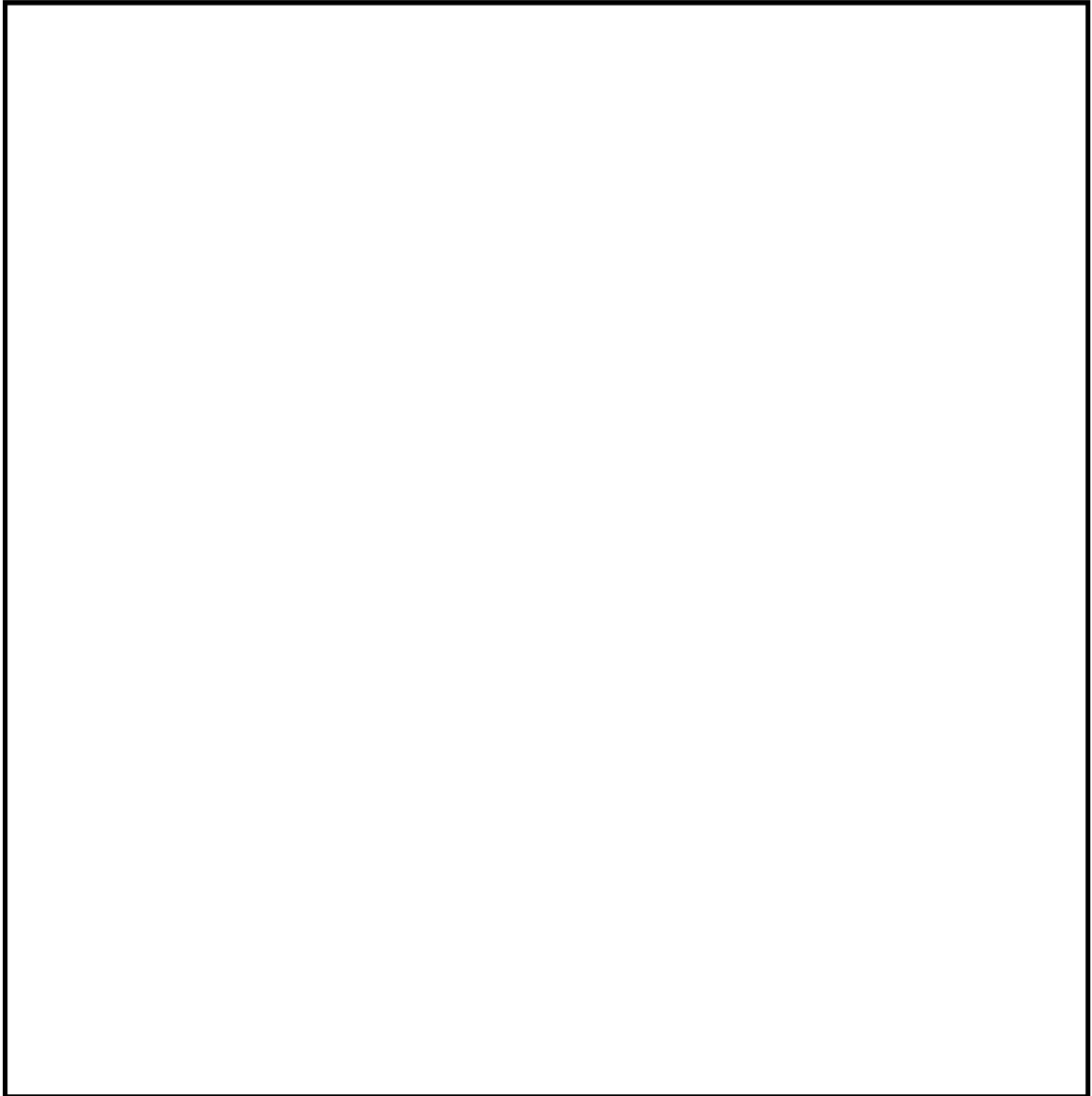
第 1.3-14 図 可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保 概要図



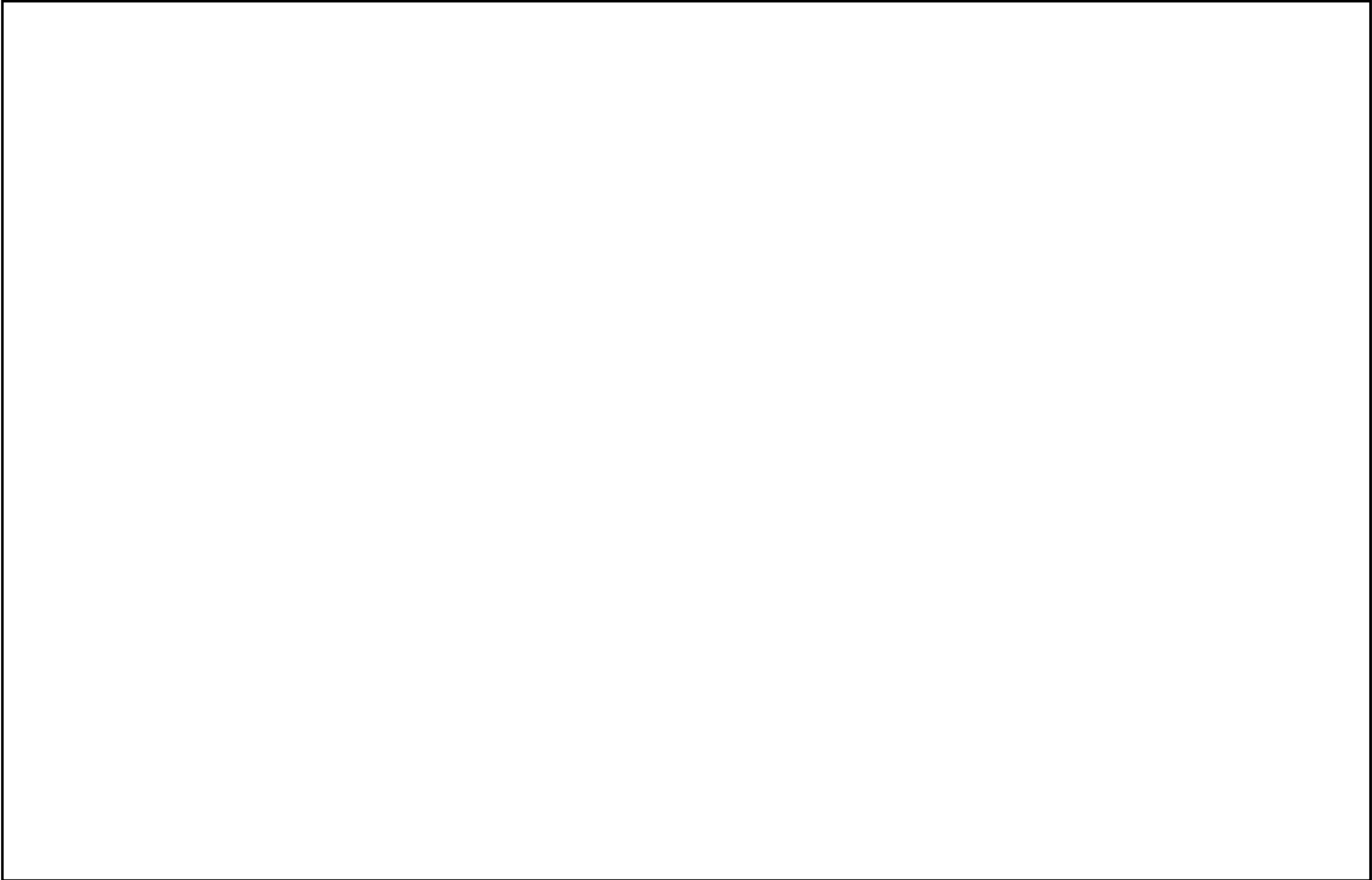
第 1.3-15 図 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保 タイムチャート



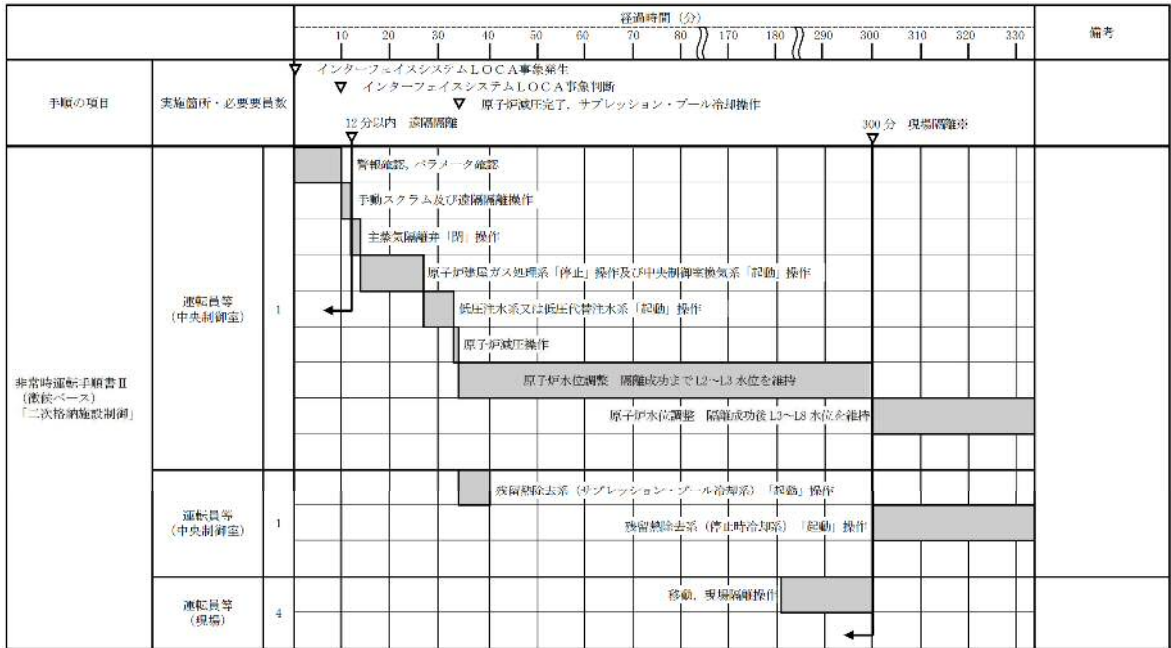
第 1.3-16 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 原子炉制御「スクラム」
における二次格納施設制御の対応フロー



第 1.3-17 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「二次格納施設制御」に
おける対応フロー



第 1.3-18 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）不測事態 「急速減圧」における対応フロー



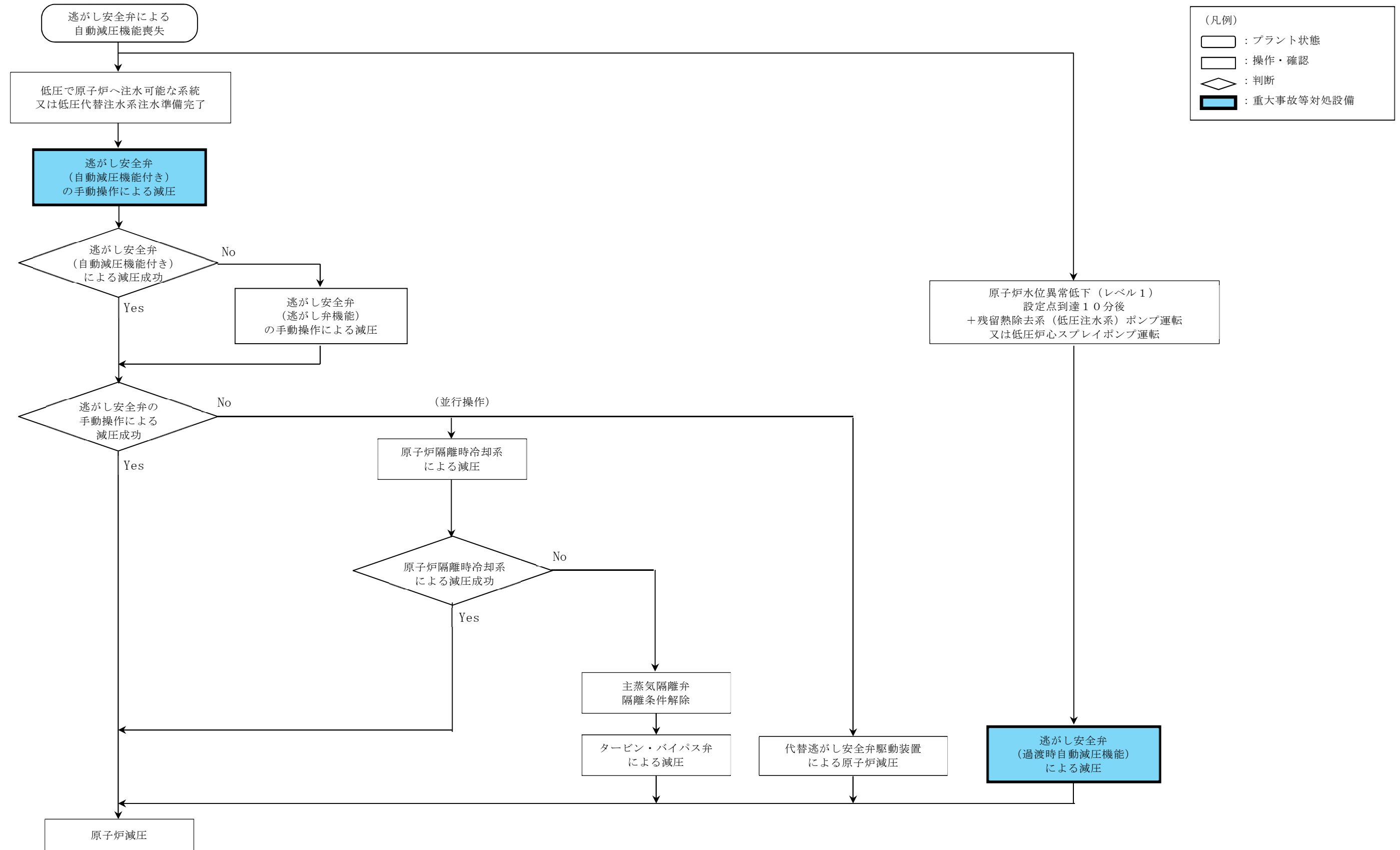
※：漏えい量によらず、現場での隔離操作の所要時間は300分以内と想定する。

第 1.3-19 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

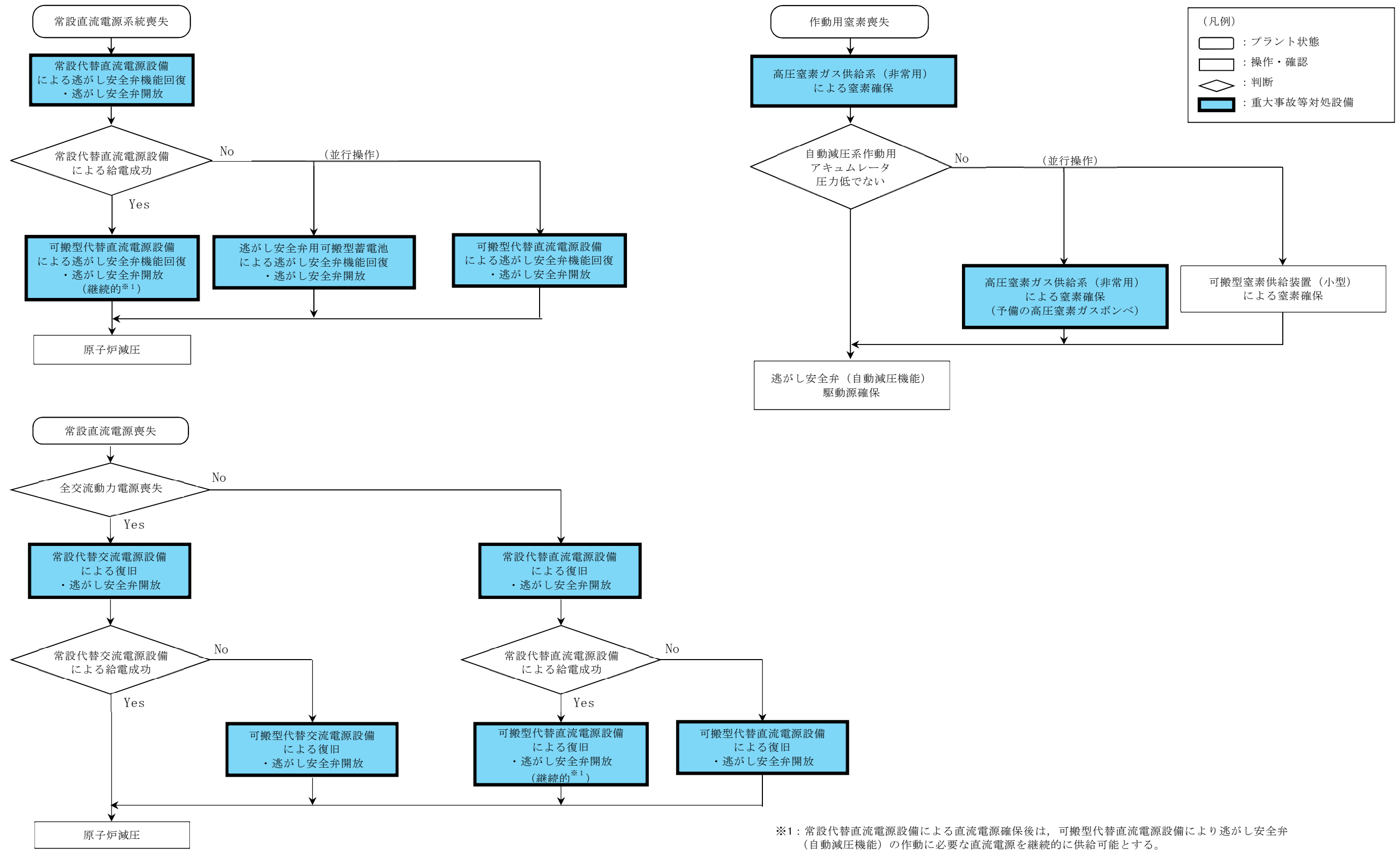
よる漏えい箇所の隔離ができない場合）

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



第 1.3-20 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1 / 2)

(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (1/3)



第 1.3-21 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (1/9)

技術的能力審査基準 (1.3)	番号	設置許可基準規則 (第 46 条)	技術基準規則 (第 61 条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑦
<p>【解釈】 1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第 46 条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第 61 条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁 (逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合)) を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	②	<p>(1) ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること (BWR の場合)。</p>	<p>(1) ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること (BWR の場合)。</p>	⑧
<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。</p>	③	<p>(2) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁 (逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合)) を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p>	<p>(2) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁 (逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合)) を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p>	⑨
<p>c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。</p>	④	<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p>	<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p>	⑩
<p>(2) 復旧 a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。</p>	⑤			
<p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR) a) SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。 (PWR の場合)</p>	—	<p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p>	<p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p>	⑪
<p>(4) インターフェイスシステム LOCA (ISLOCA) a) ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合) を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	⑥			

※1: 逃がし安全弁 (自動減圧機能) B 及び C が対象である。

※2: 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) A, G, S 及び V が対象である。

※3: 逃がし安全弁 (自動減圧機能) のうち 2 個が対象である。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/9）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で対応可能か	備考
(過渡時自動減圧機能による減圧) 原子炉減圧の自動化	過渡時自動減圧機能	既設	① ⑦ ⑧						
	逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）※1	既設							
	逃がし安全弁（安全弁機能）	既設							
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設							
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設							
	自動減圧系の起動阻止スイッチ	新設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料補給設備	既設							
(逃がし安全弁による原子炉減圧) ①	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設	① ⑦	(逃がし安全弁による原子炉減圧) ②	逃がし安全弁（逃がし弁機能）	常設	1分以内	1名	自主対策とする理由は本文参照
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設			主蒸気系配管・クエンチャ	常設			
	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	常設			
	所内常設直流電源設備	既設			所内常設直流電源設備	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			可搬型代替交流電源設備	可搬			
	常設代替直流電源設備	新設			常設代替直流電源設備	常設			
	可搬型代替直流電源設備	新設			可搬型代替直流電源設備	可搬			
	燃料補給設備	新設			燃料補給設備	常設			
(原子炉隔離時冷却系による減圧)			(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	常設	22分以内	1名	自主対策とする理由は本文参照	
				復水貯蔵タンク	常設				
				原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	常設				
				主蒸気系配管・弁	常設				
				補給水系配管・弁	常設				
				所内常設直流電源設備	常設				

※1：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※2：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/9)

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で対応可能か	備考
(逃がし安全弁による原子炉減圧①)	-	-	-	(タービン・バイパス弁による減圧)	タービン・バイパス弁	常設	3分以内	1名	自主対策とする理由は本文参照
					タービン制御系	常設			
					-	-			
-	-	-	-	代替逃がし安全弁駆動装置	常設	101分以内	3名	自主対策とする理由は本文参照	
-	-	-	逃がし安全弁（逃がし弁機能）※2	常設					
-	-	-	主蒸気系配管・クエンチヤ	常設					
-	-	-	逃がし弁機能用アキュムレータ	常設					

※1：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※2：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/9）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で対応可能か	備考
常設代替直流電源設備に よる逃がし安全弁機能回復	常設代替直流電源装置	新設	① ② ⑦ ⑨	-	-	-	-	-	-
	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設							
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設							
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設							
可搬型代替直流電源設備に よる逃がし安全弁機能回復	可搬型代替直流電源設備	新設	① ② ⑦ ⑨						
	燃料補給設備	新設							
	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設							
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設							
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	自動減圧機能用アキュムレータ	既設	① ② ⑦ ⑨						
	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	新設							
	逃がし安全弁（自動減圧機能）※3	既設							
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設							
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設							
-	-	-	-						

※1：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※2：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5/9）

 ：重大事故等対処設備
 ：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で対応可能か	備考
高圧窒素ガス供給系（非常用） による窒素確保	高圧窒素ガスボンベ	既設 新設	① ③ ⑦ ⑩	可搬型窒素供給装置（小型） による窒素確保	可搬型窒素供給装置（小型）	可搬	310分以内	4名	自主対策とする理由は 本文参照
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設			燃料補給設備	常設			
	高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁	既設			自動減圧機能用アキュムレータ	常設			
	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設			高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁	常設			
	-	-			逃がし安全弁（自動減圧機能）	常設			
代替直流電源設備 による復旧	常設代替直流電源設備	新設	① ⑤ ⑦	-	-	-	-	-	-
	可搬型代替直流電源設備	新設		-	-	-	-	-	-
	燃料補給設備	新設		-	-	-	-	-	-
	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設		-	-	-	-	-	-
代替交流電源設備 による復旧	常設代替交流電源設備	新設	① ⑤ ⑦	-	-	-	-	-	-
	可搬型代替交流電源設備	新設		-	-	-	-	-	-
	燃料補給設備	新設		-	-	-	-	-	-
	逃がし安全弁（自動減圧機能）	既設		-	-	-	-	-	-

※1：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※2：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/9)

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手順 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で対応可能か	備考
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)	常設	1分以内	1名	自主対策とする理由は本文参照
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設			主蒸気系配管・クエンチャ	常設			
	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	常設			
	-	-			-	-			
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)	常設	3分以内	6名	自主対策とする理由は本文参照
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設			主蒸気系配管・クエンチャ	常設			
	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	常設			
	高圧炉心スプレイ系注入弁	既設			高圧炉心スプレイ系注入弁	常設			
	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	常設			
	低圧炉心スプレイ系注入弁	既設			低圧炉心スプレイ系注入弁	常設			
	残留熱除去系A系注入弁	既設			残留熱除去系A系注入弁	常設			
	残留熱除去系B系注入弁	既設			残留熱除去系B系注入弁	常設			
	残留熱除去系C系注入弁	既設			残留熱除去系C系注入弁	常設			
逃がし安全弁の 背圧対策	高圧窒素ガスポンペ	既設 新設	① ④ ⑦ ⑪	-	-	-	-	-	-
	高圧窒素ガス供給系 (非常用) 配管・弁	既設		-	-	-	-	-	-
	-	-		-	-	-	-	-	-

※1: 逃がし安全弁 (自動減圧機能) B及びCが対象である。

※2: 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) A, G, S及びVが対象である。

※3: 逃がし安全弁 (自動減圧機能) のうち2個が対象である。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7/9）

技術的能力審査基準（1.3）	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備である逃がし安全弁（自動減圧機能）が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する手段として、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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】</p> <p>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</p> <p>a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁(逃がし安全弁(BWRの場合)又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁(PWRの場合))を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	<p>設計基準事故対処設備である自動減圧機能)が常設直流電源系統喪失により使用できない場合には、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁(自動減圧機能)の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁(自動減圧機能)を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう手順等を整備する。</p>

※1：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※2：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（8/9）

技術的能力審査基準（1.3）	適合方針
<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。</p>	<p>設計基準事故対処設備である自動減圧機能又は逃がし弁機能が常設直流電源系統喪失により使用できない場合には、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう手順等を整備する。</p>
<p>c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。</p>	<p>想定される重大事故等の環境条件を考慮し、格納容器内圧力が設計圧力の2倍の状態（620kPa[gage]）となった場合においても確実に逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を作動させることができるように、あらかじめ供給圧力を設定している。</p>
<p>(2) 復旧 a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。</p>	<p>設計基準事故対処設備である自動減圧機能（自動減圧機能）が常設直流電源喪失により使用できない場合には、代替直流電源（常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備）及び代替交流電源（常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備）により逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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。 なお、電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>

※1：逃がし安全弁（自動減圧機能）B及びCが対象である。

※2：逃がし安全弁（逃がし弁機能）A，G，S及びVが対象である。

※3：逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個が対象である。

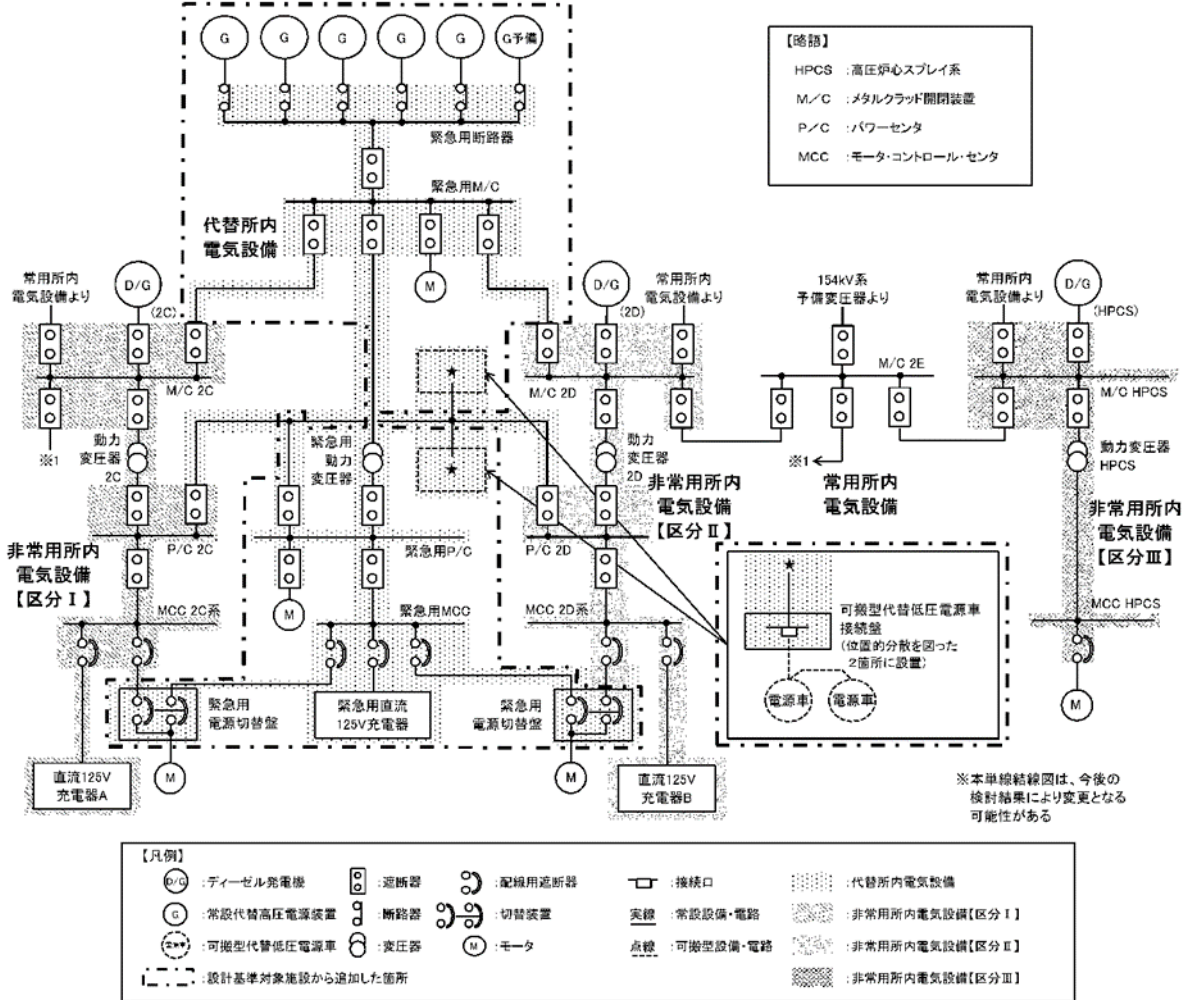
審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (9/9)

技術的能力審査基準 (1.3)	適合方針
<p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR)</p> <p>a) SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。(PWR の場合)</p>	<p>—</p>
<p>(4) インターフェイスシステム L O C A (I S L O C A)</p> <p>a) I S L O C A 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 L O C A 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>

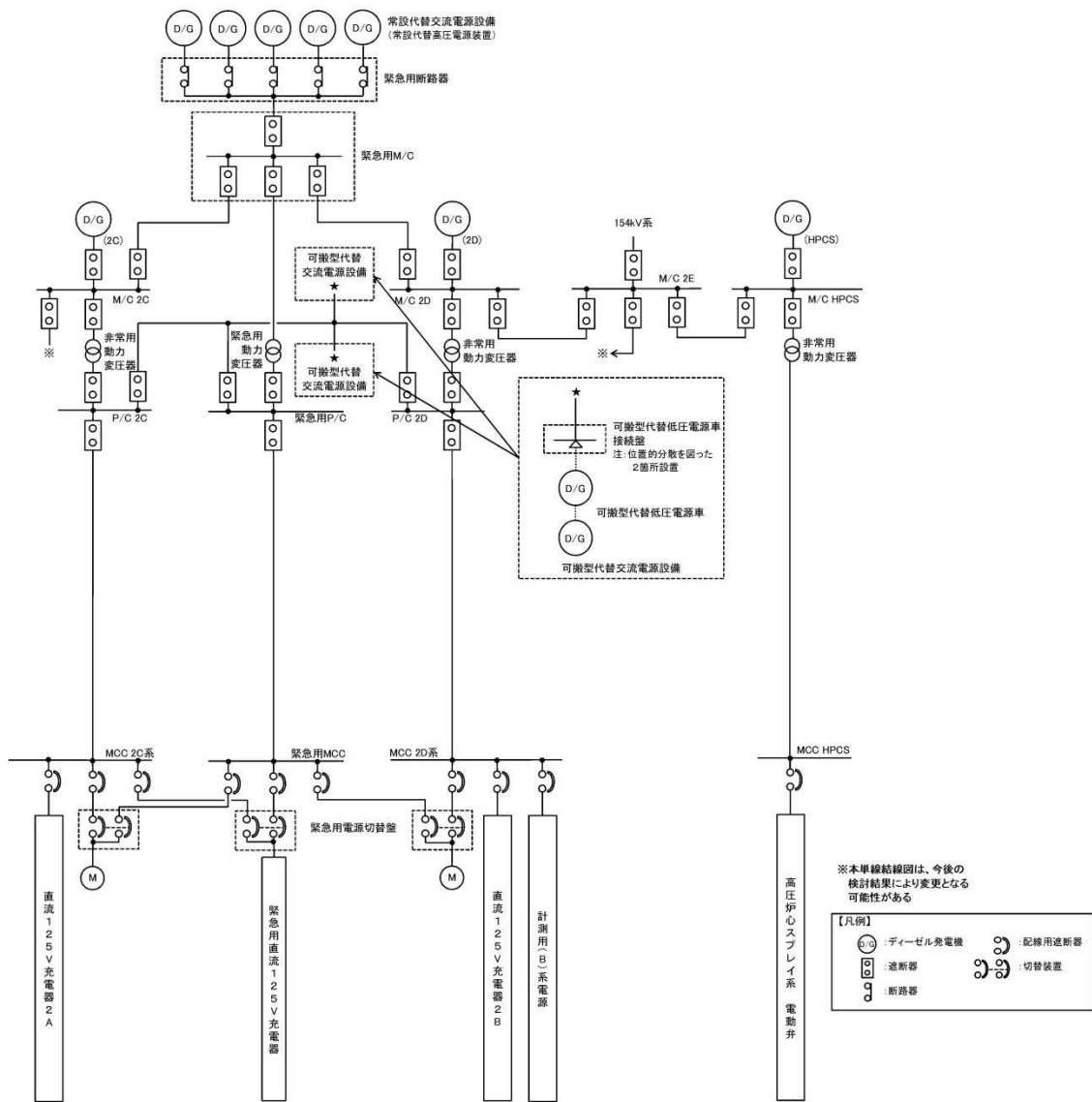
※1: 逃がし安全弁 (自動減圧機能) B 及び C が対象である。

※2: 逃がし安全弁 (逃がし弁機能) A, G, S 及び V が対象である。

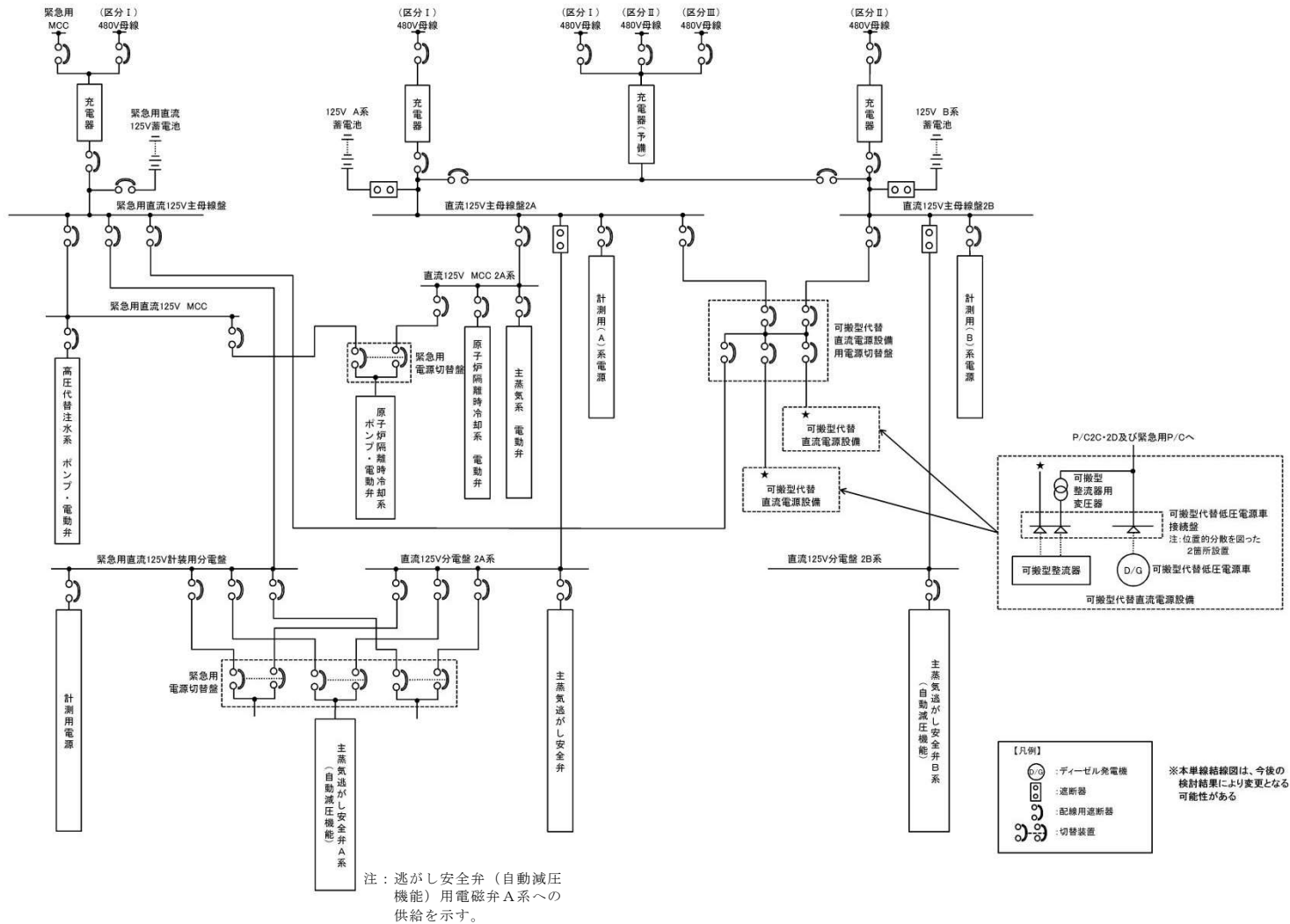
※3: 逃がし安全弁 (自動減圧機能) のうち 2 個が対象である。



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）

重大事故対策の成立性

1. 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧

(1) 操作概要

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、代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁（逃がし弁機能）の電磁弁排気側へ窒素を供給することで逃がし安全弁を開放する。

(2) 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地下1階（管理区域）

(3) 必要要員数及び操作時間

代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁開放に必要な要員数（3名）、所要時間（101分以内）のうち、現場での系統構成，減圧操作，減圧確認に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：2名（運転員等2名）

所要時間目安：100分以内（当該設備は，設置未完のため実績時間なし）

(4) 操作の成立性について

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

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。

操作性　：設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

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

2. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保

(1) 予備の高圧窒素ガスボンベへの交換

a. 操作概要

逃がし安全弁開保持期間中に、逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の高圧窒素ガス供給系（非常用）の高圧窒素ガスボンベ圧力低下を確認した場合に、予備の高圧窒素ガスボンベへの切り替えを実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上3階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

高圧窒素ガス供給系（非常用）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保に必要な要員数（3名）、所要時間（281分以内）のうち、予備の高圧窒素ガスボンベへの交換に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：2名（運転員等2名）

所要時間目安：280分以内（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

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

a. 操作概要

逃がし安全弁開保持期間中に、逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用の高圧窒素ガス供給系（非常用）が予備の高圧窒素ガスボンベから供給している場合において、高圧窒素ガスボンベ圧力低警報が発生した場合に、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。

b. 作業場所

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）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保に必要な要員数（4名）、所要時間（310分以内）のうち、可搬型窒素供給装置（小型）からの供給に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（運転員等2名，重大事故等対応要員2名）

所要時間目安：310分以内（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

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

また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備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, P H S 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. 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 発生時は、格納容器外への漏えいを停止するための破断箇所の隔離が必要となる。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、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、破断箇所の隔離操作を実施する。

(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必要な要員数（6名）、所要時間（300分以内）のうち、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4名）

所要時間目安：115分以内

(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）を装着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
(放射線防護具装着)



自給式呼吸用保護具

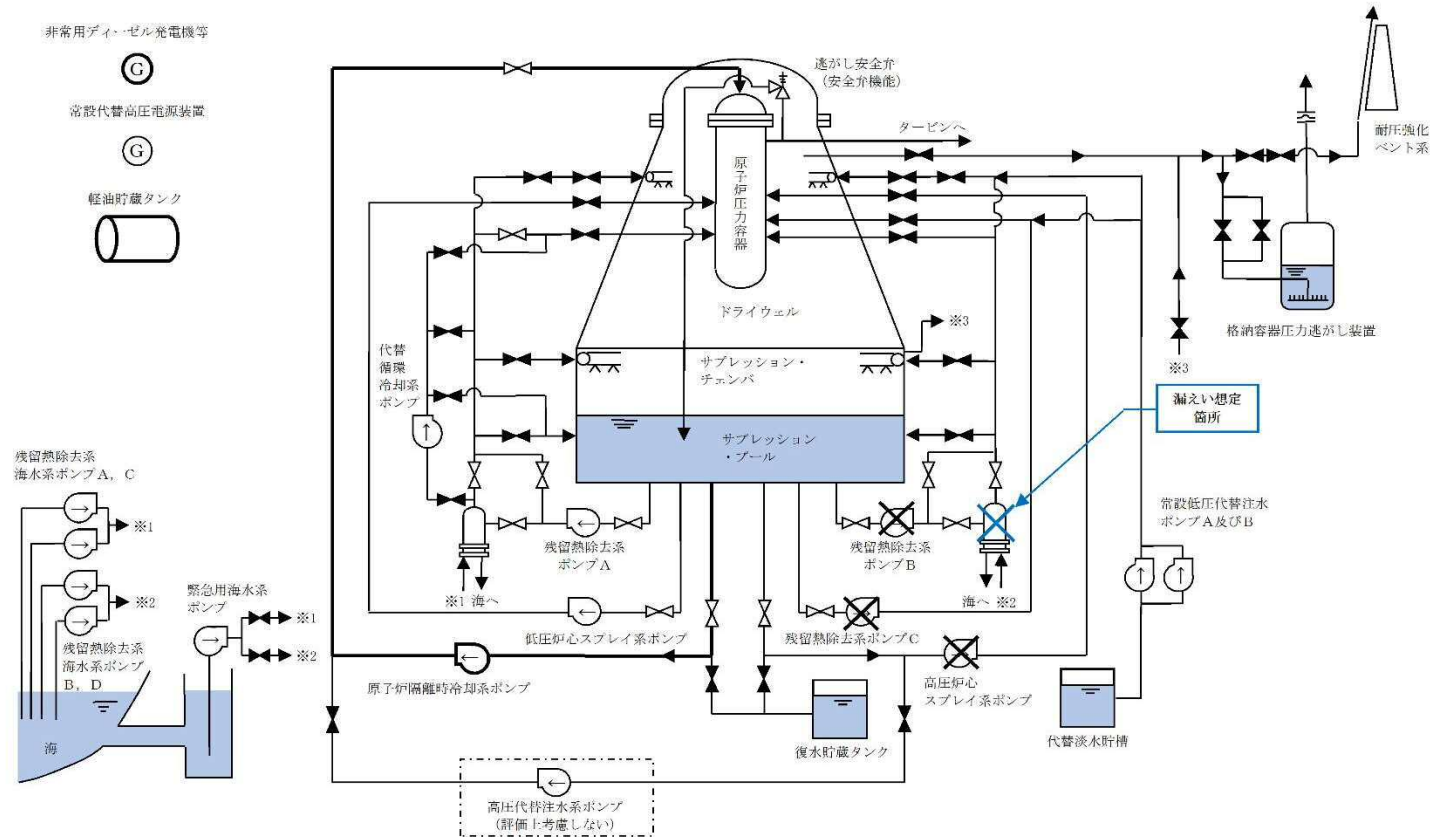


自給式呼吸用保護具装着状態
(前面)

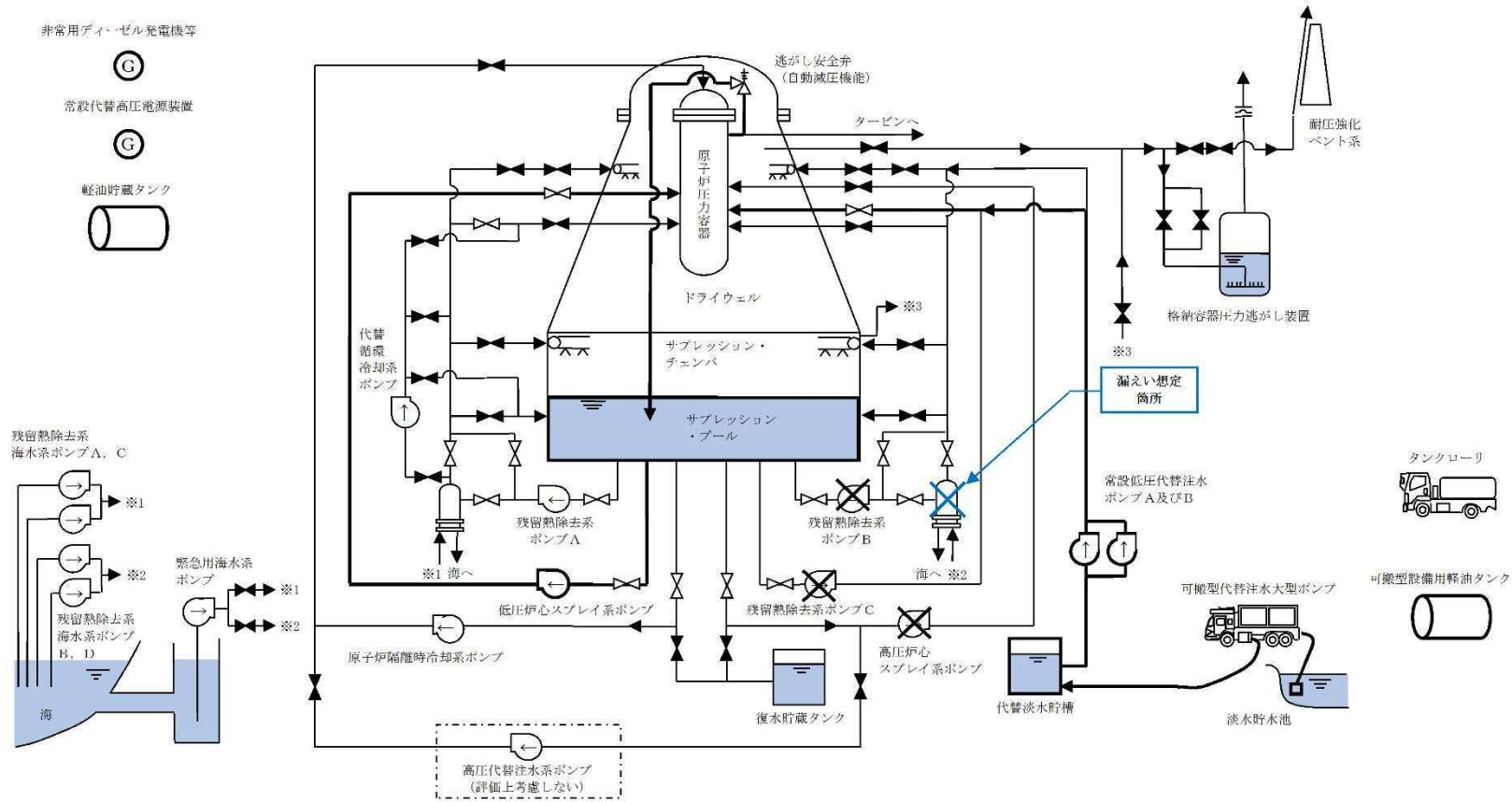


自給式呼吸用保護具装着状態
(後面)

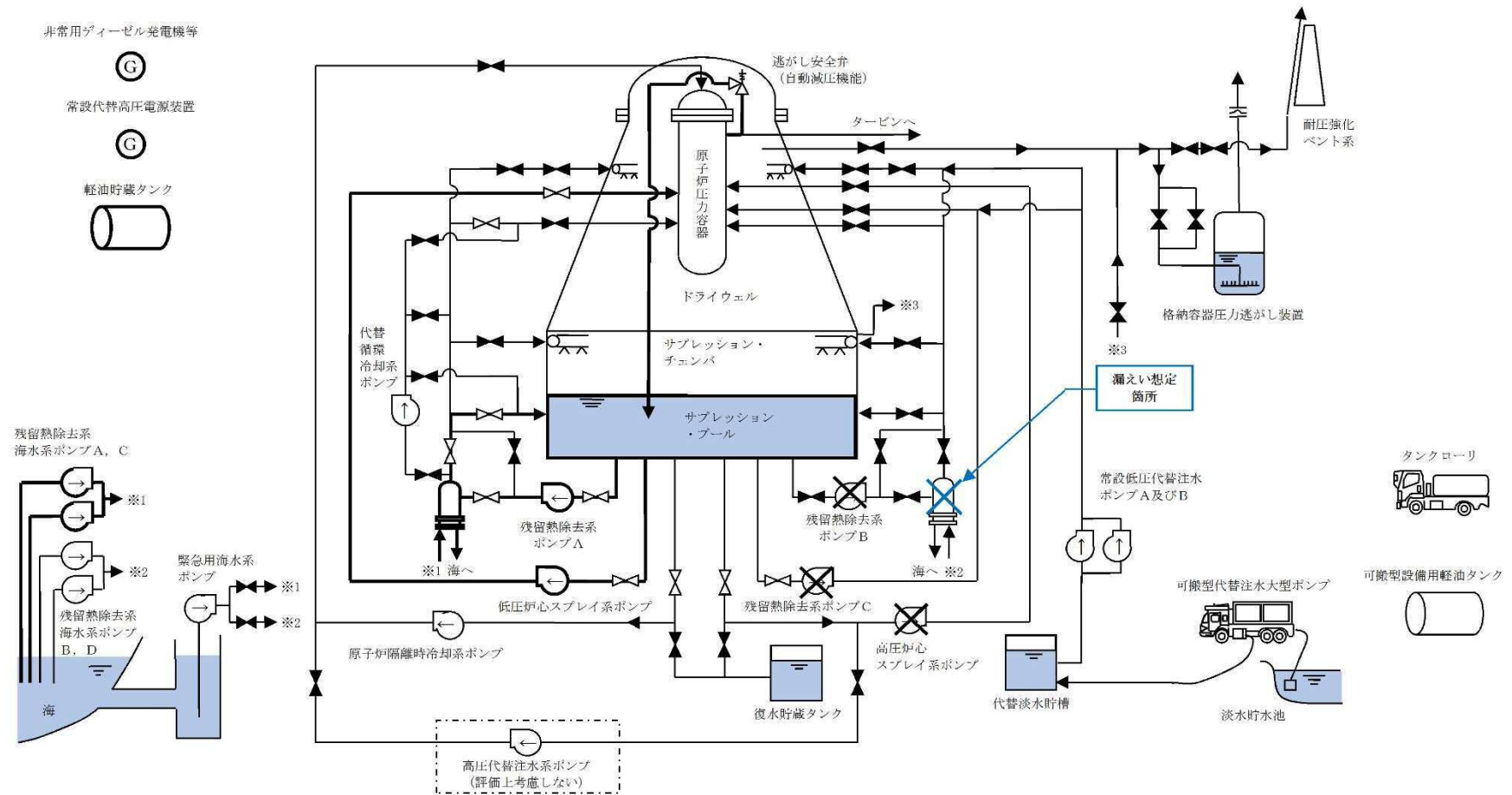
インターフェイスシステムLOCA時の概要図



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)



第2図 格納容器バイパス (ISLOCA) 時の重大事故等対策の概要図
 (低圧炉心スプレー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

(残留熱除去系B系隔離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
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 発生可能性がある系統を選定

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

また、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、これらの配管についても隔離弁 2 弁の内部リークにより I S L O C A が発生する可能性があるが、1 弁の内部リークが発生した時点で弁間差圧上昇を知らせる警報が発報し、容易に認知が可能である。また、弁間差圧の上昇を認知した場合には、内部リークを停止する対応を実施し、それでも内部リークが停止しない場合には速やかにプラント停止操作に移行する。

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（A系，B系）
- ・ 残留熱除去系（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。

(1) インターフェイスシステムL O C Aにおける破断面積の設定

隔離弁の誤開等により残留熱除去系の低圧設計部分が過圧されたとしても、漏えいが発生しないことを構造健全性評価により確認した。

そこで、残留熱除去系の過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。

その結果、破断面積は約 21cm²となり、有効性評価のインターフェイスシステム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、他の系統においてインターフェイスシステムL O C Aが発生したとしても、低圧設計部の機器設計は同等であり、本構造健全性評価の結果から破損が発生することはないと考えられる。また、残留熱除去系A系及びB系以外の系統は、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。

(2) 現場の想定

有効性評価の想定のとおり、残留熱除去系B系におけるインターフェイスシステムLOCA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第1表に、原子炉建屋のノード分割図を第1図に示す。

○溢水による影響

・評価の結果

東側区画は、インターフェイスシステムLOCAによる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、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、西側区画の3階まで滞留することはないため、操作及び操作場所へのアクセスへの影響はない。

○雰囲気温度・湿度による影響

・評価の結果

主要なパラメータの時間変化は第2-1図から第4-2図に示す。

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、アクセスルート及び操作場所のうち、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の最大値は約41℃程度であり、操作場所へのアクセス及び操作は可能である。

○放射線による影響

・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。

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（詳細は第2表参照）、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）を装備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。

・評価の結果

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 5.2mSv/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や期待している機器の機能維持を妨げることはない。

(3) まとめ

インターフェイスシステム LOCA 時の原子炉建屋内環境を想定した場合でも、インターフェイスシステム LOCA 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。

第 1 表 原子炉建屋内の環境評価条件

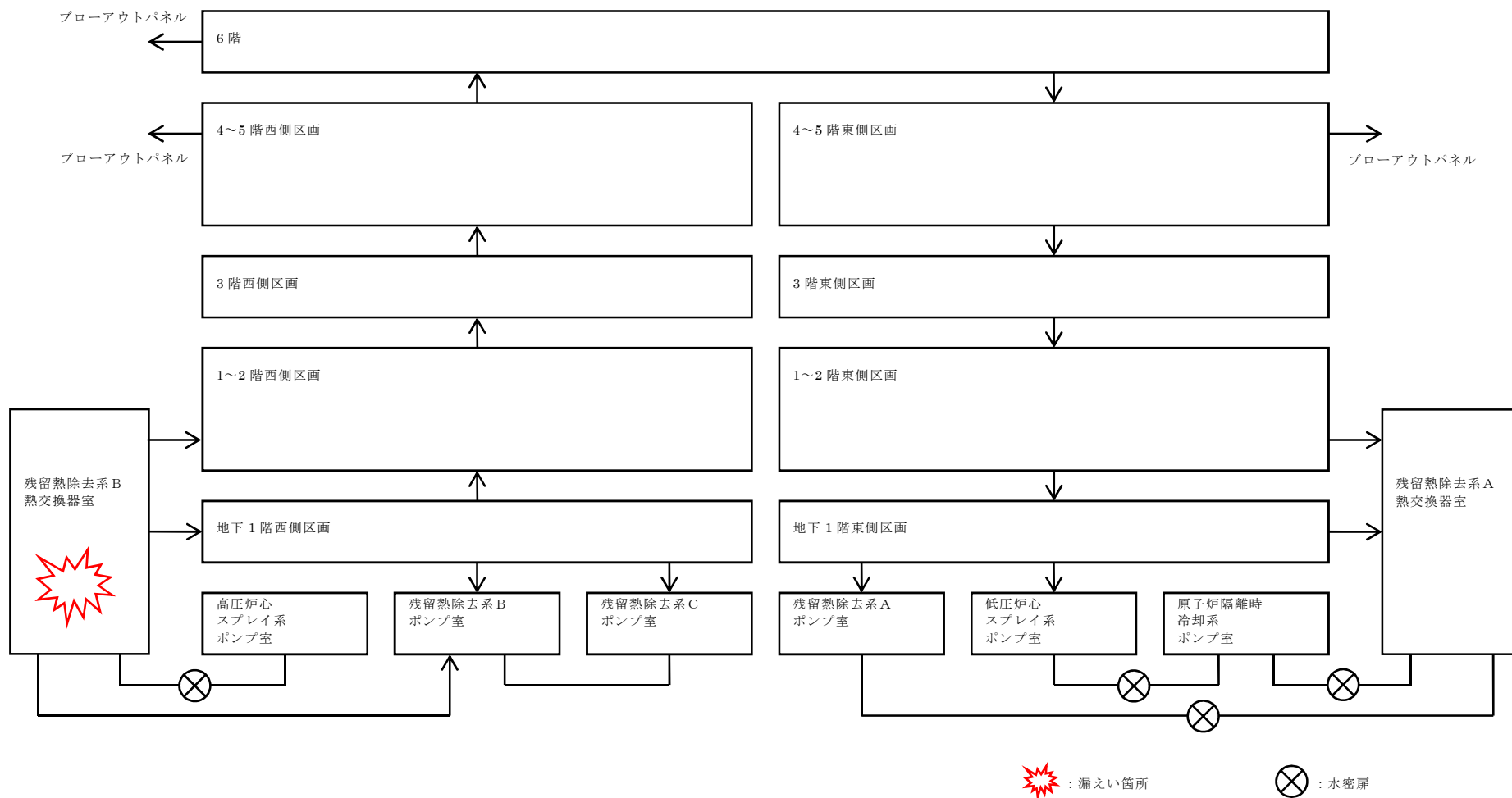
項 目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP 4	—
原子炉建屋モデル	分割モデル	原子炉建屋東西の物理的分離等を考慮して設定
原子炉建屋壁から環境への放熱	考慮しない	雰囲気温度，湿度，圧力及び放射線量の観点から厳しい想定として設定
原子炉建屋換気系	期待しない	雰囲気温度，湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定
ブローアウトパネル開放圧力	6.9kPa [gage]	ブローアウトパネル設定値を設定
破損系統の隔離	事象発生から 5 時間	雰囲気温度，湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定

第 2 表 評価条件（追加放出量）

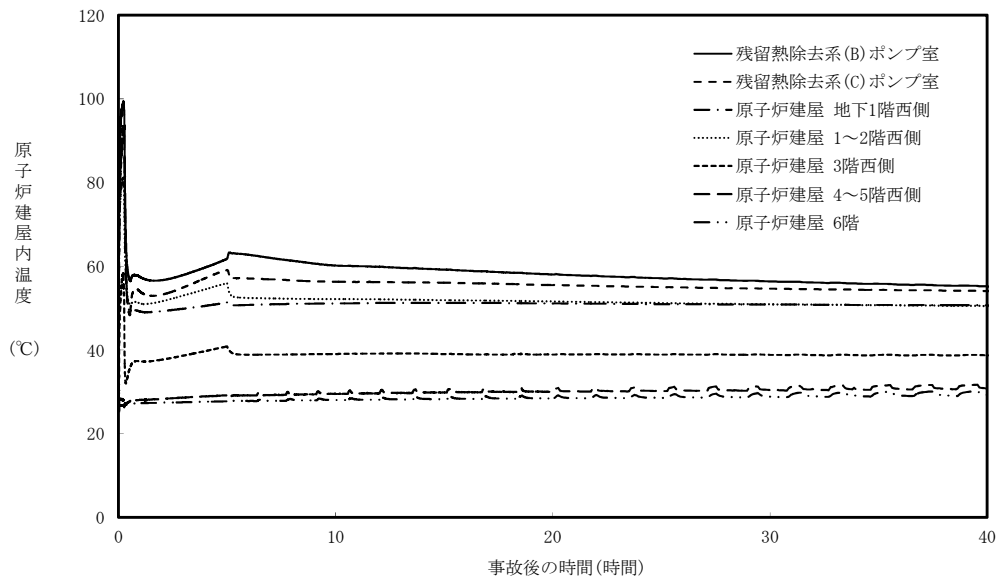
項 目	評価値	実績値 (最大)
I-131 追加放出量 (Bq)	3.7×10^{12}	1.5×10^{12}
希ガス及びハロゲン等の 追加放出量 (γ 線 0.5MeV 換算値) (Bq)	2.3×10^{14}	—

第3表 インターフェイスシステムLOCA時の追加放出量

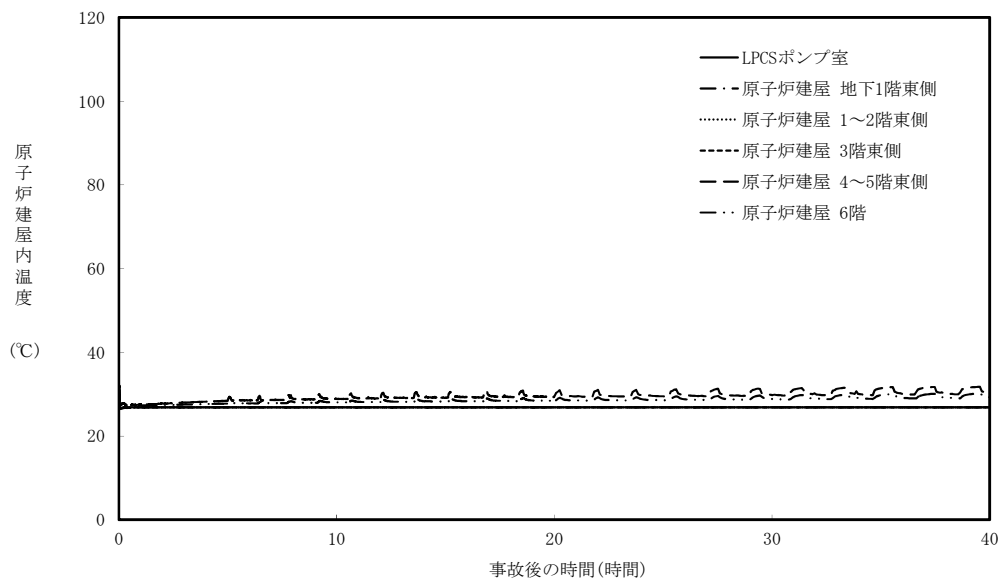
核種	収率 (%)	崩壊定数 (d ⁻¹)	γ線実効エネルギー (MeV)	追加放出量 (Bq)	追加放出量 (Bq) (γ線実効エネルギー0.5MeV換算値)
I-131	2.84	8.60E-02	0.381	3.70E+12	2.82E+12
I-132	4.21	7.30	2.253	5.48E+12	2.47E+13
I-133	6.77	8.00E-01	0.608	8.82E+12	1.07E+13
I-134	7.61	1.90E+01	2.75	9.91E+12	5.45E+13
I-135	6.41	2.52	1.645	8.35E+12	2.75E+13
Br-83	0.53	6.96	0.0075	6.90E+11	1.04E+10
Br-84	0.97	3.14E+01	1.742	1.26E+12	4.40E+12
Mo-99	6.13	2.49E-01	0.16	7.99E+12	2.56E+12
Tc-99m	5.4	2.76	0.13	7.04E+12	1.83E+12
ハロゲン等 合計	—	—	—	5.32E+13	1.29E+14
Kr-83m	0.53	9.09	0.0025	1.38E+12	6.90E+09
Kr-85m	1.31	3.71	0.159	3.41E+12	1.09E+12
Kr-85	0.29	1.77E-04	0.0022	2.25E+11	9.91E+08
Kr-87	2.54	1.31E+01	0.793	6.62E+12	1.05E+13
Kr-88	3.58	5.94	1.950	9.33E+12	3.64E+13
Xe-131m	0.040	5.82E-02	0.020	1.04E+11	4.17E+09
Xe-133m	0.19	3.08E-01	0.042	4.95E+11	4.16E+10
Xe-133	6.77	1.31E-01	0.045	1.76E+13	1.59E+12
Xe-135m	1.06	6.38E+01	0.432	2.76E+12	2.39E+12
Xe-135	6.63	1.83	0.250	1.73E+13	8.64E+12
Xe-138	6.28	7.04E+01	1.183	1.64E+13	3.87E+13
希ガス 合計	—	—	—	7.56E+13	9.93E+13
ハロゲン等 +希ガス 合計	—	—	—	1.29E+14	2.28E+14



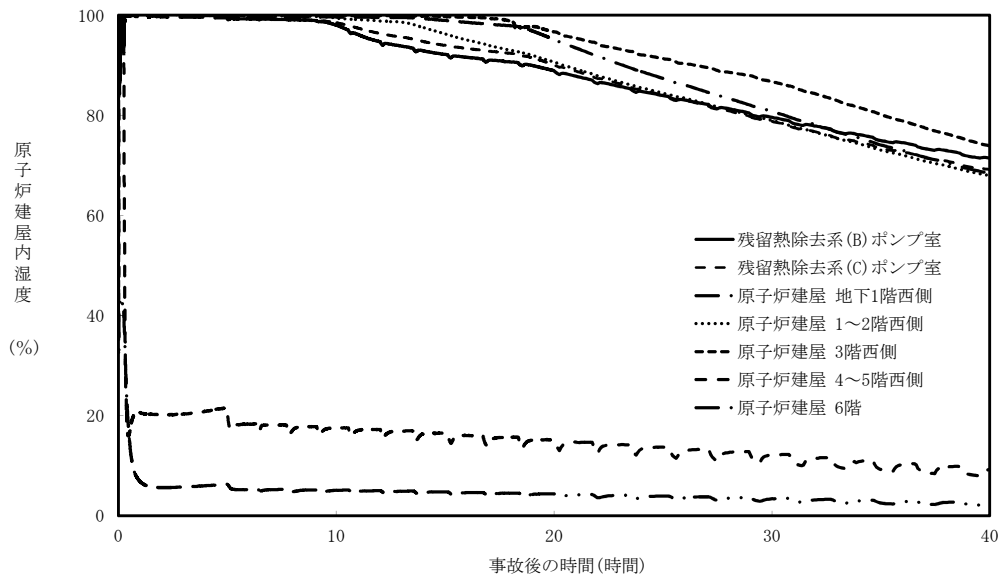
第1図 原子炉建屋内ノード分割モデル



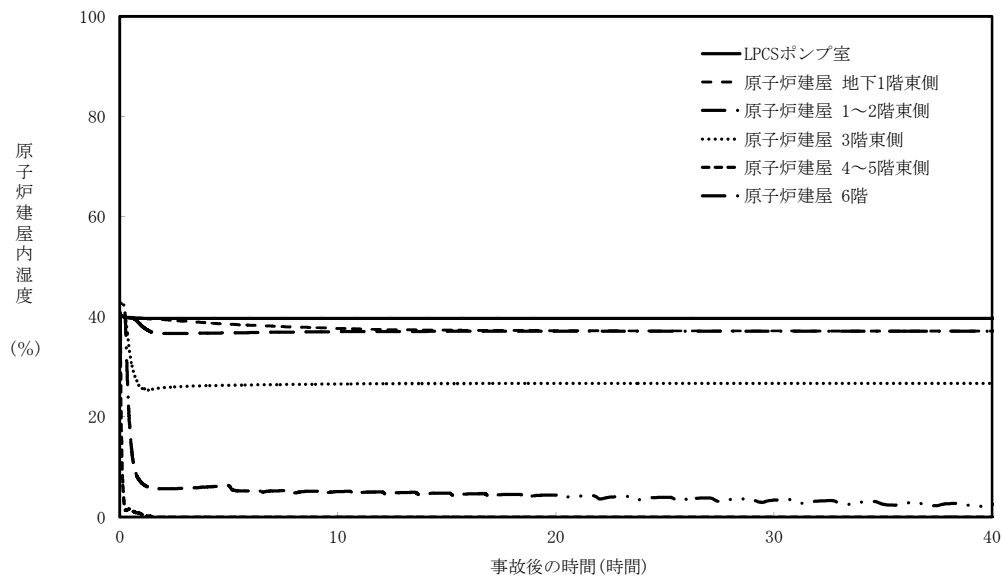
第2-1図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（西側区画）



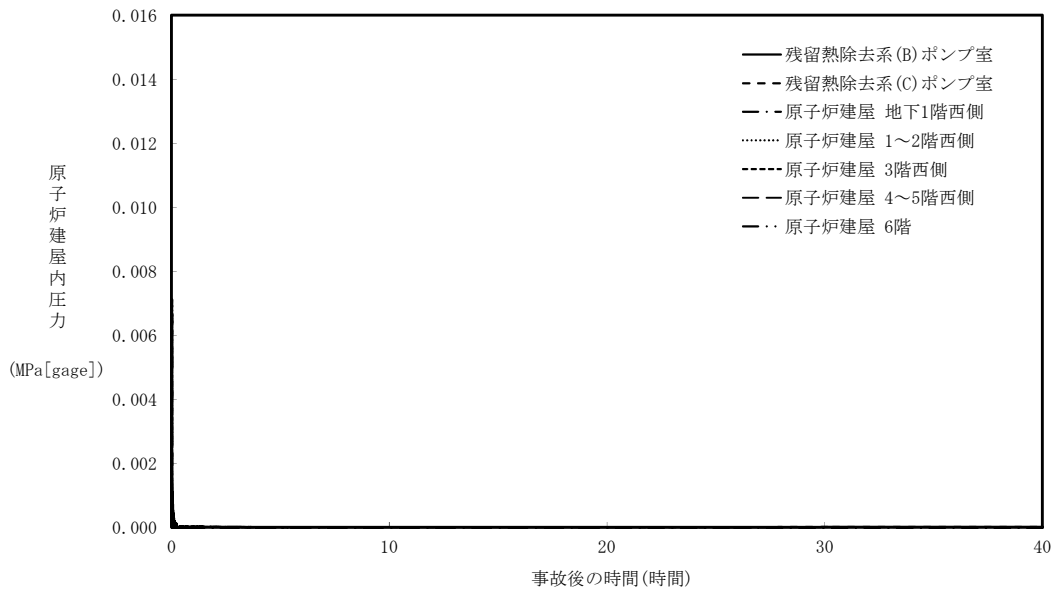
第2-2図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（東側区画）



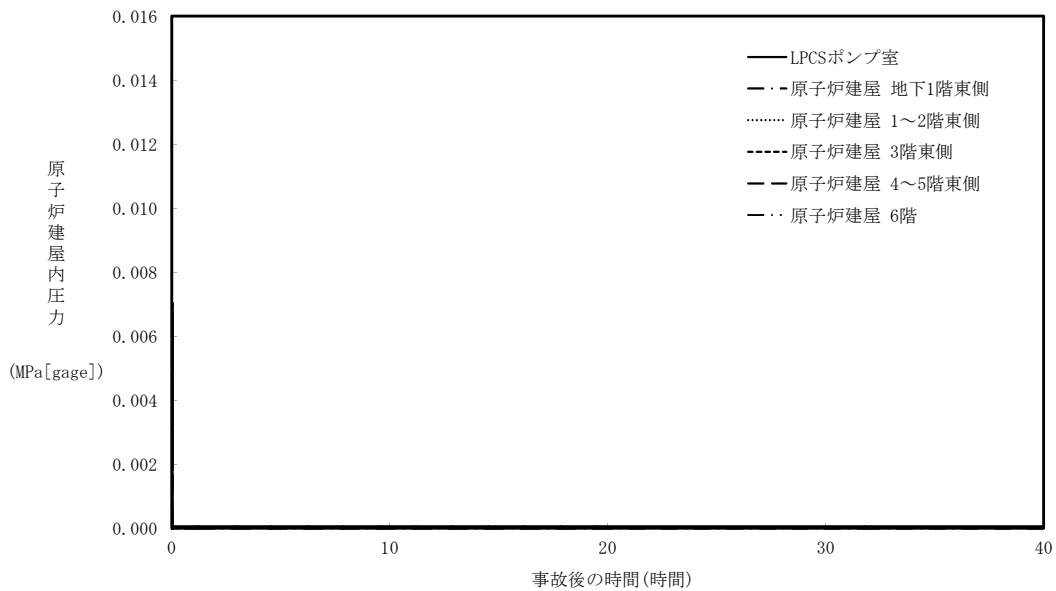
第3-1図 原子炉建屋内の湿度の推移（西側区画）



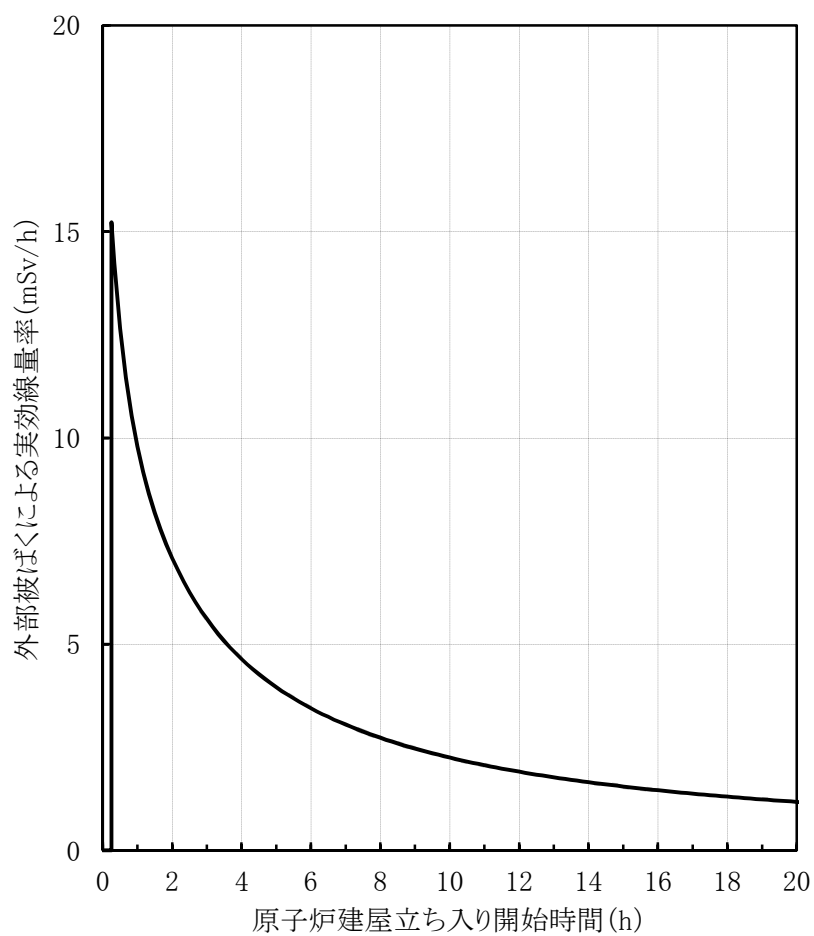
第3-2図 原子炉建屋内の湿度の推移（東側区画）



第 4-1 図 原子炉建屋内の圧力の推移（西側区画）



第 4-2 図 原子炉建屋内の圧力の推移（東側区画）



第5図 原子炉建屋立ち入り開始時間と線量率の関係

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	上昇	変化なし
	原子炉建屋床ドレンサンプ ポンプ運転頻度	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、定期試験等により低圧設計部と高圧設計部を隔離する弁の開操作を実施する際に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) が発報するため、これを認知した時点で隔離弁を閉止する手順となっている。さらに残留熱除去系の熱交換器室には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 及び RHR Hx AREA FLOODING) が設置されているため、インターフェイスシステム L O C A 発生を容易に認知することができる。

これらの警報以外にも第 2 表に示すとおり原子炉圧力、水位等のパラメータ変化を確認することで総合的にインターフェイスシステム L O C A の発生を確認し、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発生を認知するパラメータ等

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」	残留熱除去系ポンプ出口圧力が約 2.7MPa [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」	床面より約 300 mm水位が形成されたことを検知し発報する。(通常時 0 mm)
警報「LDS RHR EQUIP ROOMS AMBIENT TEMP HIGH」	室温が 74℃まで上昇したことを検知し発報する。(通常時約 20～40℃)
火災警報	漏えい発生場所近傍の火災警報が発報する。
原子炉建屋空間線量率	漏えい発生場所近傍のエリアモニタが上昇する。
原子炉建屋ダストモニタ	漏えい発生場所近傍のダストモニタが上昇する。
原子炉圧力	原子炉圧力が低下する
原子炉水位	原子炉水位が低下する
主蒸気流量と給水流量とのミスマッチ	原子炉水位を自動で一定に制御するため、インターフェイスシステムLOCA発生により給水流量が増加しミスマッチが拡大する。
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。

解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧 (1/2)

手順		判断基準記載内容	解釈		
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原子炉の減圧	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た場合	-	
			原子炉圧力が 0.69MPa [gage] 以上	原子炉圧力計にて 0.69MPa [gage] 以上	
			高圧注水系が使用できず、低圧注水系 1 系統以上起動できた場合	-	
			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	原子炉水位計（燃料域）燃料有効長底部から燃料有効長の 20%高い位置	
		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原子炉の減圧	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。	-	
			a. 手動による原子炉減圧 ③タービン・バイパス弁による原子炉の減圧	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又は高圧代替注水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。	-
				b. 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧	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。

1. 判断基準の解釈一覧 (2/2)

手順		判断基準記載内容	解釈	
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による原子炉の減圧ができない場合	—
		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による原子炉の減圧ができない場合	—
		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	常設代替直流電源設備による緊急用 125V 主母線盤への給電ができない場合	—
			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	—
	(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧	a. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保	自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低下を確認した場合	—
			高圧窒素ガスポンベ圧力低下を確認した場合	—
		b. 可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保	高圧窒素ガスポンベ圧力低下を確認した場合	—
	(3) 復旧	a. 代替直流電源設備による復旧	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. 代替交流電源設備による復旧	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	—

2. 操作手順の解釈一覧 (1/2)

手順			操作手順記載内容	解釈
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	b. 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧	代替逃がし安全弁駆動装置窒素ポンベ圧力指示値が0.5MPa [gage] 以上	代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁開放必要圧力0.5MPa [gage] 以上
			代替逃がし安全弁駆動装置排気ライン止め弁	—
			代替逃がし安全弁駆動装置窒素供給弁	—
			格納容器隔離弁	—
			代替逃がし安全弁駆動装置窒素ポンベ供給圧力指示値が0.5MPa [gage] 以上	代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁開放必要圧力0.5MPa [gage] 以上
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順	(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧	a. 高圧窒素ガス供給系(非常用)による窒素確保	高圧窒素ガスポンベ供給止め弁	—
			自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低警報が消灯	自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低(0.902MPa [gage] 以下)警報設定点以上
			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	自動減圧系作動用アキュムレータ圧力低(0.902MPa [gage] 以下)警報設定点以上
			高圧窒素ガスポンベ圧力低下を確認した場合	—

2. 操作手順の解釈一覧 (2/2)

手順		操作手順記載内容	解釈
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	b. 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）の暖気運転は約1.5時間運転し停止
			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
1.3.2.3 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順	(1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「二次格納施設制御」	逃がし安全弁により原子炉急速減圧を行い	逃がし安全弁により原子炉の急速減圧（～約0MPa [gage]）を行い

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

< 目 次 >

1.4.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

b. 原子炉運転中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i) 低圧代替注水

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i) 復旧

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備

i) 低圧代替注水

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 原子炉運転停止中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i) 低圧代替注水

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i) 復旧

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

d. 手順等

1.4.2 重大事故等時の手順

1.4.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水

(2) 低圧炉心スプレー系による原子炉注水

(3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 低圧代替注水

(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

(c) 代替循環冷却系による原子炉注水

(d) 消火系による原子炉注水

(e) 補給水系による原子炉注水

b. 重大事故等時の対応手段の選択

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水

b. 重大事故等時の対応手段の選択

(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順

a. 低圧代替注水

(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）

(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

(d) 消火系による残存溶融炉心の冷却

(e) 補給水系による残存溶融炉心の冷却

b. 重大事故等時の対応手段の選択

1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

b. 重大事故等時の対応手段の選択

1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.4.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.4.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.4.3 重大事故対策の成立性

1. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

(1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

(2) 系統構成

2. 消火系による原子炉注水

(1) 系統構成

3. 補給水系による原子炉注水

(1) 系統構成

添付資料1.4.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

2. 操作手順の解釈一覧

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つて、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

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

(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却

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

(2) 復旧

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

原子炉運転中において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態では発電用原子炉（以下「原子炉」という。）を冷却するための設計基準事故対処設備が有する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原子炉内低圧時における注水機能である。

原子炉運転停止中において、原子炉を冷却するための設計基準事故対処設備

が有する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原子炉内低圧時における注水機能である。また、原子炉を長期的に冷却するための設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉内の崩壊熱除去機能である。

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

1.4.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

原子炉運転中において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態では原子炉を冷却し炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するための設計基準事故対処設備として、残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサプレッション・プールを設置している。

原子炉運転停止中において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態では原子炉を冷却し炉心の著しい損傷を防止するための設計基準事故対処設備として、残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサプレッション・プールを設置している。また、原子炉内の崩壊熱を除去するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプを設置している。

なお、本条項での原子炉運転停止中とは、原子炉冷却材温度100℃未満^{※1}及び原子炉圧力容器全ボルト締付状態で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を冷却している期間とする。

※1：原子炉の昇温を伴う検査時は除く。

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

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

重大事故等対応設備の他に、設計基準事故対応設備により重大事故等の対応を行うための対応手段と重大事故等対応設備（設計基準拡張）^{※2}及び柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{※3}を選定する。

※2 重大事故等対応設備（設計基準拡張）

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

※3 自主対策設備

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

選定した重大事故等対応設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十七条及び技術基準規則第六十二条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対応設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、残留熱除

去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失を想定する。

さらに、炉心の著しい損傷、熔融が発生し、原子炉圧力容器内に熔融炉心が残存する場合を想定する。

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

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

a. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（低圧注水系又は原子炉停止時冷却系）又は低圧炉心スプレイ系が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ サプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

低圧炉心スプレイ系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・ サプレッション・プール

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

b. 原子炉運転中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i) 低圧代替注水

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが故障により原子炉注水ができない場合には、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により原子炉へ注水する手段がある。

(i) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽

(ii) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽

(iii) 代替循環冷却系による原子炉注水

代替循環冷却系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替循環冷却系ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器（A）
- ・サブプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

(iv) 消火系による原子炉注水

消火系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

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

(v) 補給水系による原子炉注水

補給水系による原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.4.1(2) b. (a) i) (i) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」で使用する設備のうち、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) b. (a) i) (ii) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水」で使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) b. (a) i) (iii) 代替循環冷却系による原子炉注水」
で使用する設備のうち、**残留熱除去系熱交換器（A）**、サプレッション・プール及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) b. (a) i) (iii) 代替循環冷却系による原子炉注水」
で使用する設備のうち、**残留熱除去系海水ポンプ**は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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

（添付資料1.4.1）

以上の重大事故等対処設備により、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態でも冷却機能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。

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

格納容器からの除熱及び原子炉内の崩壊熱除去を目的とした設備であり、原子炉減圧及び低圧注水移行時に炉心損傷を防止するための十分な注水量が確保できない場合があるが、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が実施できない場合の代替手段として有効である。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動、設置及びホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、代替循環冷

却系が使用可能であれば、原子炉へ注水する手段として有効である。

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

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉へ注水する手段として有効である。

- ・ 復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンク

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉へ注水する手段として有効である。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

【全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は以下のとおり。】

i) 復旧

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失により使用できない場合には、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C_{2C}又はM/C_{2D}へ電源を供給するとともに、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系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）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、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系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）を復旧する手段がある。

常設代替交流電源設備及び代替残留熱除去系海水系へ燃料を補給

し、電源及び冷却水の供給を継続することにより、残留熱除去系（低圧注水系）を十分な期間、運転継続することが可能である。

また、原子炉運転停止後は残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に移行し、長期的に原子炉を除熱する手段がある。なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）については、「1.4.1(2) c.(b) i) 復旧」にて整備する。

(i) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水

残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却）
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・サブプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

全交流動力電源喪失時の対応手段及び設備は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

残留熱除去系海水ポンプ機能喪失時の対応手段及び設備は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.4.1(2) b.(b) i)(i) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水」で使用する設備のうち、サブプレッション・プール及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) b.(b) i)(i) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後

の原子炉注水」で使用する設備のうち、残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却）、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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）を復旧し、原子炉を冷却することができる。

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

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動、設置及び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）が使用可能であれば、原子炉へ注水する手段として有効である。

(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備

i) 低圧代替注水

炉心の著しい損傷、溶融が発生し、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合には、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により残存溶融炉心を冷却する手段がある。

(i) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

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

- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽

(ii) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

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

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽

(iii) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 代替循環冷却系ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器（A）
- ・ サプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

(iv) 消火系による残存溶融炉心の冷却

消火系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

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

- ・多目的タンク

(v) 補給水系による残存溶融炉心の冷却

補給水系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.4.1(2) b. (c) i) (i) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却」で使用する設備のうち、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) b. (c) i) (ii) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却」で使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) b. (c) i) (iii) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却」で使用する設備のうち、代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器（A）、サプレッション・プール及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) b. (c) i) (iii) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却」で使用する設備のうち、残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

これらの設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

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

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

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動、設置及びホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、代替循環冷却系が使用可能であれば、残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。

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

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。

- ・復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンク

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。

c. 原子炉運転停止中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i) 低圧代替注水

原子炉運転停止中に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には、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残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプの故障で冷却機能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。

(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には、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給するとともに、残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系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には、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を確保することで残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧する手段がある。

常設代替交流電源設備及び代替残留熱除去系海水系へ燃料を補給し、電源及び冷却水の供給を継続することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を十分な期間、運転継続することが可能である。

(i) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

全交流動力電源喪失時の対応手段及び設備は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.4.1(2) c. (b) i) (i) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱」で使用する設備のうち、緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.4.1(2) c. (b) i) (i) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱」で使用する設備のうち、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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

(添付資料1.4.1)

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失に

より使用できない場合においても、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧し、原子炉を除熱することができる。

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

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動、設置及びホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が使用可能であれば、原子炉を除熱する手段として有効である。

d. 手順等

上記「a. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備」、 「b. 原子炉運転中の対応手段及び設備」及び「c. 原子炉運転停止中の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員等^{※1}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）

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

（添付資料1.4.2）

1.4.2 重大事故等時の手順

1.4.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水

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

給水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水ができず，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

残留熱除去系（低圧注水系）（A）による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（低圧注水系）（B）又は残留熱除去系（低圧注水系）（C）による原子炉注水手順も同様。）

概要図を第1.4-5図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に残留熱除去系（低圧注水系）（A）の起動を指示する。

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）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（A）ポンプが起動し，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，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し，残留熱除去系（低圧注水系）（A）による原子

炉への注水の開始を指示する。

- ④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（A）の手動操作、又は自動起動信号（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウエル圧力高）により開したことを確認する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。
- ⑥発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持^{*}1するよう指示する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、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^{*1}し、発電長に報告する。

※1：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、格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は、残留熱除去系注入弁の全閉操作を実施後、残留熱除去系格納容器スプレイ弁を開とし、格納容器スプレイを実施する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員等1名により操作を実施する。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) 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、自動起動（原子炉水位異常低下（レベル1）又はドライウエル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により低圧炉心スプレイ系を起動し、サブプレッション・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

給水系，原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系による原子炉注水ができず，原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上に維持できない場合において，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

低压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1.4-6図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に低压炉心スプレイ系の起動を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて，低压炉心スプレイ系の手動起動操作，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）により低压炉心スプレイ系ポンプが起動し，低压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，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，低压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，低压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压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指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル3) 設定点以上から原子炉水位高 (レベル8) 設定点に維持し、発電長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員等1名により操作を実施する。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) 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) による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり。(残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) (B) による原子炉冷却手順も同様。)

概要図を第1.4-7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) による原子炉除熱の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室及び原子炉建屋付属棟にて、原子炉保護系電

源の復旧を実施する。

③運転員等は中央制御室にて、格納容器隔離を復旧する。

④運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、残留熱除去系（A）レグシールライン弁を閉にする。

⑤運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプ入口弁を閉とする。

⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉再循環（A）ポンプが停止していることを確認し、原子炉再循環（A）ポンプ出口弁を閉にする。

⑦運転員等は、発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の準備が完了したことを報告する。

⑧発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）使用開始圧力0.93MPa [gage] 以下であることを確認し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱するための系統構成を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を閉とし、閉側回路を除外する。

⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁の開側回路を除外し、残留熱除去系外側隔離弁を開にする。

⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁を開にし、開側回路の除外を解除する。

⑫運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却ライン入口弁を開にする。

⑬運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却注入弁を調整開とする。

⑭運転員等は、発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）

による原子炉除熱するための系統構成が完了したことを報告する。

⑮ 発電長は、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の開始を指示する。

⑯ 運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプを起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上及び残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認する。

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、崩壊熱の除去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1名、現場対応を運転員等2名により操作を実施する。

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。

1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 低圧代替注水

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

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系の手段のうち、低圧で原子炉へ注水可能な系統1系統以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉注水を開始する。

なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、原子炉圧力容器内を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え給水系、復水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）を使用し原子炉注水を実施する。

(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレ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、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。

手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-3図に、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には、原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）による原

子炉への注水に必要な残留熱除去系注入弁（C）の受電操作を実施し、残留熱除去系注入弁（C）の表示灯が点灯したことを確認する。また、原子炉冷却材喪失事象が確認された場合には、原子炉冷却材浄化系吸込弁を閉にする。

③運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。

④運転員等は、発電長に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は、運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の系統構成を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（C）ポンプの操作スイッチを隔離する。

⑦運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）の使用モードを選択し、低圧代替注水系（常設）を起動した後、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上であることを確認する。

⑧運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁及び原子炉压力容器注水流量調整弁が自動開したことを確認する。

⑨運転員等は、発電長に低圧代替注水系（常設）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。

⑩発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水の開始を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（C）を開に

し、原子炉への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

⑫発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持するよう指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて、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。

iii) 操作の成立性

原子炉運転中において、上記の中央制御室対応を運転員等2名にて実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉注水開始まで9分以内と想定する。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1名により実施する。

(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、低圧代替注水系（常設）、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、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（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。

手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-3図に、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)配管を使用する西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東側接続口による原子炉注水の手順は、手順⑨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)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。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系(C)ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプの操作スイッチを隔離する。
- ⑦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。
- 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、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。

⑨^a 残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉注水の場合

運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、残留熱除去系注入弁（C）及び原子炉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、残留熱除去系注入弁（C）及び原子炉压力容器注水流量調整弁を開にする。

⑨^b 低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉注水の場合

運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉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。

⑩ 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。

⑪ 発電長は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉へ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。

⑫ 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。

⑬ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡する。

- ⑭災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。
- ⑮重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、西側接続口又は東側接続口の弁を開とし、可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。
- ⑯災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。
- ⑰発電長は、運転員等に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水が開始されたことの確認を指示する。
- ⑱運転員等は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。
- ⑲発電長は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水が開始されたことを連絡する。
- ⑳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指示する。
- ㉑運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器注水流量調整弁により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持し、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

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

のとおり。

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

（添付資料1.4.3）

(c) 代替循環冷却系による原子炉注水

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレー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。

手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-3図に、概要図を第1.4-12図に、タイムチャートを第1.4-13図に示す。

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。

④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプの操作スイッチを隔離する。

⑤運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注水配管分離弁、残留熱除去系（A）ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器（A）出口弁及び残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を閉にする。

⑥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。

⑦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。

⑧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。

⑨運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系ポンプを起動し、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。

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、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。

⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（A）を開にした後、代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁を開にするとともに代替循環冷却系テストライン弁を閉にする。

⑫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。

⑬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指示する。

⑭運転員等は中央制御室にて、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代替循環冷却系による原子炉注水開始まで35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。

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

(d) 消火系による原子炉注水

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却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、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、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とす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。

手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-3図に、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^{*1}又はディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。
- ⑧発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、消火系による原子炉への注水の開始を指示する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（B）消火系ライン弁を開にする。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（B）を開にする。
- ⑪運転員は中央制御室にて、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。
- ⑫発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持^{*2}するよう指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて、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^{※2}し、発電長に報告する。

※1：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。

※2：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、格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は、残留熱除去系注入弁（B）の全閉操作を実施後、残留熱除去系格納容器スプレイ弁（B）を開とし、格納容器スプレイを実施する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名にて実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉注水開始まで50分以内と想定する。

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

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

(添付資料1.4.3)

(e) 補給水系による原子炉注水

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系により原子炉注水ができ

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

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。

手順の対応フローを第1.4-2図及び第1.4-3図に、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ポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。

③発電長は、災害対策本部長に連絡配管閉止フランジの切り替えを依頼する。

④災害対策本部長は、重大事故等対応要員に連絡配管閉止フランジの切り替えを指示する。

⑤重大事故等対応要員は、連絡配管閉止フランジの切り替えを実施する。

⑥重大事故等対応要員は、災害対策本部長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを報告する。

⑦災害対策本部長は、発電長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを連絡する。

⑧発電長は、運転員等に補給水系による原子炉注水の系統構成を指示する。

⑨運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、補給水系－消火系連

絡ライン止め弁を開にする。

⑩運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。

⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（B）消火系ライン弁を開にする。

⑫運転員等は、発電長に補給水系による原子炉注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑬発電長は、運転員等に補給水系による原子炉注水のため、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するよう指示する。

⑭運転員等は中央制御室にて、復水移送ポンプを起動し、復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。

⑮発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、補給水系による原子炉への注水の開始を指示する。

⑯運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（B）を開にし、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

⑰発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点の間で維持^{*1}するよう指示する。

⑱運転員等は中央制御室にて、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^{*1}し、発電長に報告する。

※1：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、格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は、残留熱除去系注入弁（B）の全閉操作を実施後、残留熱除去系格納容器スプレイ弁（B）を開とし、格納容器スプレイを実施する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉注水開始まで105分以内と想定する。

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

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

(添付資料1.4.3)

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-22図に示す。

残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水機能が喪失し、原子炉へ注水ができない場合は、低圧代替注水系（常設）により原子炉へ注水する。

低圧代替注水系（常設）が使用できない場合は、代替循環冷却系により原子炉へ注水する。

代替循環冷却系が使用できない場合は、消火系、補給水系又は低圧代

替注水系（可搬型）により原子炉へ注水する。

なお、消火系による原子炉への注水は、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

(2) サポート系故障時の対応手順

【全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手順は以下のとおり。】

a. 復旧

(a) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水

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

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

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

i) 手順着手の判断基準

【全交流動力電源喪失時】

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

【残留熱除去系海水系機能喪失時】

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

ii) 操作手順

残留熱除去系（低圧注水系）（A）による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（低圧注水系）（B）又は残留熱除去系（低圧注水系）（C）による原子炉注水手順も同様。）

概要図を第1.4-18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）による原子炉注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（低圧注水系）

（A）による原子炉への注水に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに，冷却水が確保されていることを確認し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に残留熱除去系（A）ポンプの起動を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（A）ポンプを起動

し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。

⑤発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉への注水の開始を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（A）を開とし、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

⑦発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）設定点以上から原子炉水位高（レベル8）設定点に維持※1するよう指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて、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※1し、発電長に報告する。

※1：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、格納容器内への格納容器スプレイを実施する場合は、残留熱除去系注入弁（A）又は（B）の全閉操作を実施後、残留熱除去系格納容器スプレイ弁（A）又は（B）を開とし、格納容器スプレイを実施する。

iii) 操作の成立性

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

なお、残留熱除去系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

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

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

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

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-22図に示す。

全交流動力電源が喪失し、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dを受電し、交流動力電源が確保され、残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系海水系が復旧できる場合は、残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉へ注水する。なお、常設代替交流電源設備によりM/C 2C又はM/C 2Dが受電できない場合は、「1.4.2.2(1)a. 低圧代替注水」の対応手順を実施する。

残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系海水系が使用できない場合は、緊急用海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉へ注水する。

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）により原子炉へ注水する

が、代替残留熱除去系海水系の運転に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等により原子炉への注水を並行して実施する。

原子炉運転停止後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。

(3) 熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順

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

a. 低圧代替注水

(a) 低圧代替注水系（常設）による残存熔融炉心の冷却

i) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断し、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圧力容器内への注水が出来ない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

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

ii) 操作手順

低圧代替注水系（常設）による残存熔融炉心の冷却については、
「1.4.2.2(1) a.(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」の

操作手順と同様である。

残存溶融炉心の冷却については、格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウェル部）への注水に必要な流量（格納容器スプレイ流量：130m³/h，ペDESTAL（ドライウェル部）注水量：14m³/h～50m³/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には溶融炉心の冷却を優先する。

なお、手順の対応フローを第1.4-4図に示す。また、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2名にて実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器内への注水開始まで9分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）

i) 手順着手の判断基準

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

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

認する。

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：14m³/h～50m³/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には溶融炉心の冷却を優先する。

なお、手順の対応フローを第1.4-4図に示す。また、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）配管を使用した西側接続口による原子炉圧力容器内への注水の場合）】

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

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

- ・中央制御室対応を運転員等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可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

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

(添付資料1.4.3)

(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

i) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断し、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレー系及び低圧代替注水系（常設）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。

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

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、格納容器スプレーの注水に必要な流量（格納容器スプレー流量：130m³/h、ペDESTAL（ドライウエル部）注水量：14m³/h～50m³/h）を確保し、原子炉圧力容

器内へ崩壊熱相当量（ $14\text{m}^3/\text{h}\sim 50\text{m}^3/\text{h}$ ）の注水を実施する。しかし、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先する。

なお、手順の対応フローを第1.4-4図に示す。また、概要図は第1.4-12図、タイムチャートは第1.4-13図と同様である。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等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35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。

- ・ 残留熱除去系海水系使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水系使用の場合：20分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系使用の場合：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^{*1}により原子炉圧力容器の破損を判断し、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却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、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、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。

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

ii) 操作手順

消火系による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.2(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：14m³/h～50m³/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には溶融炉心の冷却を優先する。

なお、手順の対応フローを第1.4-4図に示す。また、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1名、現場対応を運転員等2名にて実施した場合、消火系による原子炉圧力容器内への注水開始まで50分以内と想定する。

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

(添付資料1.4.3)

(e) 補給水系による残存溶融炉心の冷却

i) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断し、残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火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、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

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

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：14m³/h～50m³/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には溶融炉心の冷却を優先する。

なお、手順の対応フローを第1.4-4図に示す。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1名、現場対応を運転員等2名及び重大事故等対応要員6名にて実施した場合、作業開始を判断してから補給水系による原子炉圧力容器内への注水開始まで105分以内と想定する。

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

(添付資料1.4.3)

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-22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、低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心を冷却する。

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残存溶融炉心の冷却を実施する。

代替循環冷却系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）により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、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

原子炉運転停止中に原子炉へ注水する機能が喪失した場合の対応手順については「1.4.2.2(1) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」、「1.4.2.2(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」、「1.4.2.2(1) a. (c) 代替循環冷却系による原子炉注水」、「1.4.2.2(1) a. (d) 消火系による原子炉注水」及び「1.4.2.2(1) a. (e) 補給水系による原子炉注水」の対応手順と同様であ

る。

(2) サポート系故障時の対応手順

【全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手順は以下のとおり。】

a. 復旧

(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

全交流動力電源喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能が喪失した場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の電源を復旧するとともに、残留熱除去系海水系、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、緊急用海水系又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）にて原子炉の除熱を実施する。

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

i) 手順着手の判断基準

【全交流動力電源喪失時】

全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2 C又はM/C 2 Dの

受電が完了し、原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下である場合。

【残留熱除去系海水系機能喪失時】

残留熱除去系海水系機能喪失時、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系により冷却水が確保され、原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下である場合。

ii) 操作手順

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（B）による原子炉冷却手順も同様）

概要図を第1.4-20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、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室及び原子炉建屋付属棟にて、原子炉保護系電源の復旧を実施する。

③運転員等は中央制御室にて、格納容器隔離を復旧する。

④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉の除熱に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認する。

⑤運転員等は原子炉建屋原子炉棟にて、残留熱除去系（A）レグシールライン弁を閉にする。

⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプ入口弁を閉とする。

- ⑦運転員等は中央制御室にて、原子炉再循環（A）ポンプが停止していることを確認し、原子炉再循環（A）ポンプ出口弁を閉にする。
- ⑧運転員等は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の準備が完了したことを報告する。
- ⑨発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）使用開始圧力0.93MPa [gage] 以下であることを確認し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱するための系統構成を指示する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を閉とし、閉側回路を除外する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁の開側回路を除外し、残留熱除去系外側隔離弁を開にする。
- ⑫運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系内側隔離弁を開にし、開側回路の除外を解除する。
- ⑬運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却ライン入口弁を開にする。
- ⑭運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却注入弁を調整開とする。
- ⑮運転員等は、発電長に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱するための系統構成が完了したことを報告する。
- ⑯発電長は、運転員等に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）（A）による原子炉除熱の開始を指示する。
- ⑰運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプを起動

し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上及び残留熱除去系系統流量の流量上昇で確認する。

⑱ 運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）入口弁を調整開とする。

⑲ 運転員等は中央制御室にて、原子炉除熱が開始されたことを残留熱除去系熱交換器入口温度が低下することにより確認し、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱開始まで161分以内と想定する。

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

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。

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

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.4-22図に示す。

全交流動力電源が喪失し、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dを受電

し、交流動力電源が確保され、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）及び残留熱除去系海水系が復旧できる場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。なお、常設代替交流電源設備によりM/C 2C又はM/C 2Dが受電できない場合は、「1.4.2.2(1)a. 低圧代替注水」の対応手順を実施する。

残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系海水系が使用できない場合は、緊急用海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。

緊急用海水系が使用できない場合は、代替残留熱除去系海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱するが、代替残留熱除去系海水系の運転に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等により原子炉への注水を並行して実施する。

1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系海水系、緊急用海水系又は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、電動弁及び監視計器への電源供給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替注水大型

ポンプへの燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。

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

第1.4-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/25)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張) における残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対処設備
				残留熱除去系 (低圧注水系) ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等対処設備
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 非常用交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
					非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「水位確保」等 重大事故等対策要領

※1: 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。
 ※2: 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。
 ※3: 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（2/25）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張）における低圧炉心スプレイ系による原子炉注水）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	—	低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	主要設備	サブプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
				低圧炉心スプレイ系ポンプ 残留熱除去系海水ポンプ※1	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
				低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 非常用交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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（3/25）

（重大事故等対応設備（設計基準拡張）における残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備			整備する手順書
重大事故等対応設備（設計基準拡張）	—	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	主要設備	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※1	重大事故等対応設備（設計基準拡張）	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「減圧冷却」 重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等対応設備	
			関連設備	残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁 非常用交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対応設備（設計基準拡張）	

※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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（4/25）

（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
フロントライン系故障	残留熱除去系（低圧注水系） ポンプ 低圧炉心スプレイ系 ポンプ	低圧代替注水系（常設） による原子炉注水	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 ^{※2}	重大事故等対処設備
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※3} 燃料補給設備 ^{※3}	重大事故等対処設備
				非常用交流電源設備 ^{※3}	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領

- ※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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（5／25）

（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
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 ^{※2} 代替淡水貯槽 ^{※2}	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージヤ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3} 燃料補給設備 ^{※3}	重大事故等対応設備	
			非常用交流電源設備 ^{※3}	重大事故等対応設備（設計基準拡張）		

- ※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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（6／25）

（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
フロントライン系故障	残留熱除去系ポンプ （低圧注水系） 低圧炉心スプレイ系ポンプ	代替循環冷却系による原子炉注水①	主要設備	残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ ^{※1}	重大事故等対処設備
				残留熱除去系海水ポンプ ^{※1}	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			代替循環冷却系ポンプ	自主対策設備	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備 ^{※1} 常設代替交流電源設備 ^{※3} 燃料補給設備 ^{※3}	重大事故等対処設備
非常用交流電源設備 ^{※3}	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）				
					非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領

- ※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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（7/25）

（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
フロントライン系故障	残留熱除去系ポンプ （低圧注水系） 低圧炉心スプレイ系ポンプ	代替循環冷却系による原子炉注水②	主要設備	残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール	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 ^{※1}	自主対策設備
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレートナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備 ^{※1} 常設代替交流電源設備 ^{※3} 燃料補給設備 ^{※3}	重大事故等対処設備
				非常用交流電源設備 ^{※3}	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領

- ※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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（8／25）

（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
フロントライン系故障	残留熱除去系ポンプ （低圧注水系） 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 デーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備
			関連設備	残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備※ ³	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			関連設備	消火系配管・弁	自主対策設備
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領

※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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（9／25）

（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
フロントライン系故障	残留熱除去系ポンプ （低圧注水系） 低圧炉心スプレイ系ポンプ	補給水系による原子炉注水	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備
				残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備※3	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
				補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備
					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：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。
 ※2：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。
 ※3：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（10／25）

（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
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）の復旧後の原子炉注水①	主要設備	サブプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※ ¹	重大事故等対処設備
				残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※ ¹	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			関連設備	原子炉圧力容器 非常用取水設備※ ¹ 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領

- ※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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（11／25）

（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
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）の復旧後の原子炉注水②	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対処設備
				残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等対処設備（設計基準拡張）
				可搬型代替注水大型ポンプ※ ¹	自主対策設備
			関連設備	原子炉圧力容器 非常用取水設備※ ¹ 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領

- ※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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（12／25）

（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
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	—	低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 ^{※2}	重大事故等対処設備
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ^{※3} 燃料補給設備 ^{※3}	重大事故等対処設備
				非常用交流電源設備 ^{※3}	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
					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：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。

※2：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。

※3：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（13／25）

（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
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 ^{※2} 代替淡水貯槽 ^{※2}	重大事故等対処設備
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパーージャ 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3} 燃料補給設備 ^{※3}	重大事故等対処設備
				非常用交流電源設備 ^{※3}	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
					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：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。
 ※2：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。
 ※3：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（14／25）

（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
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	—	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却①	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※ ¹	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－4」 重大事故等対策要領
				残留熱除去系海水ポンプ※ ¹	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレートナ 原子炉压力容器 非常用取水設備※ ¹ 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※ ³	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

- ※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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（15／25）

（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	
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	—	代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却②	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－4」 重大事故等対策要領
				可搬型代替注水大型ポンプ※ ¹	自主対策設備	
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレートナ 原子炉压力容器 非常用取水設備※ ¹ 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※ ³	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

- ※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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（16／25）

（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	
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	—	消火系による残存溶融炉心の冷却	主要設備	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－４」 重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉压力容器 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	
			関連設備	残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備※ ³	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			関連設備	消火系配管・弁	自主対策設備	

- ※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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（17／25）

（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
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	—	補給水系による残存溶融炉心の冷却	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「注水－4」 重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉压力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備※3	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備		

- ※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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（18／25）

（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
フロントライン系故障	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） ポンプ	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 ^{※2}	重大事故等対処設備
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※3} 燃料補給設備 ^{※3}	重大事故等対処設備
				非常用交流電源設備 ^{※3}	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領

※1：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。
 ※2：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。

※3：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（19／25）

（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
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 ^{※2} 代替淡水貯槽 ^{※2}	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系（C）配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージヤ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3} 燃料補給設備 ^{※3}	重大事故等対処設備	
			非常用交流電源設備 ^{※3}	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）		

- ※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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（20／25）

（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
フロントライン系故障	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） ポンプ	代替循環冷却系による原子炉注水①	主要設備	残留熱除去系熱交換器（A） サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※ ¹	重大事故等対処設備
				残留熱除去系海水ポンプ※ ¹	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
				代替循環冷却系ポンプ	自主対策設備
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレートナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備※ ¹ 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備
				非常用交流電源設備※ ³	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領

- ※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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（21／25）

（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
フロントライン系故障	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） ポンプ	代替循環冷却系による原子炉注水②	主要設備	残留熱除去系熱交換器（A） サブプレッション・プール	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*1	自主対策設備
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレートナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備*1 常設代替交流電源設備*3 燃料補給設備*3	重大事故等対処設備
				非常用交流電源設備*3	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領

- ※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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（22／25）

（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
フロントライン系故障	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） ポンプ	消火系による原子炉注水	主要設備	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備
				残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備※ ³	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
				消火系配管・弁	自主対策設備
					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：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。
 ※2：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。
 ※3：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（23／25）

（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
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） 自主対応設備	補給水系による原子炉注水	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対応設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「水位確保」等 重大事故等対策要領
			関連設備	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系（B）配管・弁 非常用交流電源設備※ ³	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対応設備		

- ※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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（24／25）

（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
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）の復旧後の原子炉除熱①	主要設備	緊急用海水ポンプ※ ¹	重大事故等対処設備
				残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※ ¹	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			関連設備	原子炉圧力容器 非常用取水設備※ ¹ 常設代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備
				残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「減圧冷却」 重大事故等対策要領

- ※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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（25／25）

（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
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）の復旧後の原子炉除熱②	主要設備	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
				可搬型代替注水大型ポンプ ^{※1}	自主対策設備
			関連設備	原子炉圧力容器 非常用取水設備 ^{※1} 常設代替交流電源設備 ^{※3} 燃料補給設備 ^{※3}	重大事故等対処設備
				残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「減圧冷却」 重大事故等対策要領

- ※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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 (1/15)

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 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対应手順			
(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 高圧炉心スプレー系系統流量※1
		補機監視機能	タービン駆動給水ポンプ吐出圧力 電動駆動給水ポンプ吐出圧力 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
		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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (2/15)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順			
(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (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	タービン駆動給水ポンプ吐出圧力 電動駆動給水ポンプ吐出圧力 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：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (3/15)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順			
(3) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (SA広帯域) ※1 原子炉水位 (SA燃料域) ※1
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※1 残留熱除去系熱交換器出口温度※1 残留熱除去系系統流量※1		

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

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (4/15)

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 (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
		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 (S A 広帯域) ※1 原子炉水位 (S A 燃料域) ※1
		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 (S A) ※1
		原子炉压力容器への注水量	低圧代替注水系原子炉注水流量※1
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (5/15)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水		
(b) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水 (淡水/海水)	判断基準	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (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※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1
		補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保 代替淡水貯槽水位※1
	操作	原子炉压力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (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 低圧代替注水系原子炉注水流量※1
		水源の確保 代替淡水貯槽水位※1

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (6/15)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水		
	判断基準	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 ※ 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
(c) 代替循環冷却系による原子炉注水	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
		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
		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：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (7/15)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水			
(d) 消火系による原子炉注水	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (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※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 (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	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：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (8/15)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水			
(e) 補給水系による原子炉注水	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (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※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：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (9/15)

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（S A 広帯域）※ ¹ 原子炉水位（S A 燃料域）※ ¹
		電源 275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力線 1 号電圧 M/C 2 C 電圧※ ³ P/C 2 C 電圧※ ³ M/C 2 D 電圧※ ³ P/C 2 D 電圧※ ³ 緊急用 M/C 電圧※ ³ 緊急用 P/C 電圧※ ³
		最終ヒートシンクの確保 緊急用海水系流量 （残留熱除去系熱交換器）※ ¹ 残留熱除去系海水系系統流量※ ¹
		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 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：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (10/15)

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) 熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			
(a) 低圧代替注水系 (常設) による残存熔融炉心の冷却	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
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ※1 サプレッション・チェンバ圧力 ※1
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ※1
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ※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	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 (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	低圧代替注水系原子炉注水流量 ※1
		水源の確保	代替淡水貯槽水位 ※1
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力

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

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (11/15)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水		
(b) 低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却 (淡水/海水)	判断基準	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (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
		格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 ※1 サプレッション・チェンバ圧力 ※1
		格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 ※1
		格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (S A) ※1
		原子炉圧力容器への注水量 残留熱除去系系統流量 ※1 低圧炉心スプレイ系系統流量 ※1 低圧代替注水系原子炉注水流量 ※1 代替循環冷却系原子炉注水流量 ※1
		補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
	水源の確保 代替淡水貯槽水位 ※1	
	操作	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (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 低圧代替注水系原子炉注水流量 ※1
		水源の確保 代替淡水貯槽水位 ※1

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

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (12/15)

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
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※1
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1
		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：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (13/15)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			
(d) 消火系による残存溶融炉心の冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (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
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※1
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレイ系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※1 原子炉水位 (燃料域) ※1 原子炉水位 (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	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：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (14/15)

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
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※1 原子炉圧力 (SA) ※1
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※1
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※1
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1 低圧炉心スプレー系系統流量※1 低圧代替注水系原子炉注水流量※1 代替循環冷却系原子炉注水流量※1
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	
	操作	原子炉圧力容器内の水位	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：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

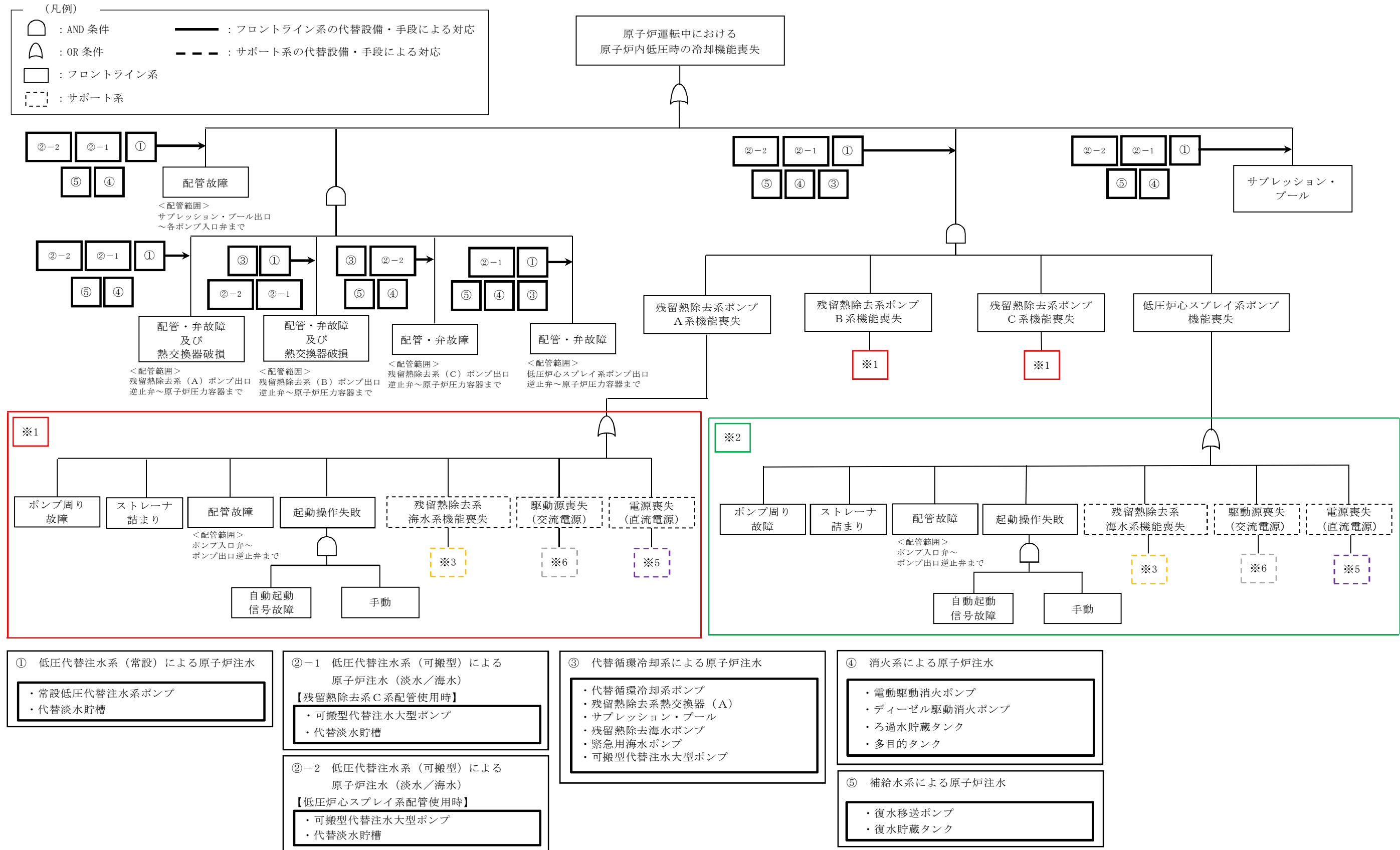
監視計器一覧 (15/15)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.3 原子炉運転停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧			
(a) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 復旧後の原子炉除熱	判断基準	原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (S A) ^{※1}
		電源	275kV東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV原子力線 1号電圧 M/C 2 C 電圧 ^{※3} P/C 2 C 電圧 ^{※3} M/C 2 D 電圧 ^{※3} P/C 2 D 電圧 ^{※3} 緊急用M/C 電圧 ^{※3} 緊急用P/C 電圧 ^{※3}
		最終ヒートシンクの確保	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) ^{※1} 残留熱除去系海水系系統流量 ^{※1}
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

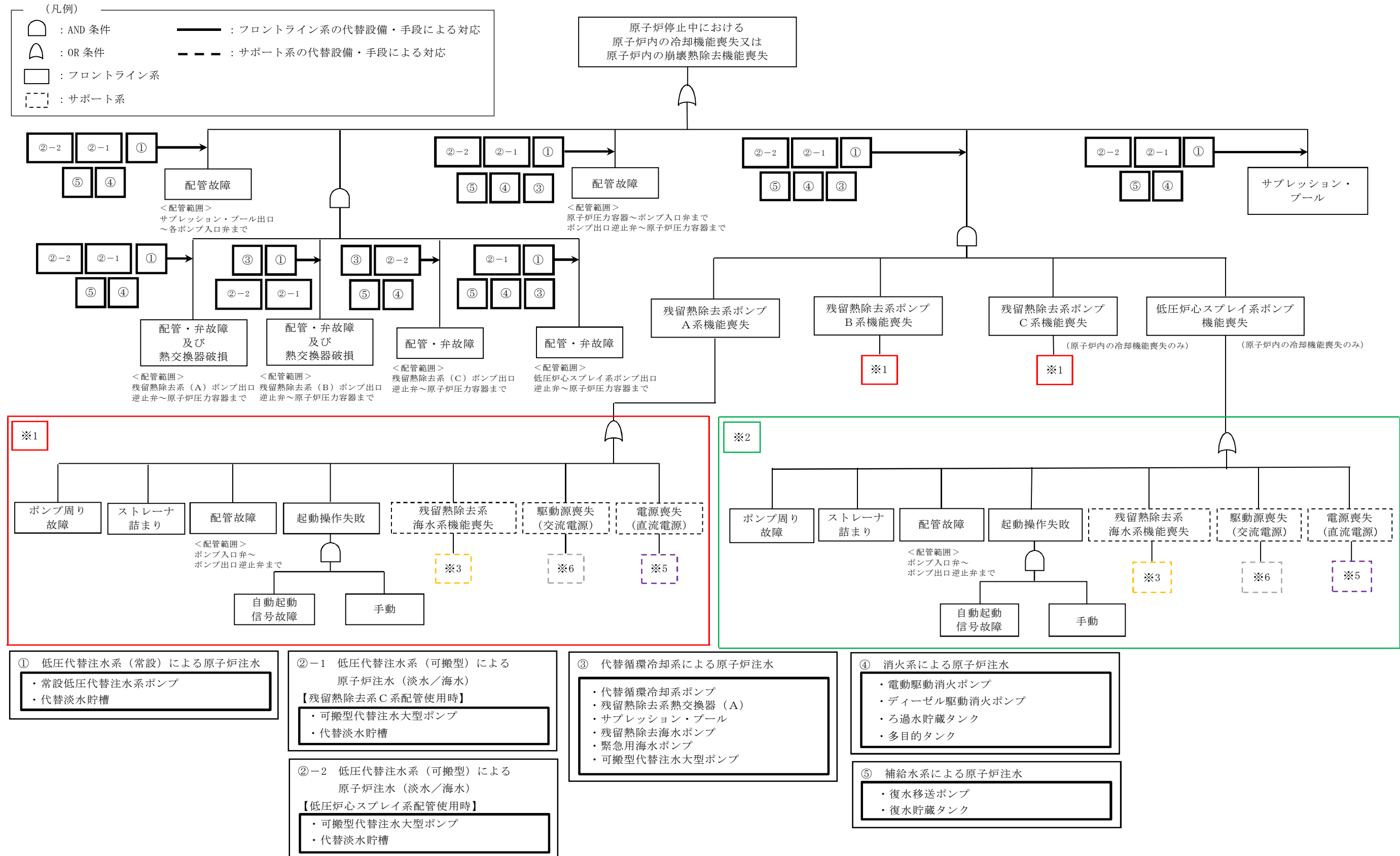
第1.4-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.4】 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却 するための手順等</p>	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C
	低圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC
	低圧炉心スプレイ系	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 MCC 2C系
	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備 非常用交流電源設備 M/C 2C M/C 2D
	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 非常用交流電源設備 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
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 非常用交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 120V/240V計装用主母線盤 2 A 120V/240V計装用主母線盤 2 B 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 緊急用直流125V主母線盤



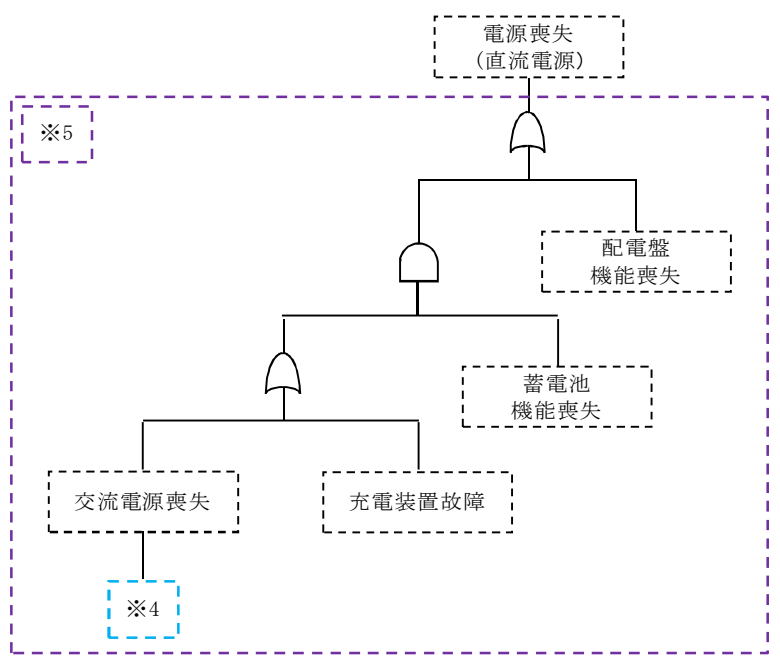
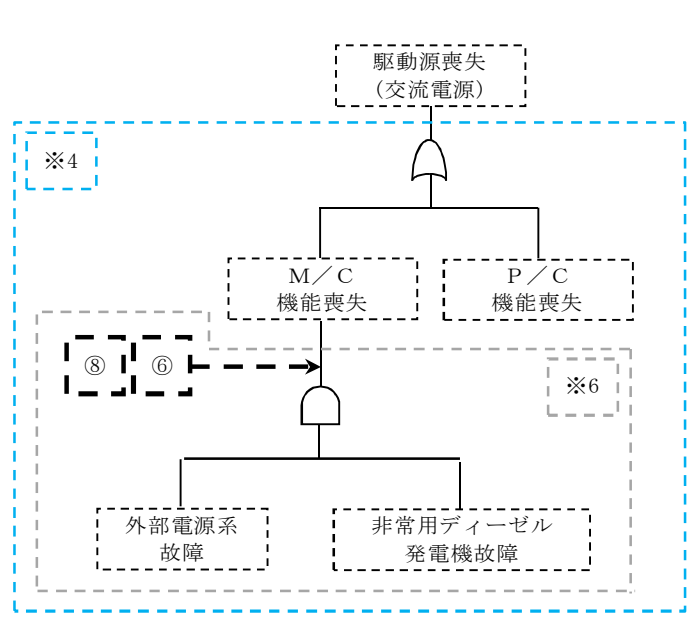
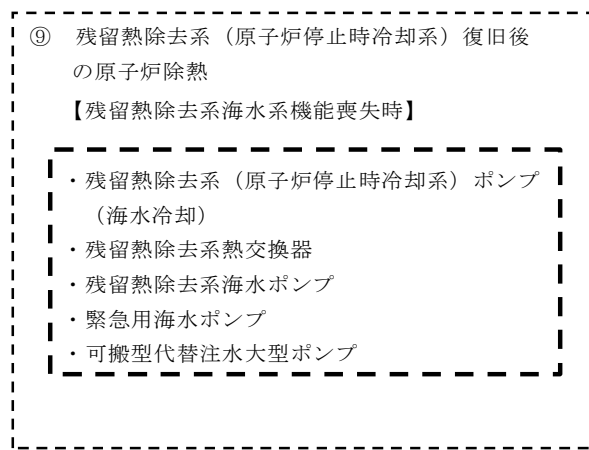
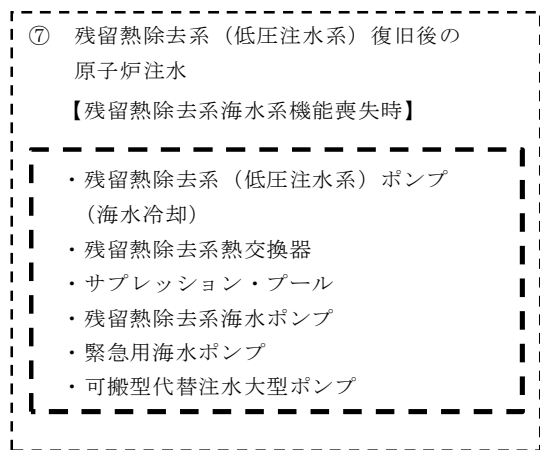
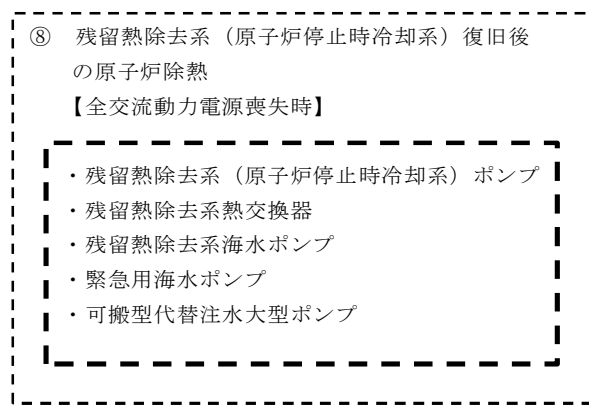
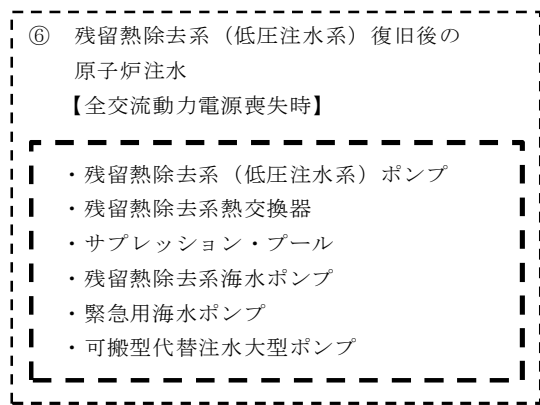
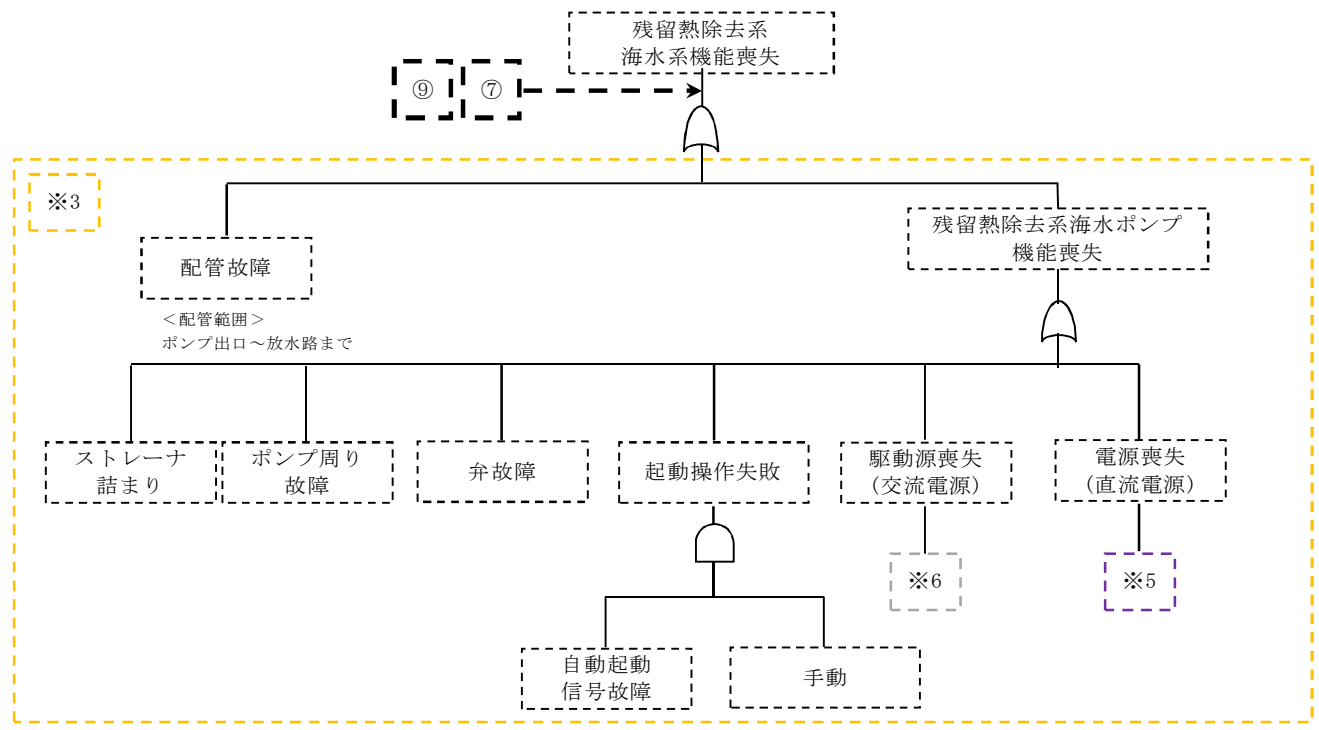
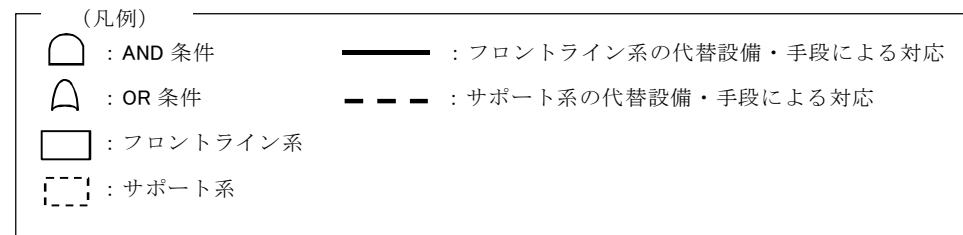
注1: 低圧炉心スプレイ系については、常設代替交流電源設備による交流電源確保の手段はないため、全交流動力電源喪失時における復旧後の原子炉注水手段は対象外である。
 注2: 残留熱除去系(C)については、熱交換器を有しておらず原子炉停止時冷却系の手段はないため、全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失時における復旧後の原子炉除熱手段は対象外である。

第 1.4-1 図 機能喪失原因対策分析 (1/3)



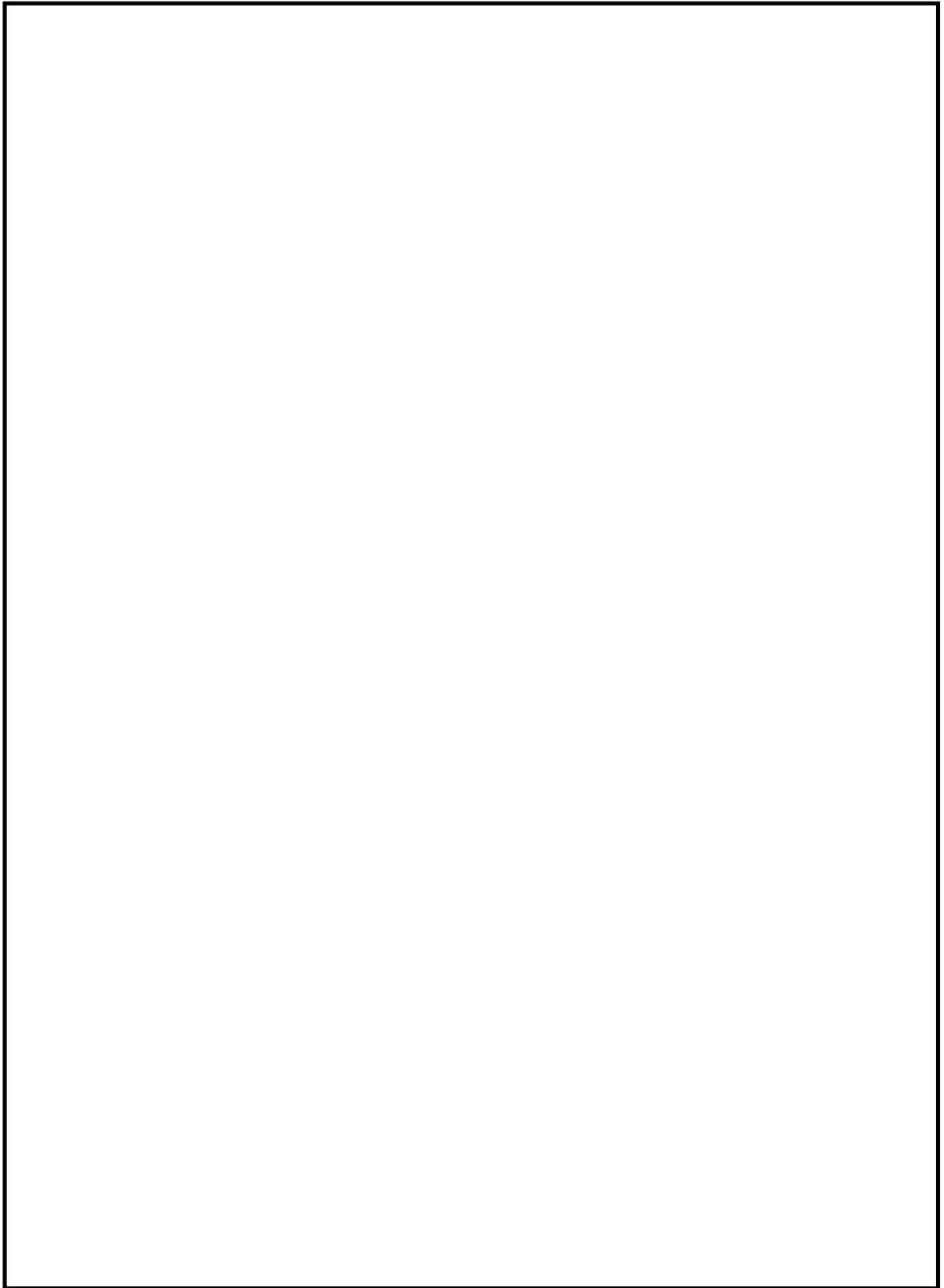
注1: 低圧炉心スプレィ系については、常設代替交流電源設備による交流電源確保の手段はないため、全交流動力電源喪失時における復旧後の原子炉注水手段は対象外である。
注2: 残留熱除去系(C)については、熱交換器を有しておらず原子炉停止時冷却系の手段はないため、全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失時における復旧後の原子炉除熱手段は対象外である。

第 1.4-1 図 機能喪失原因対策分析 (2/3)

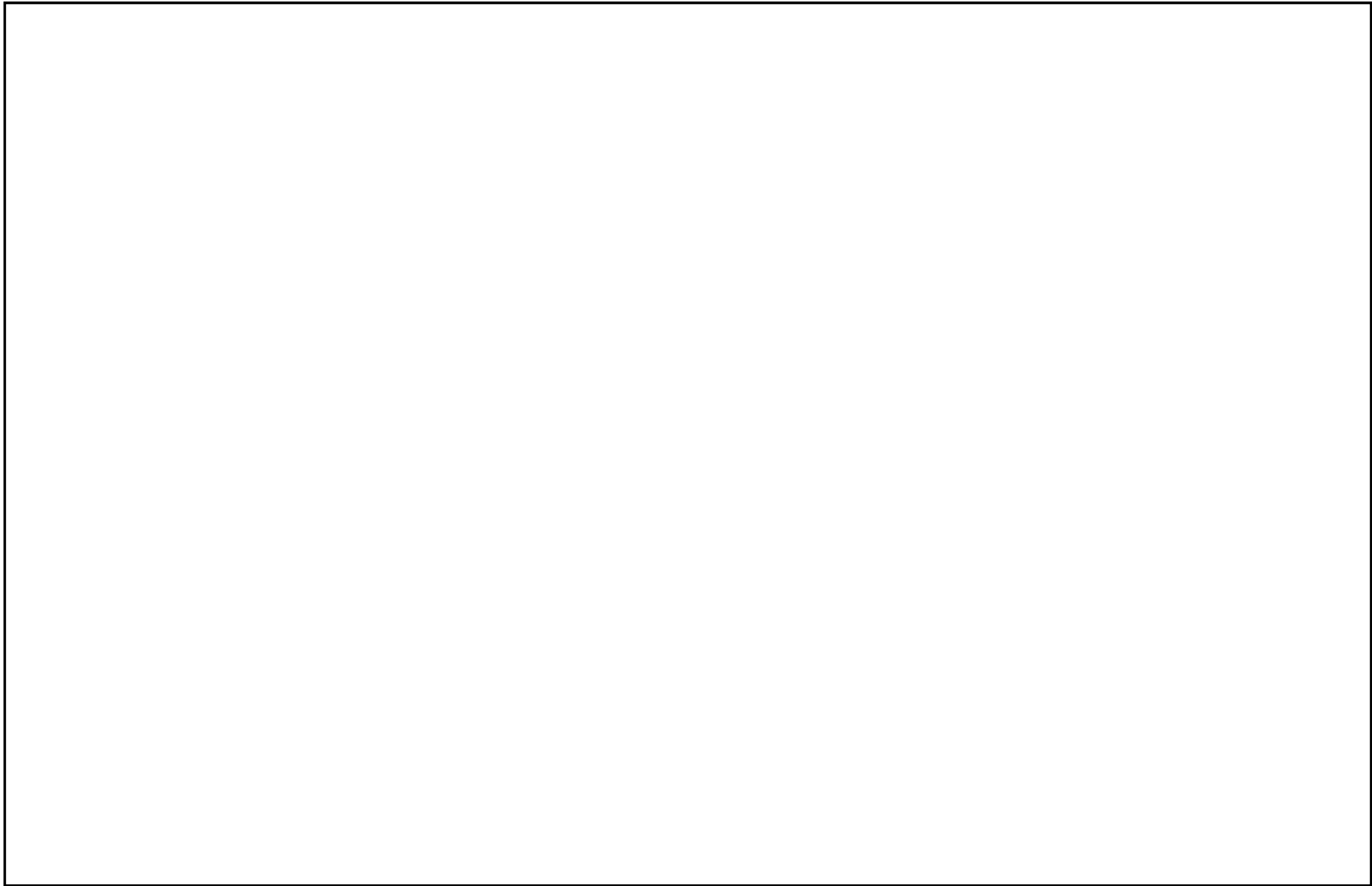


注1: 低圧炉心スプレイ系については、常設代替交流電源設備による交流電源確保の手段はないため、全交流動力電源喪失時における復旧後の原子炉注水手段は対象外である。
 注2: 残留熱除去系(C)については、熱交換器を有しておらず原子炉停止時冷却系の手段はないため、全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失時における復旧後の原子炉除熱手段は対象外である。
 注3: 残留熱除去系海水ポンプ、緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより残留熱除去系ポンプを冷却する手段として海水を確保する。

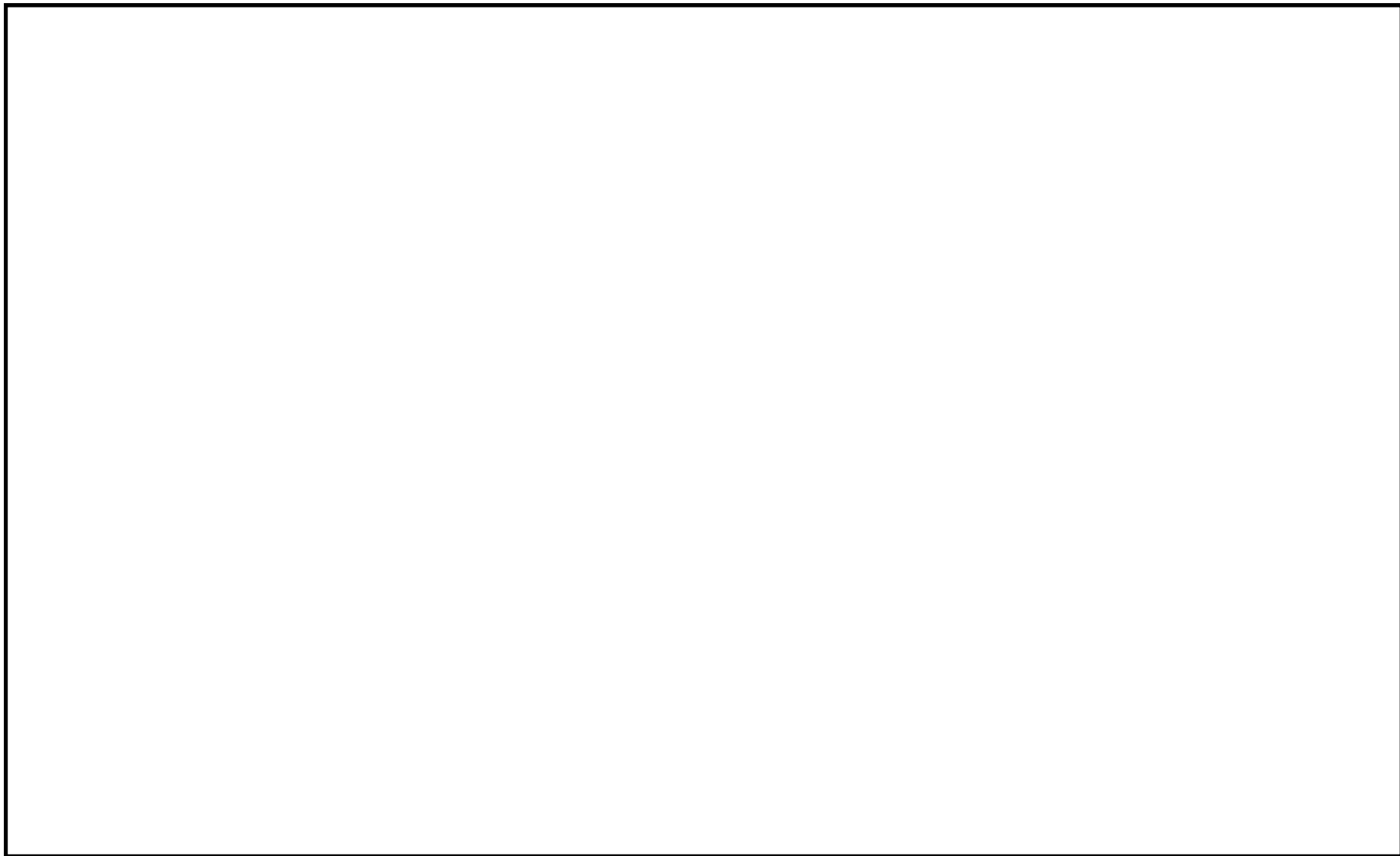
第 1.4-1 図 機能喪失原因対策分析 (3/3)



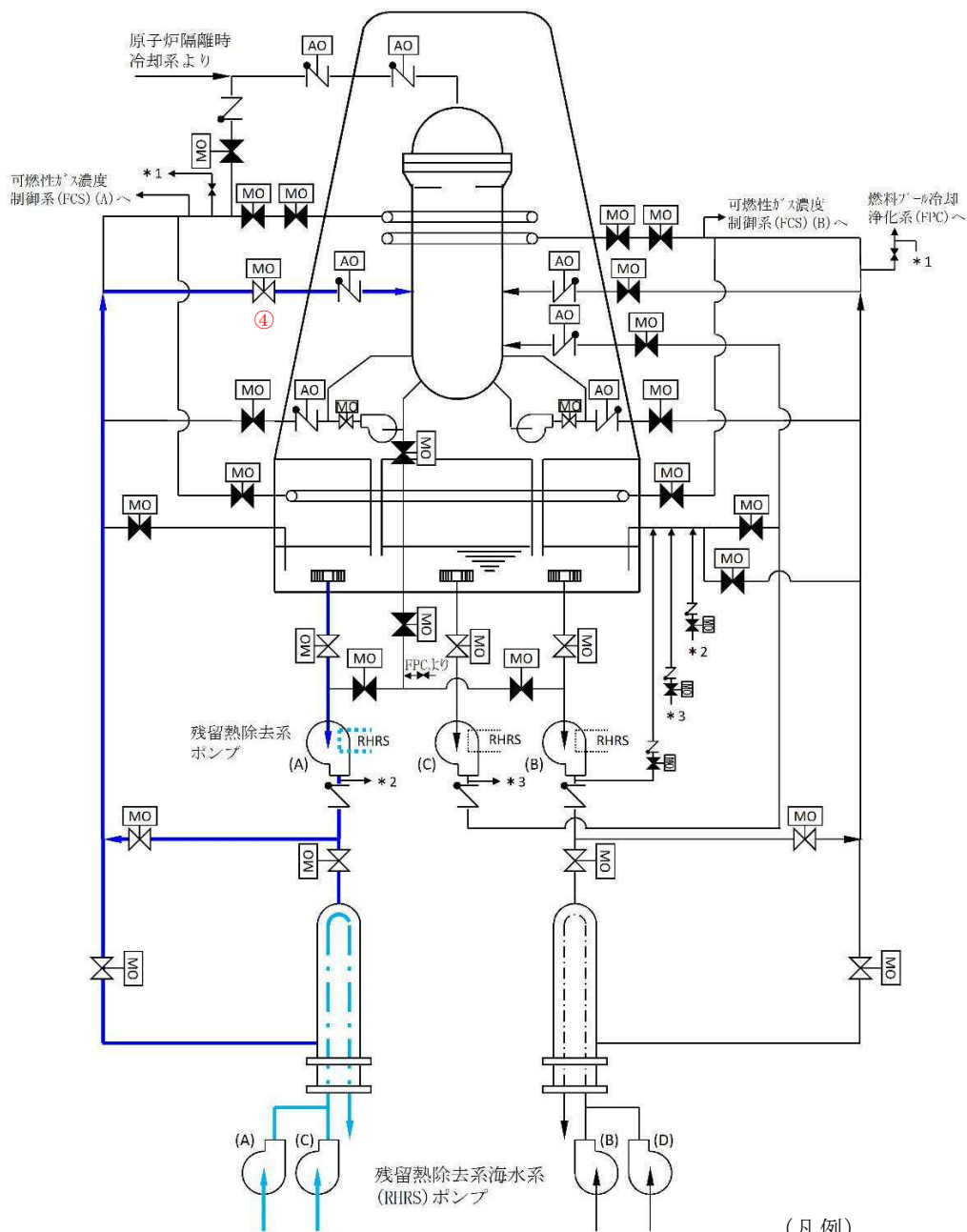
第1.4-2図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御 「水位確保」における対応フロー



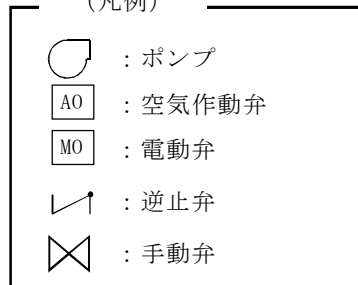
第1.4-3図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）不測事態 「水位回復」における対応フロー



第1.4-4図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-4」における対応フロー



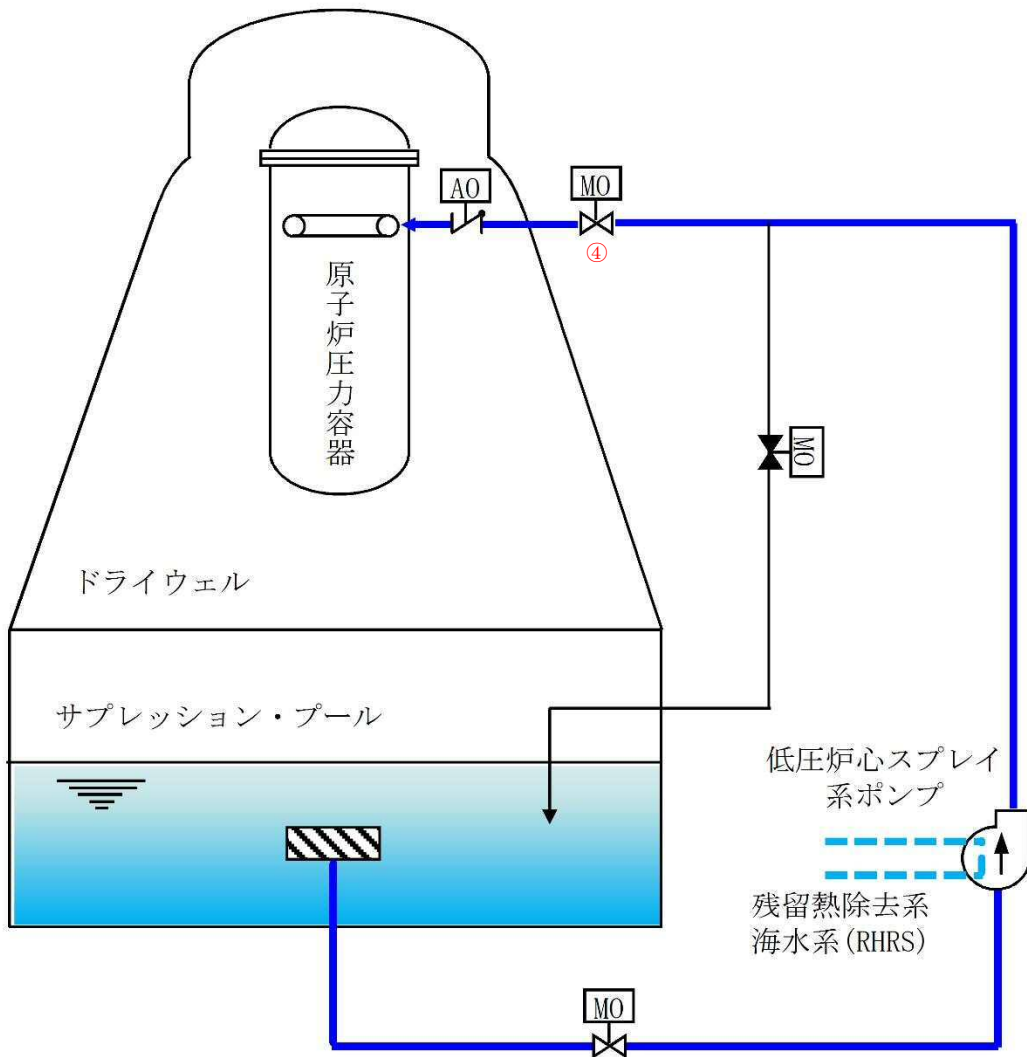
(凡例)



操作手順	弁名称
④	残留熱除去系注入弁 (A)





記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.4-5図 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水 概要図



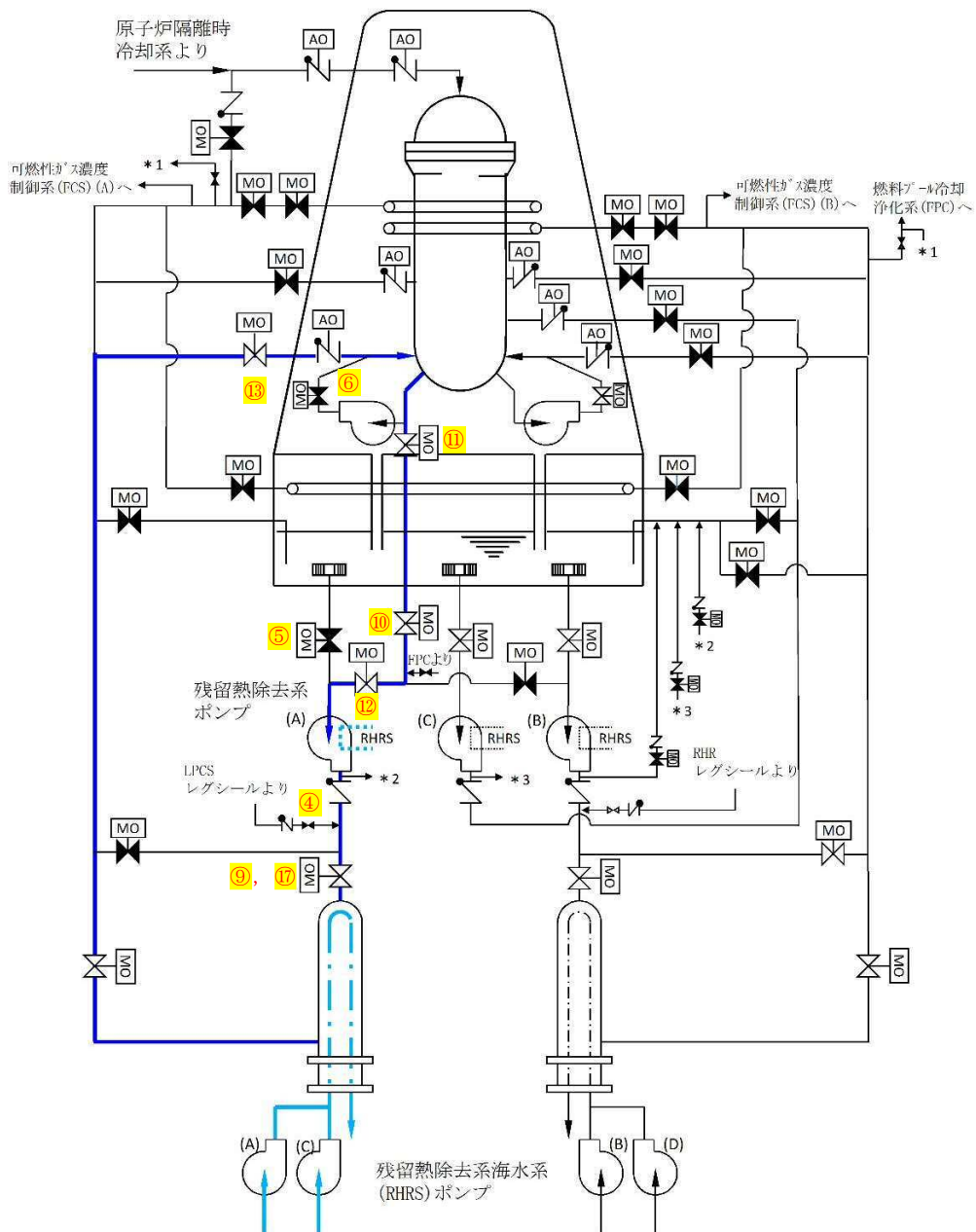
操作手順	弁名称
④	低圧炉心スプレイ系注入弁

(凡例)

-  : ポンプ
-  : 空気作動弁
-  : 電動弁
-  : 逆止弁

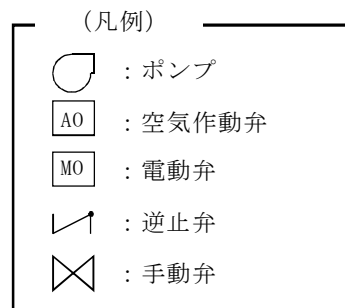
記載例 ④ : 操作手順番号を示す。

第1.4-6図 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 概要図

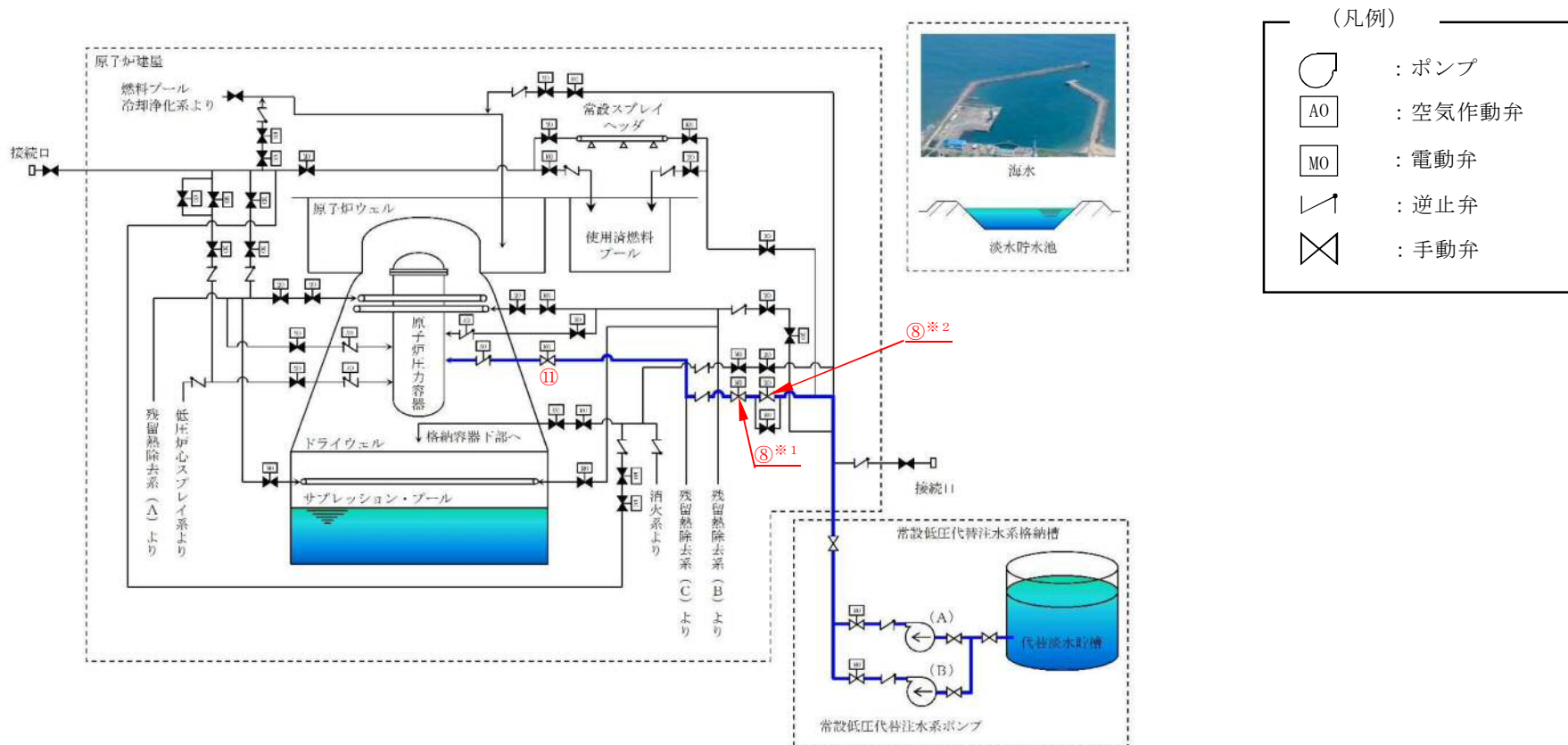


操作手順	弁名称
④	残留熱除去系 (A) レグシールライン弁
⑤	残留熱除去系 (A) ポンプ入口弁
⑥	原子炉再循環 (A) ポンプ出口弁
⑨, ⑰	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁
⑩	残留熱除去系外側隔離弁
⑪	残留熱除去系内側隔離弁
⑫	残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却ライン入口弁
⑬	残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却注入弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。



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 概要図



操作手順	弁名称
⑧※1	原子炉注水弁
⑧※2	原子炉圧力容器注水流量調整弁
⑩	残留熱除去系注入弁 (C)

記載例 ⑩ : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

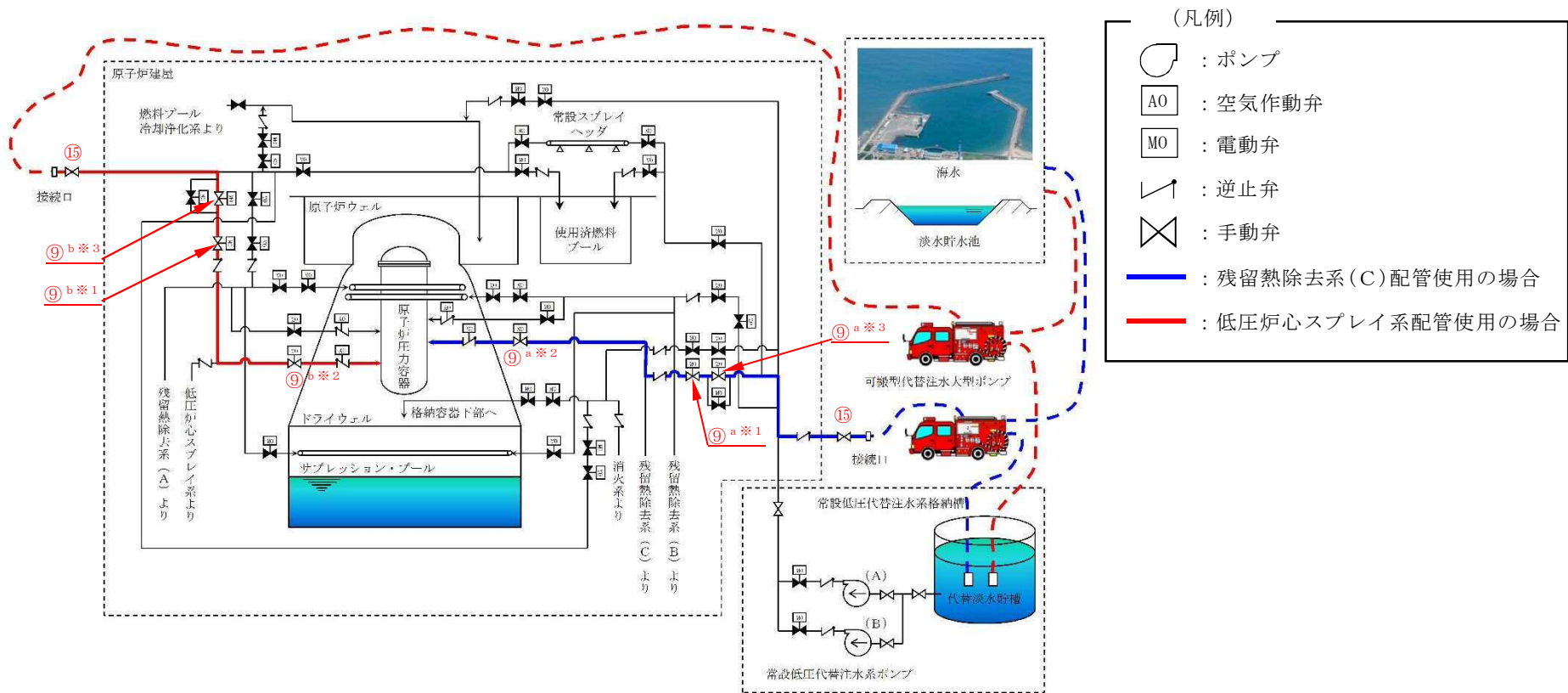
第1.4-8図 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 概要図

		経過時間 (分)									備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	低压代替注水系（常設）による原子炉注水 9分 ↓									
低压代替注水系（常設） による原子炉注水	運転員等※1 （中央制御室） 2					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（※2）					
						系統構成、注水開始操作					
											→

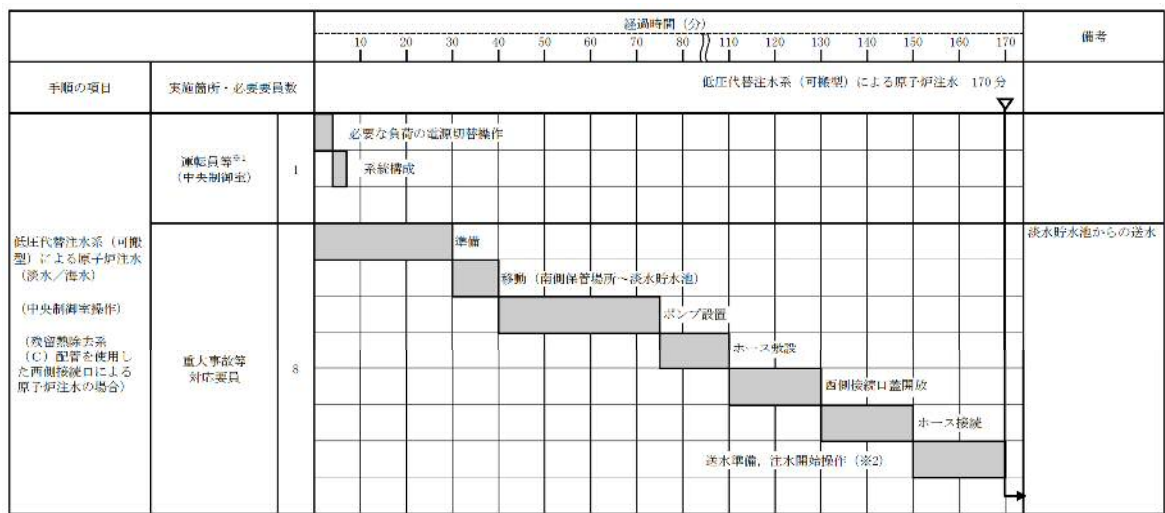
※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における低压代替注水系（常設）による原子炉注水は9分以内と想定する。

※2：原子炉冷却材喪失事象が確認された場合。

第1.4-9図 低压代替注水系（常設）による原子炉注水 タイムチャート

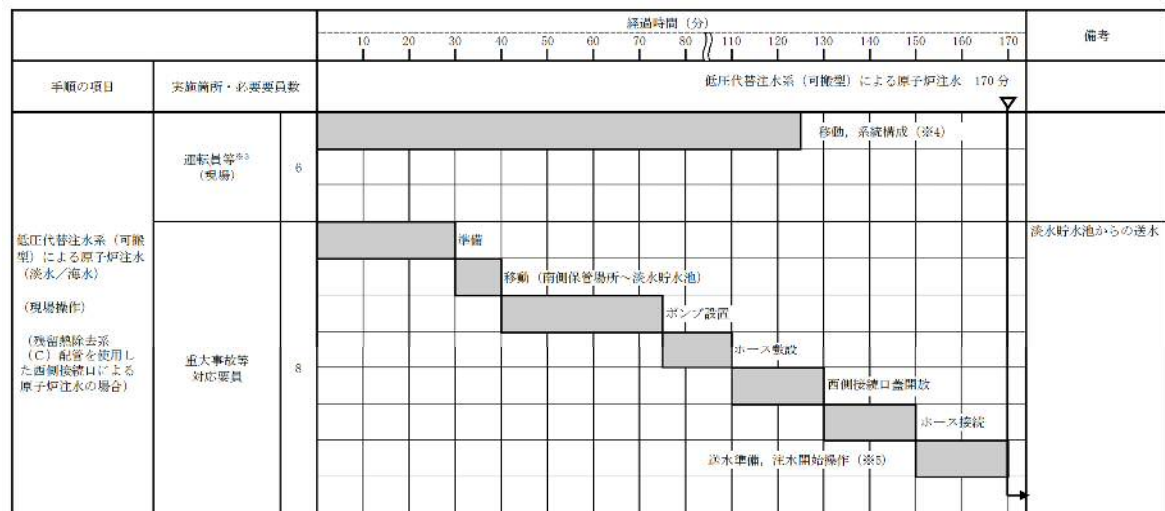


第1.4-10図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水） 概要図



※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水は170分以内と想定する。

※2：低圧炉心スプレィ系配管を使用した東側接続口への送水の場合、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始まで135分以内と想定する。



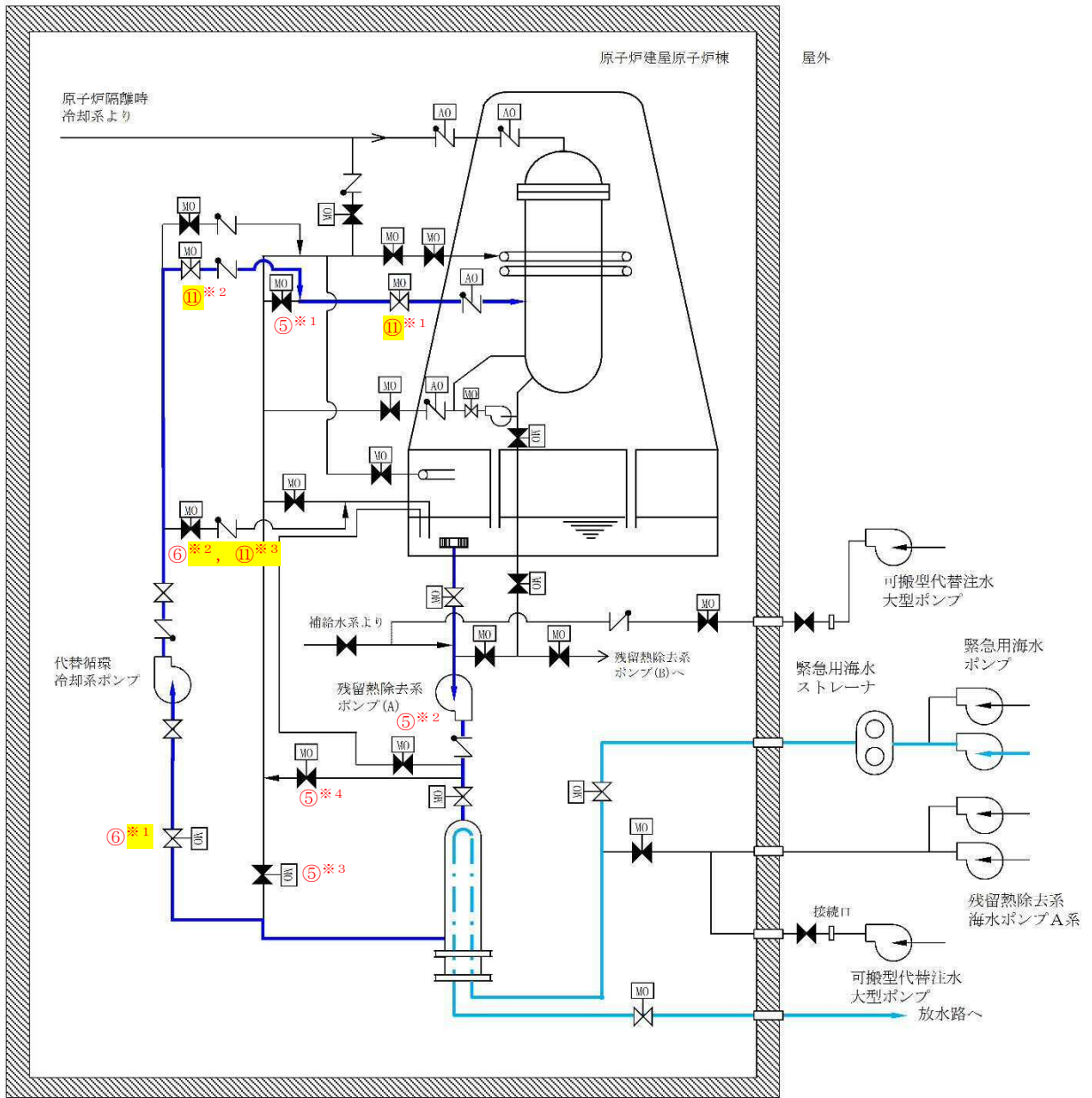
※3：当直運転員3名及び重大事故等対応要員（運転操作対応）3名にて実施する。

※4：低圧炉心スプレィ系配管を使用した東側接続口への送水の場合、移動、系統構成は70分以内と想定する。

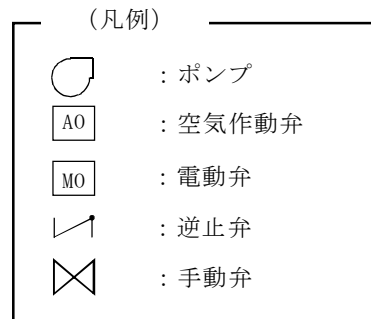
※5：低圧炉心スプレィ系配管を使用した東側接続口への送水の場合、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水開始まで135分以内と想定する。

第1.4-11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



操作手順	弁名称
⑤※1	残留熱除去系注水配管分離弁
⑤※2	残留熱除去系 (A) ミニフロー弁
⑤※3	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁
⑤※4	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁
⑥※1	代替循環冷却系入口弁
⑥※2	代替循環冷却系テストライン弁
⑪※1	残留熱除去系注入弁 (A)
⑪※2	代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁
⑪※3	代替循環冷却系テストライン弁



記載例 ① : 操作手順番号を示す。

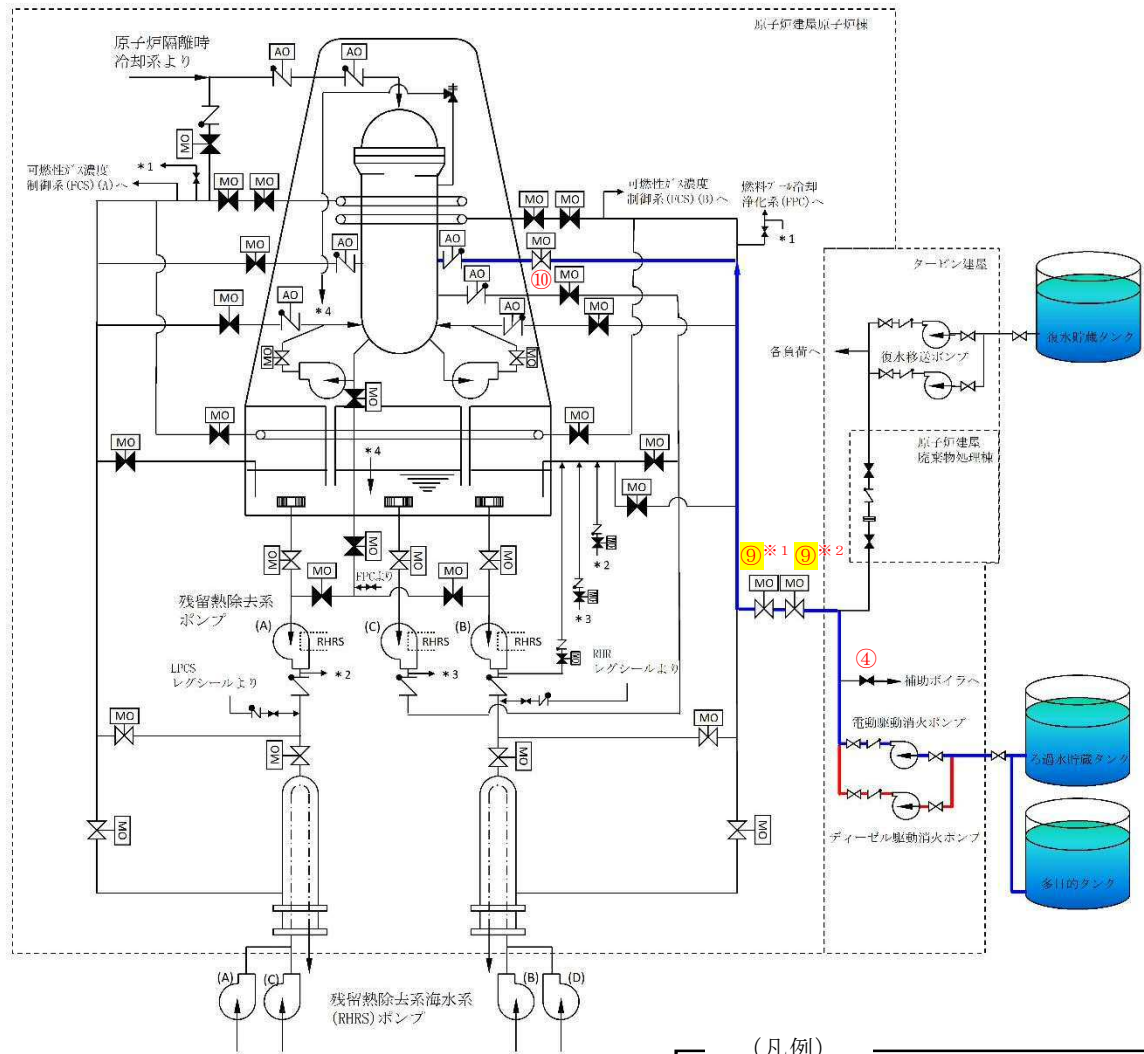
※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

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 35分												
代替循環冷却系による原子炉注水	運転員等 ^{※1} (中央制御室)	1	代替循環冷却系による原子炉注水												
			系統構成												
			注水開始操作												

※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における代替循環冷却系による原子炉注水は35分以内と想定する。

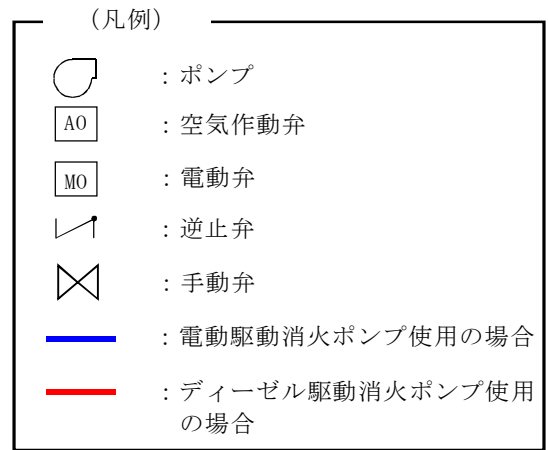
第1.4-13図 代替循環冷却系による原子炉注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
④	補助ボイラ冷却水元弁
⑨※1, ※2	残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁
⑩	残留熱除去系注入弁 (B)

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

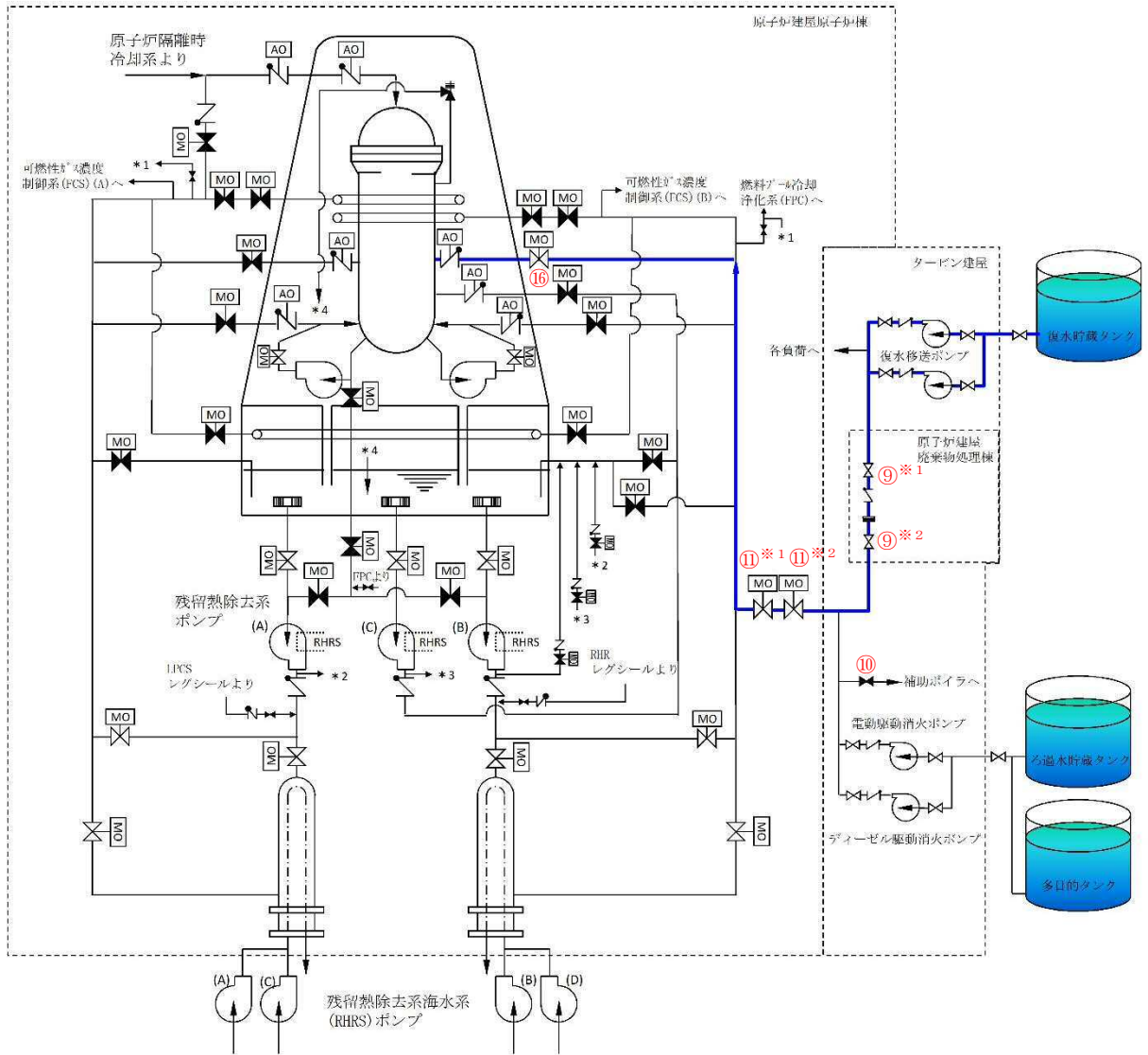


第1.4-14図 消火系による原子炉注水 概要図

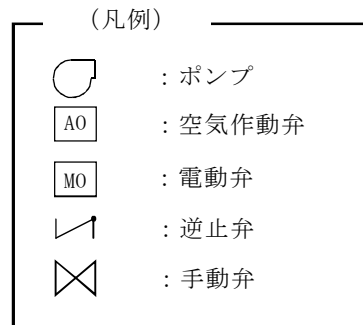
手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間(分)										備考	
			0	10	20	30	40	50	60	70	80	90		
消火系による原子炉注水		運転員等 ^{※1} (中央制御室)	消火系による原子炉注水 50分											
			1	必要負荷の電源切替操作										
		2												
		運転員等 (現場)												

※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における消火系による原子炉注水は50分以内と想定する。

第1.4-15図 消火系による原子炉注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑨※1, ※2	補給水系-消火系連絡ライン止め弁
⑩	補助ボイラ冷却水元弁
⑪※1, ※2	残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁
⑬	残留熱除去系注入弁 (B)



記載例 ① : 操作手順番号を示す。

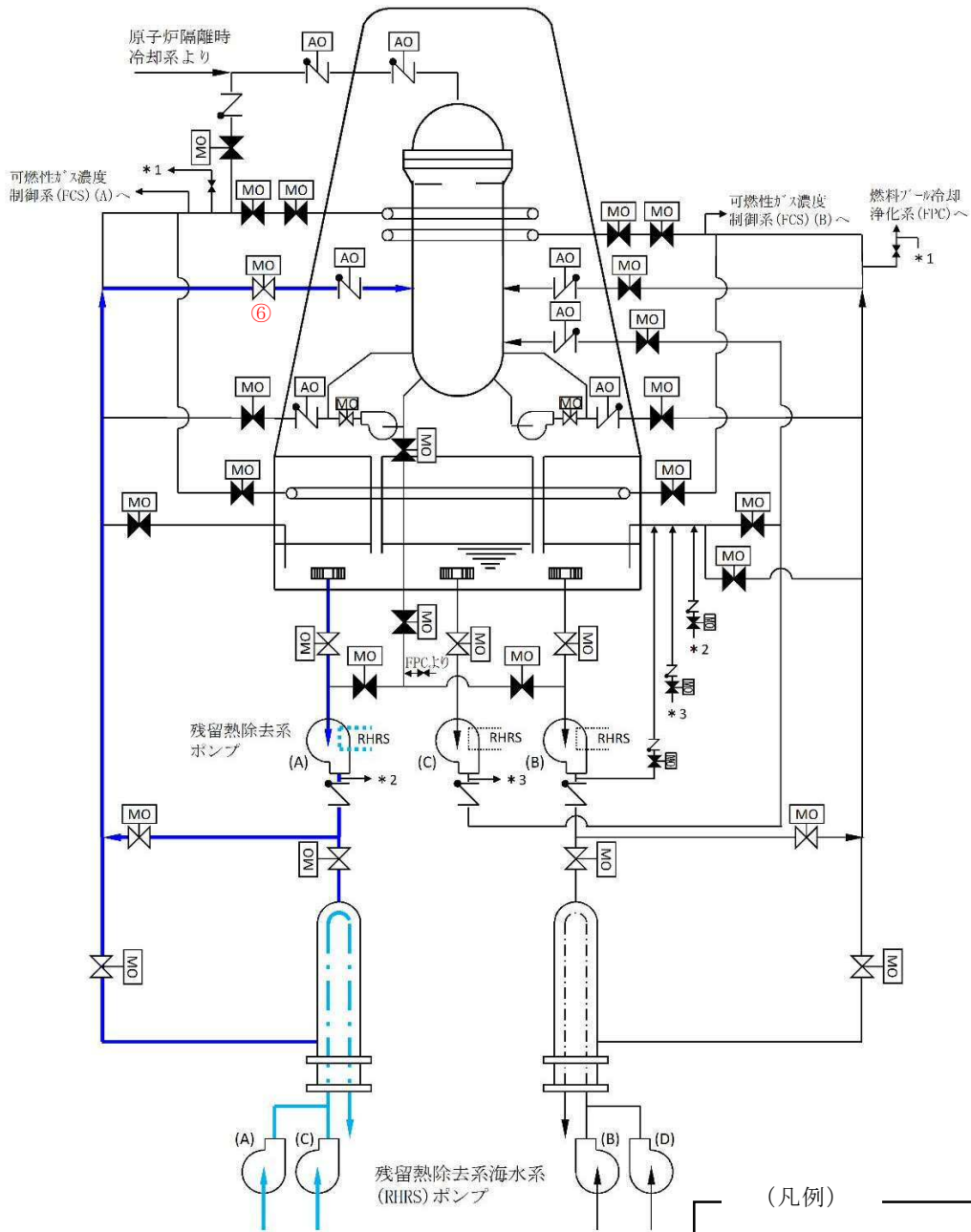
※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.4-16図 補給水系による原子炉注水 概要図

手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間(分)											備考		
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110		120	130
補給水系による原子炉注水		運転員等 ^{※1} (中央制御室)	必要な負荷の電源切替操作										105分			
		1								系統構成、注水開始操作						
		運転員等 (現場)	移動									系統構成				
		2					移動、速給配管閉止フランジ切替									
		重大事故等 対応要員							移動、速給配管閉止フランジ切替							
		6														

※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における補給水系による原子炉注水は105分以内と想定する。

第1.4-17図 補給水系による原子炉注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑥	残留熱除去系注入弁 (A)

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

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

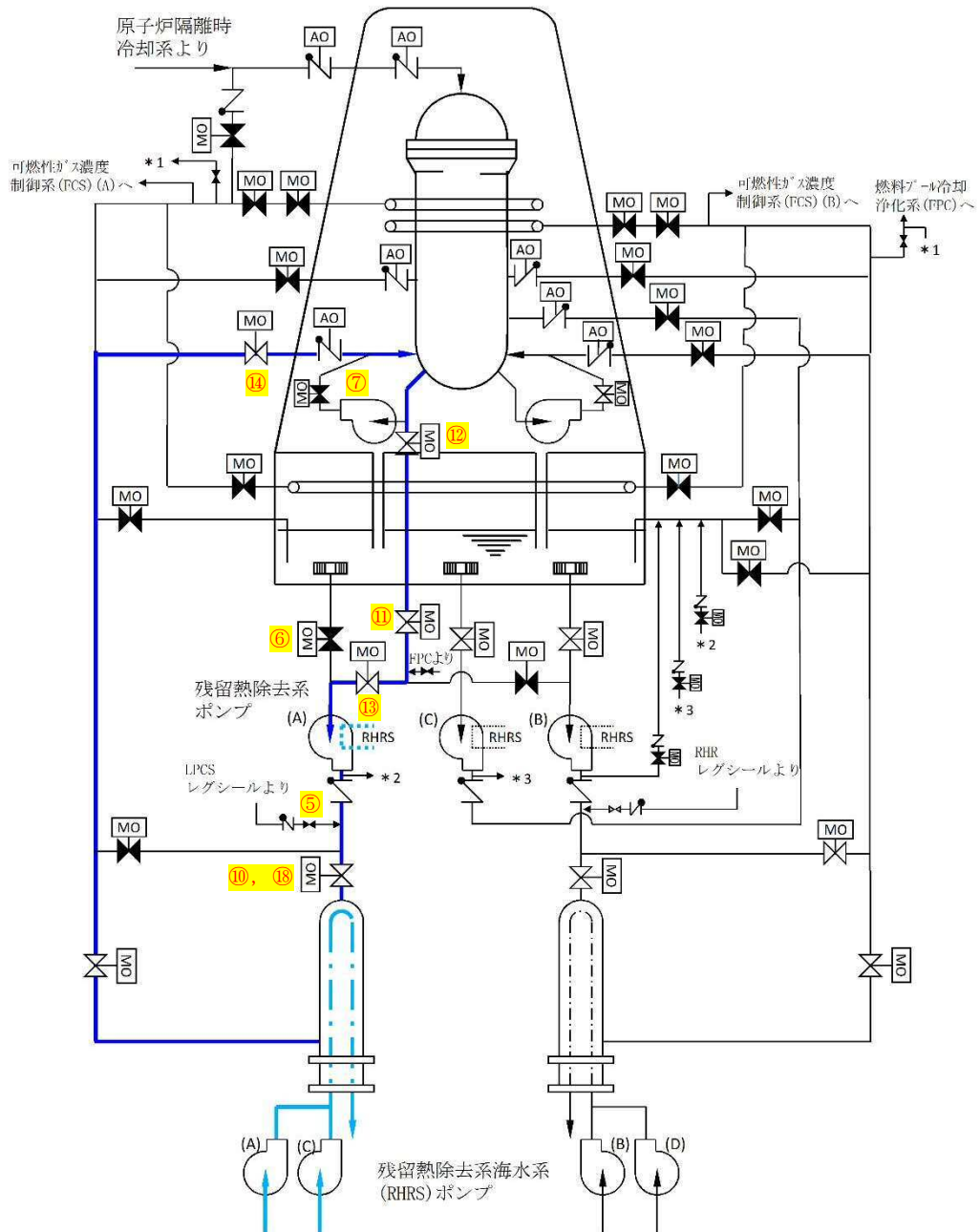
手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間(分)									備考
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	
			残留熱除去系(低圧注水系)復旧後の原子炉注水 6分									
残留熱除去系(低圧注水系) 復旧後の原子炉注水	運転員等※1 (中央制御室)	1					残留熱除去系高圧水系復旧					残留熱除去系ポンプ(A)による原子炉注水※2
							系統構成、注水開始操作					

※1：原子炉運転停止中の当直要員の体制における補給水系による原子炉注水は6分以内と想定する。

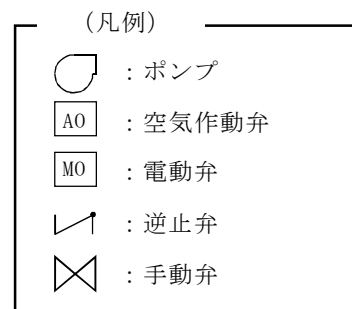
※2：残留熱除去系ポンプ(B)又は残留熱除去系ポンプ(C)による電源復旧後の原子炉注水開始まで6分以内と想定する。

第1.4-19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



操作手順	弁名称
⑤	残留熱除去系 (A) レグシールライン弁
⑥	残留熱除去系 (A) ポンプ入口弁
⑦	原子炉再循環 (A) ポンプ出口弁
⑩, ⑬	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁
⑪	残留熱除去系外側隔離弁
⑫	残留熱除去系内側隔離弁
⑬	残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却ライン入口弁
⑭	残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却注入弁



記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.4-20図 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 復旧後の原子炉除熱 概要図

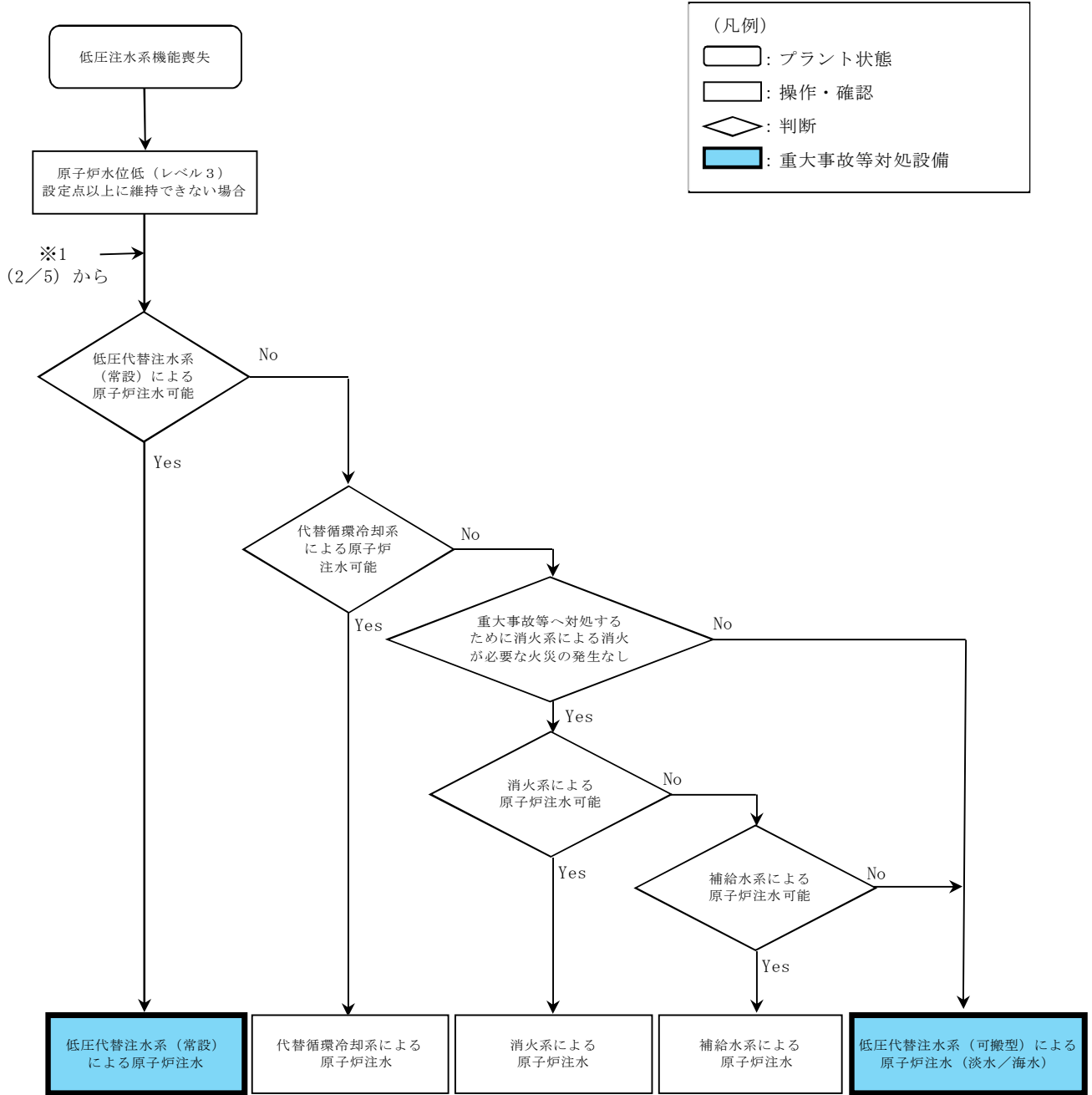
手順の項目		実施箇所・必要要員数		経過時間(分)												備考				
				30	60	90	120	150	180	210	240	270								
				残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)復旧後の原子炉除熱 161分																
残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)復旧後の原子炉除熱	運転員等 (中央制御室)	1	原子炉保護系復旧準備																	
			格納容器隔離復旧																	
			起動前準備, 系統構成																	
			原子炉停止時冷却系起動, 除熱開始操作																	
	運転員等 (現場)	2	移動, 原子炉保護系復旧															残留熱除去系ポンプ(A)による原子炉除熱 ^{※1}		
			移動, 系統構成																	

※1: 残留熱除去系ポンプ(B)による電源復旧後の原子炉除熱開始まで161分以内と想定する。

第1.4-21図 残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)復旧後の原子炉除熱タイムチャート

原子炉運転中における対応手順

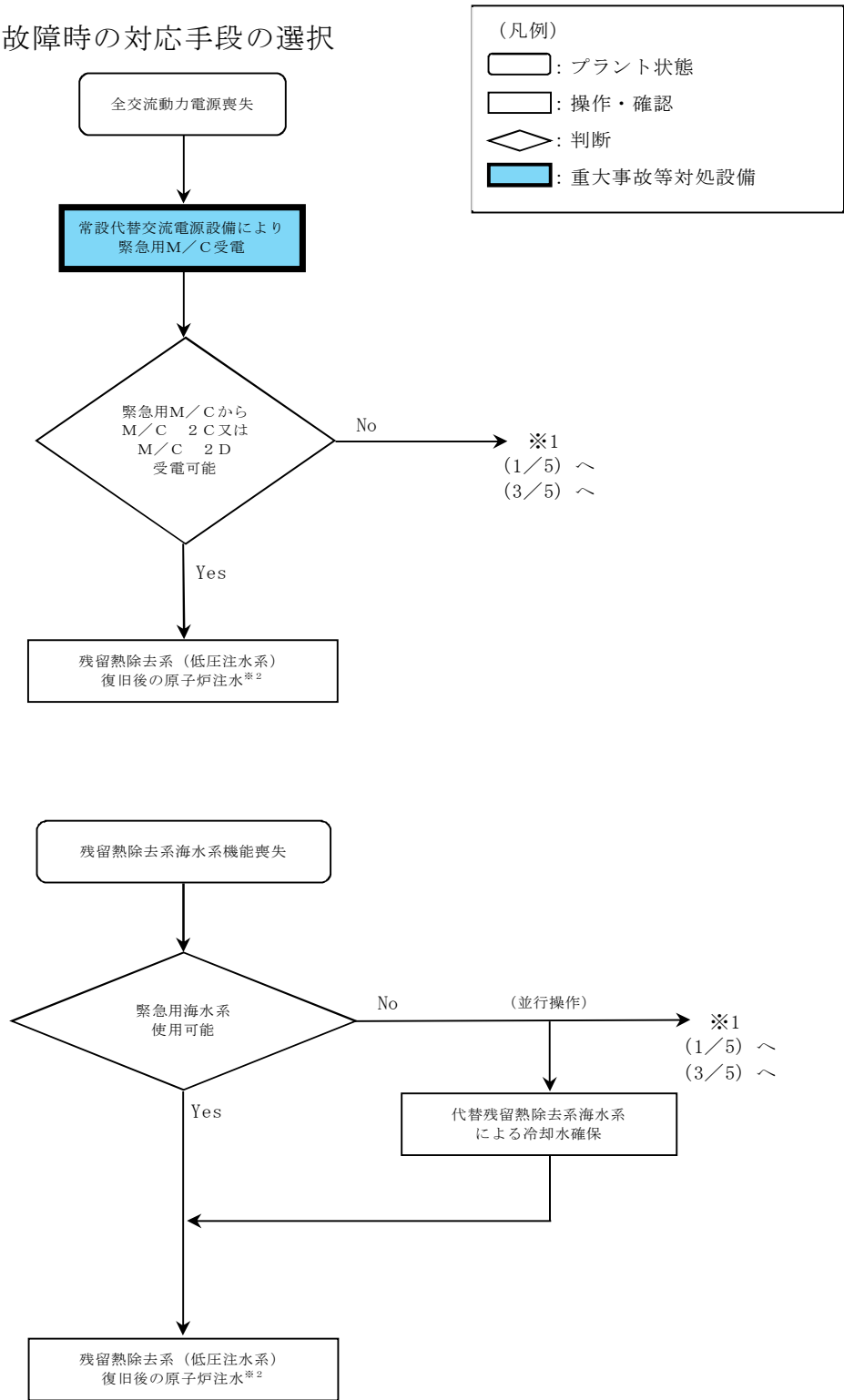
(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



第1.4-22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

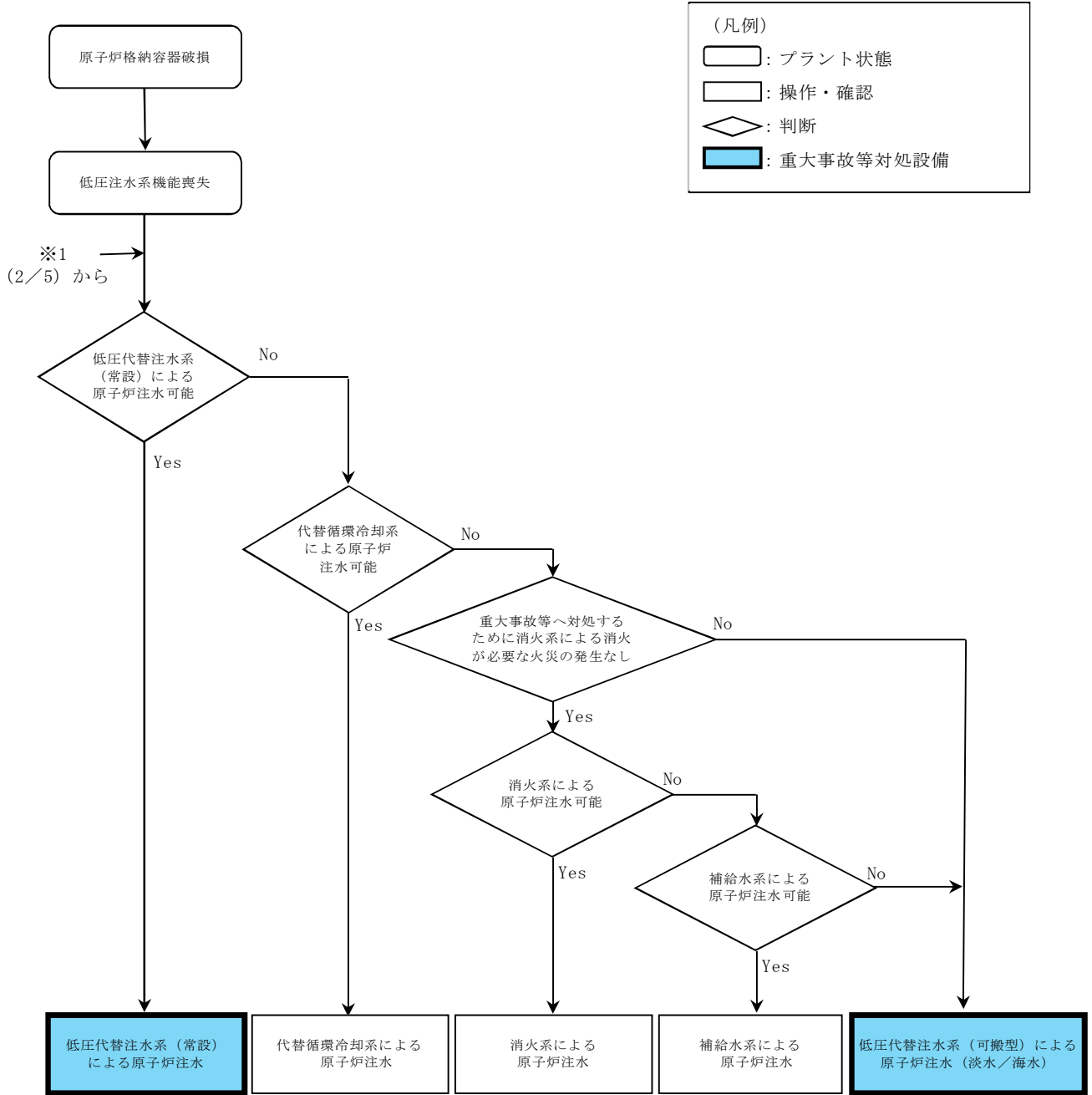


※2: 残留熱除去系 (低圧注水系) 復旧が困難な場合には, 代替循環冷却系により原子炉に注水を実施する。

第1.4-22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

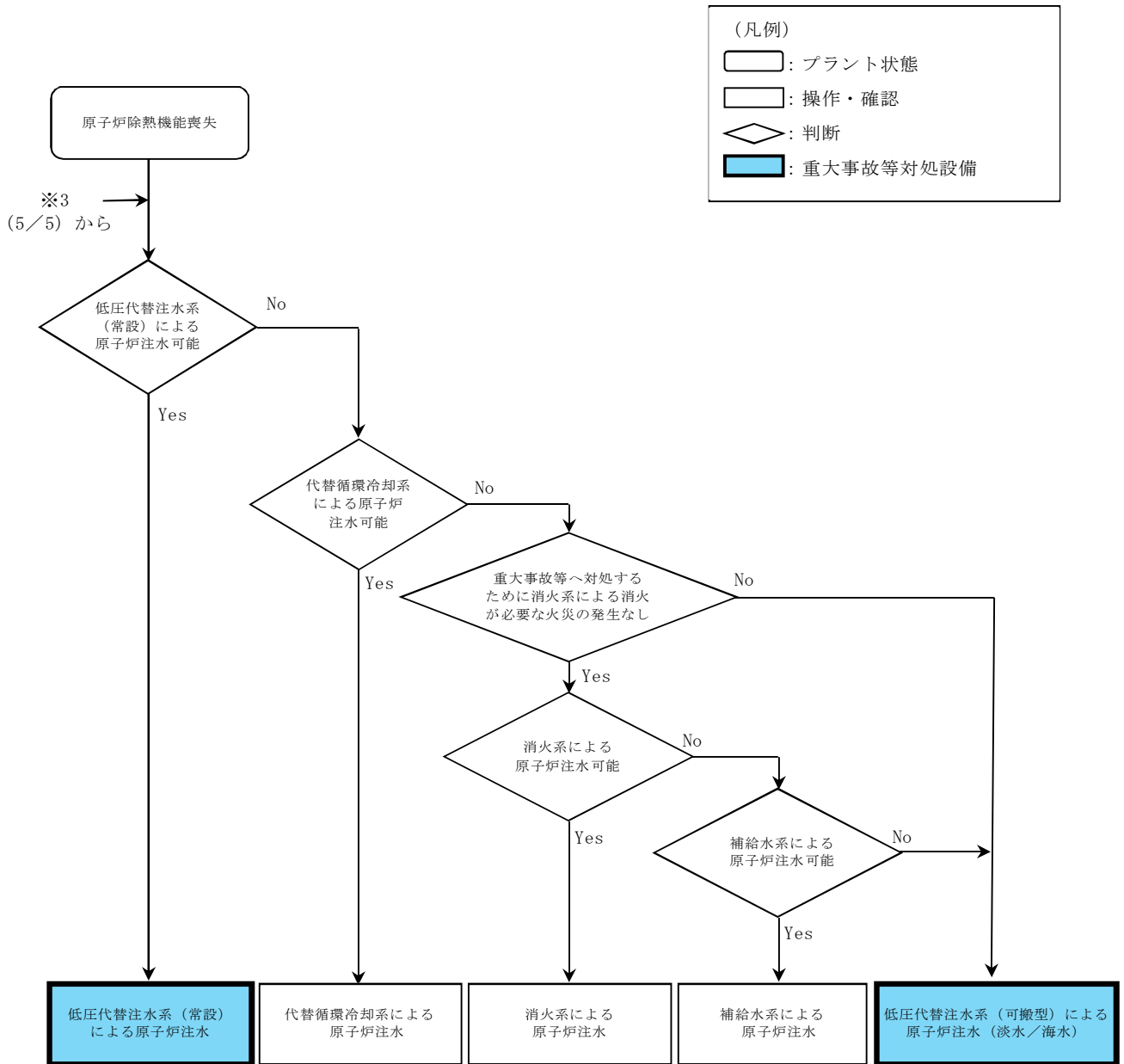
(3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手段の選択



第1.4-22図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/5)

原子炉運転停止中における対応手順

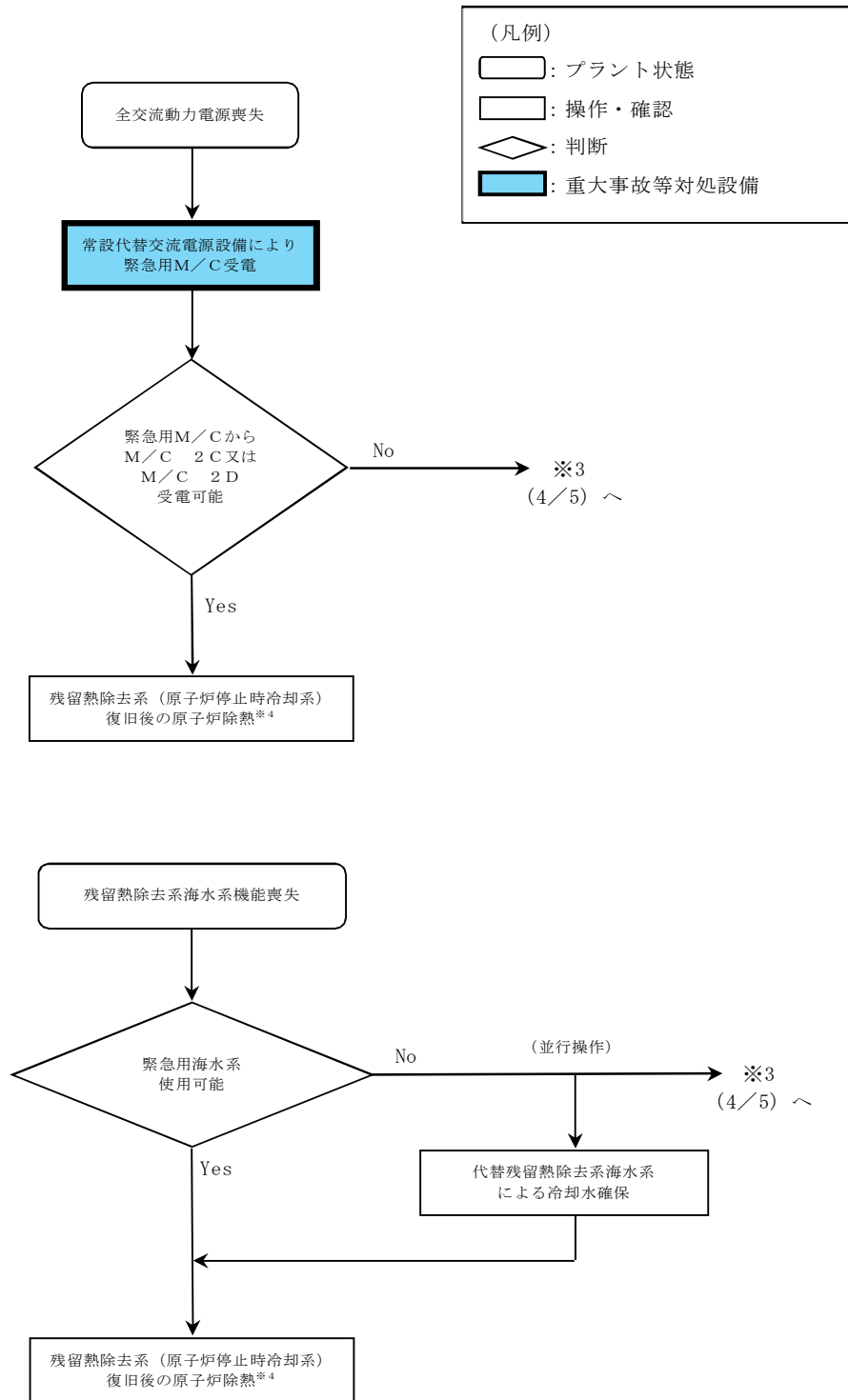
(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



第1.4-22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



※4：残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧が困難な場合には、代替循環冷却系により原子炉の除熱を実施する。

第1.4-22図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (5/5)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/10)

技術的能力審査基準 (1.4)	番号	設置許可基準規則 (第47条)	技術基準規則 (第62条)	番号
<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、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（2/10）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
残留熱除去系（低圧注水系） による原子炉注水	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ	既設	① ④	—	—	—	—	—	—
	サブプレッション・プール	既設							
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	残留熱除去系海水ポンプ	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料補給設備	既設							
低圧炉心スプレイ系 による原子炉注水	低圧炉心スプレイ系ポンプ	既設							
	サブプレッション・プール	既設							
	低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	残留熱除去系海水ポンプ	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料補給設備	既設							
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） による原子炉除熱	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	残留熱除去系配管・弁	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	再循環系配管・弁	既設							
	残留熱除去系海水ポンプ	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	燃料補給設備	既設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3/10）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策								
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考			
低圧代替注水系（常設） による原子炉注水	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ④ ⑥ ⑦	代替循環冷却系による原子炉注水①	代替循環冷却系ポンプ	常設	35分以内	1名	自主対策とする理由は本文参照			
	代替淡水貯槽	新設			サブプレッション・プール	常設						
	低圧代替注水系配管・弁	新設			代替循環冷却系配管・弁	常設						
	残留熱除去系（C）配管・弁	既設			残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ	常設						
	原子炉圧力容器	既設			残留熱除去系熱交換器（A）	常設						
	非常用交流電源設備	既設			原子炉圧力容器	常設						
	常設代替交流電源設備	新設			残留熱除去系海水ポンプ	常設						
	燃料補給設備	新設			緊急用海水ポンプ	常設						
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		非常用取水設備	常設				35分以内	1名	自主対策とする理由は本文参照
	代替淡水貯槽	新設			非常用交流電源設備	常設						
	低圧代替注水系配管・弁	新設			常設代替交流電源設備	常設						
	残留熱除去系（C）配管・弁	既設			燃料補給設備	常設						
	低圧炉心スプレー系配管・弁・スパーージャ	既設			代替循環冷却系ポンプ	常設						
	原子炉圧力容器	既設			サブプレッション・プール	常設						
	非常用交流電源設備	既設			代替循環冷却系配管・弁	常設						
	常設代替交流電源設備	新設			残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ	常設						
	可搬型代替交流電源設備	新設		残留熱除去系熱交換器（A）	常設							
	燃料補給設備	新設		原子炉圧力容器	常設							
	—	—		—	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬						
					非常用取水設備	常設						
			非常用交流電源設備	常設								
			常設代替交流電源設備	常設								
			燃料補給設備	常設可搬								

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/10）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
—	—	—	—	消火系による原子炉注水	電動駆動消火ポンプ	常設	50分以内	3名	自主対策とする理由は本文参照
					ディーゼル駆動消火ポンプ	常設			
					ろ過水貯蔵タンク	常設			
					多目的タンク	常設			
					消火系配管・弁	常設			
					残留熱除去系（B）配管・弁	常設			
					原子炉圧力容器	常設			
					非常用交流電源設備	常設			
					常設代替交流電源設備	常設			
					可搬型代替交流電源設備	可搬			
					燃料補給設備	常設可搬			
				補給水系による原子炉注水	復水移送ポンプ	常設	105分以内	9名	自主対策とする理由は本文参照
					復水貯蔵タンク	常設			
					補給水系配管・弁	常設			
					消火系配管・弁	常設			
					残留熱除去系（B）配管・弁	常設			
					原子炉圧力容器	常設			
					非常用交流電源設備	常設			
					常設代替交流電源設備	常設			
可搬型代替交流電源設備	可搬								
燃料補給設備	常設可搬								

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5/10）

■: 重大事故等対処設備 ■: 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
残留熱除去系（低圧注水系） の復旧後の原子炉注水①	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却）	既設	① ③ ④	残留熱除去系（低圧注水系） の復旧後の原子炉注水②	残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ（海水冷却）	常設	6分以内	1名	自主対策とする理由は 本文参照
	サブプレッション・プール	既設			サブプレッション・プール	常設			
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設			残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	常設			
	残留熱除去系熱交換器	既設			残留熱除去系熱交換器	常設			
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設			
	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	可搬			
	緊急用海水ポンプ	新設			非常用取水設備	常設			
	非常用取水設備	既設 新設			常設代替交流電源設備	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			燃料補給設備	常設 可搬			
	燃料補給設備	新設			—	—			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6/10）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
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	常設	50分以内	3名	自主対策とする理由は 本文参照
	代替淡水貯槽	新設			ディーゼル駆動消火ポンプ	常設			
	低圧代替注水系配管・弁	新設			ろ過水貯蔵タンク	常設			
	残留熱除去系（C）配管・弁	既設			多目的タンク	常設			
	原子炉圧力容器	既設			消火系配管・弁	常設			
	非常用交流電源設備	既設			残留熱除去系（B）配管・弁	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			原子炉圧力容器	常設			
	燃料補給設備	新設			非常用交流電源設備	常設			
						常設代替交流電源設備			
低圧代替注水系（可搬型） による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ④	補給水系による残存溶融炉心の冷却	可搬型代替交流電源設備	可搬	105分以内	9名	自主対策とする理由は 本文参照
	代替淡水貯槽	新設			燃料補給設備	常設可搬			
	低圧代替注水系配管・弁	新設			復水移送ポンプ	常設			
	残留熱除去系（C）配管・弁	既設			復水貯蔵タンク	常設			
	低圧炉心スプレー系配管・弁・スパージャ	既設			補給水系配管・弁	常設			
	原子炉圧力容器	既設			消火系配管・弁	常設			
	非常用交流電源設備	既設			残留熱除去系（B）配管・弁	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			原子炉圧力容器	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			非常用交流電源設備	常設			
	燃料補給設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
			可搬型代替交流電源設備	可搬					
			燃料補給設備	常設可搬					

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7/10）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
代替循環冷却系による 残存溶解炉心の冷却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 残存溶解炉心の冷却②	代替循環冷却系ポンプ	常設	35分以内	1名	自主対策とする理由は 本文参照
	サブプレッション・プール	既設			サブプレッション・プール	常設			
	代替循環冷却系配管・弁	新設			代替循環冷却系配管・弁	常設			
	残留熱除去系（A）配管・弁・ストレナ	既設			残留熱除去系（A）配管・弁・ストレナ	常設			
	残留熱除去系熱交換器（A）	既設			残留熱除去系熱交換器（A）	常設			
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設			
	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	可搬			
	緊急用海水ポンプ	新設			非常用取水設備	常設			
	非常用取水設備	既設 新設			非常用交流電源設備	常設			
	非常用交流電源設備	既設			常設代替交流電源設備	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			燃料補給設備	常設 可搬			
	燃料補給設備	新設			—	—			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（8/10）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

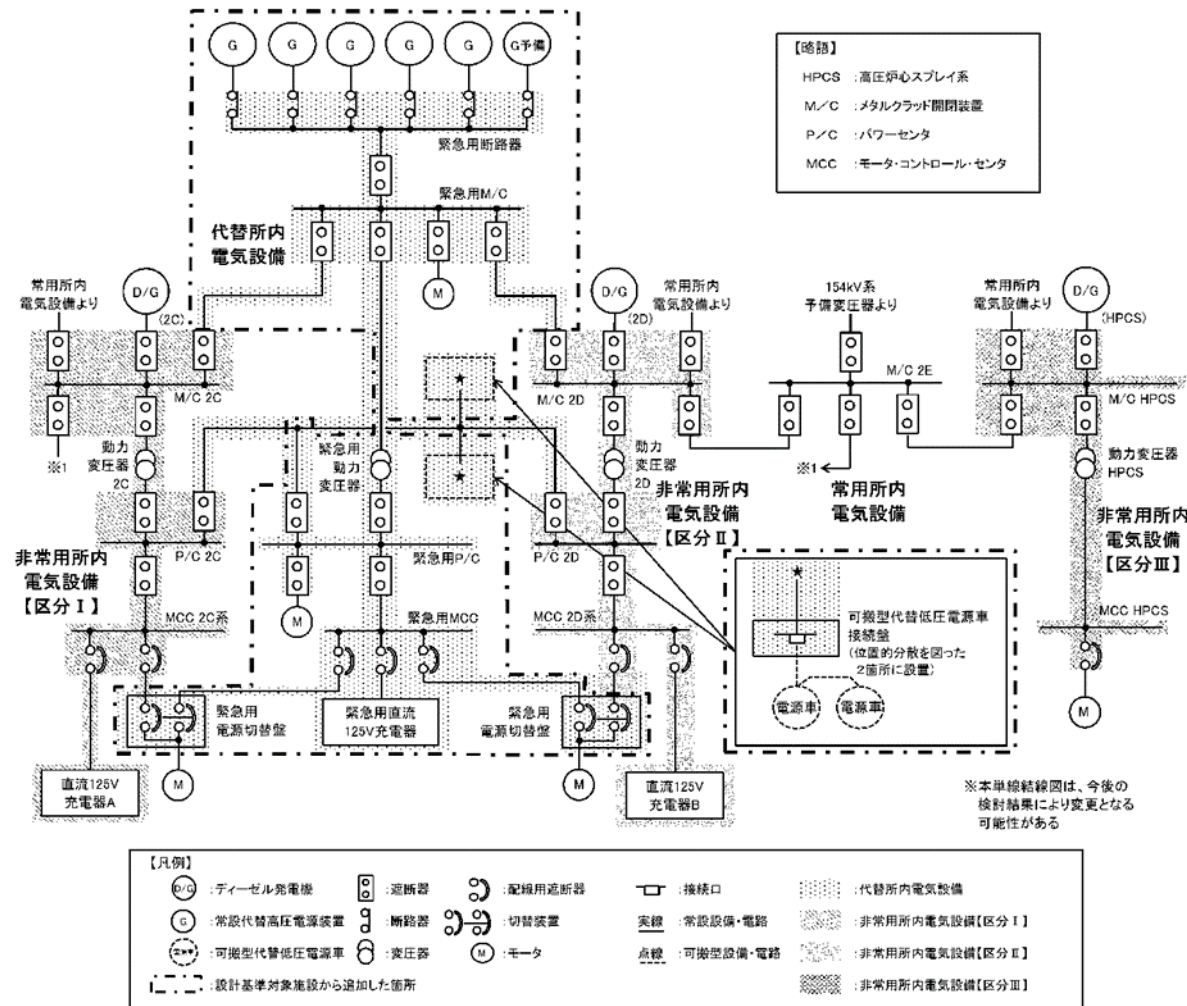
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧後の原子炉除熱①	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）	既設	① ③ ④	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱②	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）	常設	161分以内	3名	自主対策とする理由は本文参照
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設			
	残留熱除去系配管・弁	既設			残留熱除去系配管・弁	常設			
	残留熱除去系熱交換器	既設			残留熱除去系熱交換器	常設			
	再循環系配管・弁	既設			再循環系配管・弁	常設			
	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	可搬			
	緊急用海水ポンプ	新設			非常用取水設備	常設			
	非常用取水設備	既設 新設			常設代替交流電源設備	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			燃料補給設備	常設 可搬			
	燃料補給設備	新設			—	—			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (9/10)

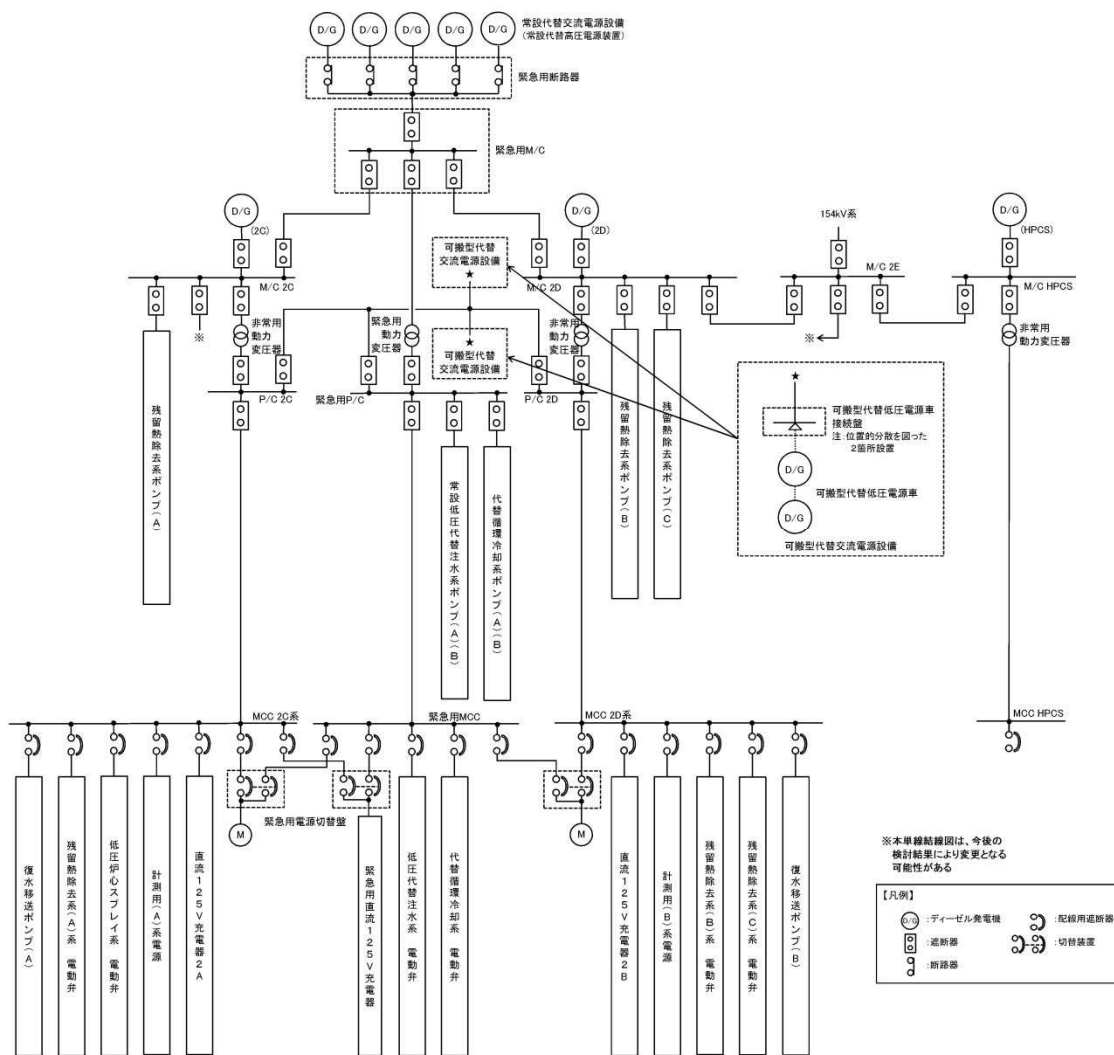
技術的能力審査基準 (1.4)	適合方針
<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系ポンプが有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷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及び可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】 1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p>—</p>
<p>(1)原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却 a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。</p>	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系ポンプ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格納容器の破損を防止するため、可搬型重大事故防止設備である可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。 なお、低圧代替注水系（可搬型）における可搬型代替注水大型ポンプの運搬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な水の供給手順等」にて整備する。</p>

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（10／10）

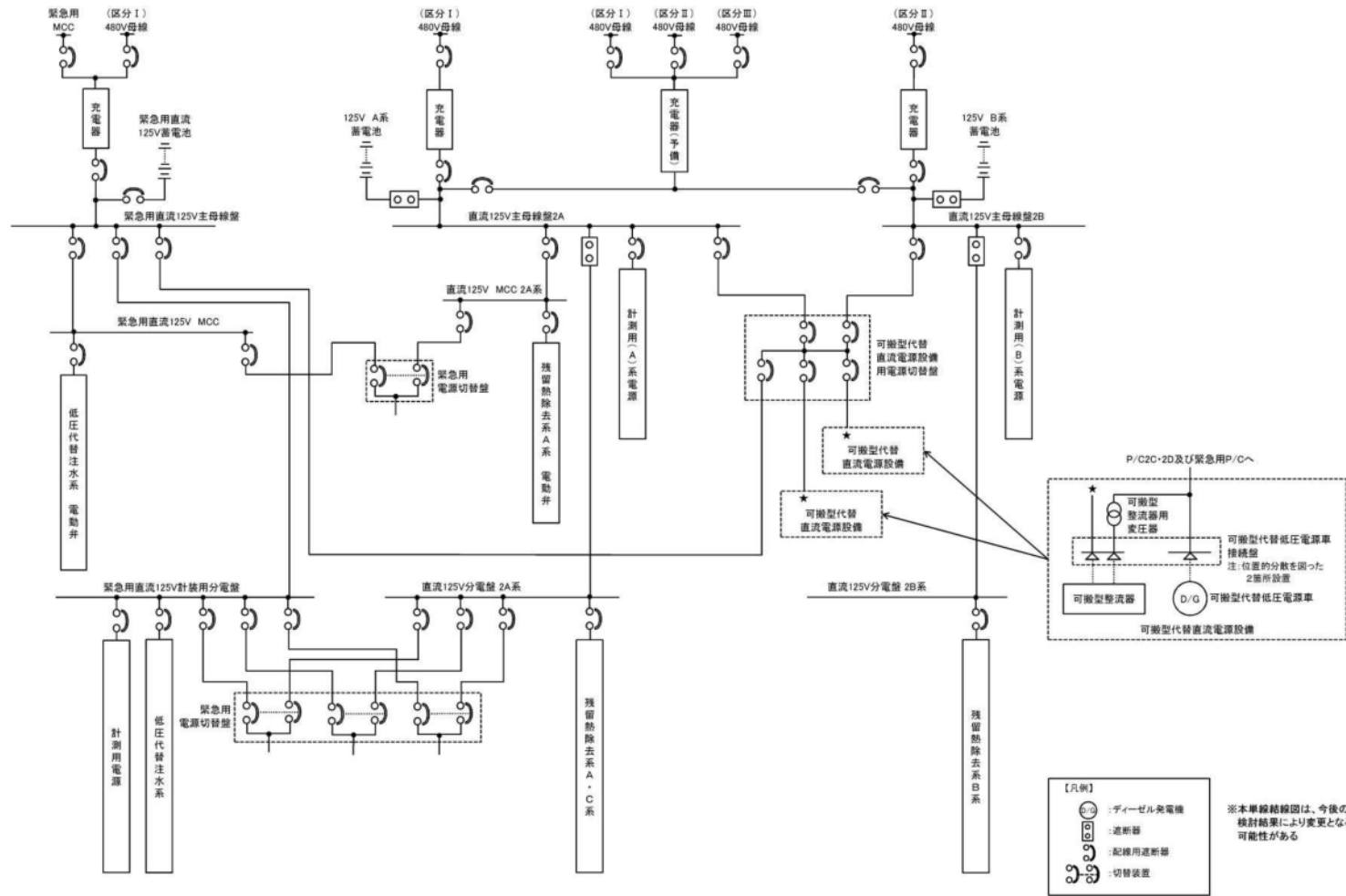
技術的能力審査基準（1.4）	適合方針
<p>(2)復旧 a)設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p>	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）が全交流動力電源喪失により使用できない場合には，常設代替交流電源設備を用いて緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給することで残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）ポンプ（海水冷却）を復旧する手順等を整備する。</p> <p>なお，電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第3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. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

(1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

a. 操作概要

災害対策本部長は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への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、送水ルートを決

定する。

現場では、送水ルートを確保した上で、可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉へ注水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋原子炉棟東側及び西側周辺、取水箇所（代替淡水貯槽及び淡水貯水池）周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

低圧代替注水系（可搬型）による送水に必要な要員数（8名）、所要時間（170分以内）のうち、最長時間を要する取水箇所から残留熱除去系（C）配管を使用する西側接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：170分以内（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトによ

り、夜間における作業性を確保している。また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他、ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は、専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

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



可搬型代替大型注水ポンプ



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）



放射線防護具装着による送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具装着による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

(2) 系統構成

a. 操作概要

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において、現場での手動操作により低圧代替注水系（可搬型）の系統構成を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋原子炉棟（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必要な要員数（14名）、所要時間（170分以内）のうち、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（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

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

電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプから注水が行えるよう、系統構成を実施する。

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必要な要員数（3名），所要時間（50分以内）のうち，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2名）

所要時間目安：40分以内

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）を装備また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），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

復水移送ポンプから注水が行えるよう、系統構成を実施する。

b. 作業場所

タービン建屋地上1階（管理区域），原子炉建屋廃棄物処理棟中地下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必要な要員数（9名），所要時間（105分以内）のうち，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2名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：95分以内

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）を装備また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），送受話器のうち，使用可能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。



作業場所（全体）



連絡配管閉止フランジ



連絡配管閉止フランジ切替訓練



系統構成
(⑨補給水系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)

解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧 (1/4)

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.4.2.1 重大事故等 対処設備（設計基準拡張）による対応手順	(1) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	—	原子炉水位低（レベル3）設定点	
	(2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	—	原子炉水位低（レベル3）設定点	
	(3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	—	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	原子炉水位計（狭帯域）等にて原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点
			原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下	原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下

1. 判断基準の解釈一覧 (2/4)

手順		判断基準記載内容	解釈	
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	原子炉水位低 (レベル3) 設定点	原子炉水位計 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 設定点
		(b) 低圧代替注水系 (可搬型) による 原子炉注水 (淡水/海水)	原子炉水位低 (レベル3) 設定点	原子炉水位計 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 設定点
		(c) 代替循環冷却系 による原子炉注水	原子炉水位低 (レベル3) 設定点	原子炉水位計 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 設定点
		(d) 消火系による原子 炉注水	原子炉水位低 (レベル3) 設定点	原子炉水位計 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 設定点
		(e) 補給水系による 原子炉注水	原子炉水位低 (レベル3) 設定点	原子炉水位計 (狭帯域) 等にて原子炉水位低 (レベル3) 設定点
	(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 【全交流動力電源喪失 時】	全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cが受電され、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了し、サブレーション・プールの水位が確保されている場合。	—
		(a) 残留熱除去系 (低圧注水系) 復旧後の原子炉 注水 【残留熱除去系海水系 機能喪失時】	冷却水が確保	残留熱除去系海水系系統流量の流量上昇で確認

1. 判断基準の解釈一覧 (3/4)

手順		判断基準記載内容	解釈	
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	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、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圧力容器内への注水が出来ない場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。	—
		(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)	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、残留熱除去系(低圧注水系)、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系(常設)、代替循環冷却系、消火系及び補給水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、代替淡水貯槽又は淡水貯水池の水位が確保されている場合。	—
		(c) 代替循環冷却系に よる残存溶融炉心 の冷却	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、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)により原子炉圧力容器内への注水ができない場合において、サプレッション・プールの水位が確保されている場合。	—
		(d) 消火系による残存 溶融炉心の冷却	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、残留熱除去系(低圧注水系)、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系(常設)及び代替循環冷却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、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、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。	—
		(e) 補給水系による残 存溶融炉心の冷却	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、残留熱除去系(低圧注水系)、低圧炉心スプレイ系、低圧代替注水系(常設)、代替循環冷却系及び消火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、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。	—

1. 判断基準の解釈一覧 (4/4)

手順		判断基準記載内容	解釈	
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 【全交流動力電源喪失時】	原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下	原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下
		(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 【残留熱除去系海水系機能喪失時】	冷却水が確保	残留熱除去系海水系系統流量の流量上昇で確認
		(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 【残留熱除去系海水系機能喪失時】	原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下	原子炉圧力指示値が0.93MPa [gage] 以下

2. 操作手順の解釈一覧 (1/6)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.4.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)による 対応手順	(1) 残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水	—	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上
		—	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下
		—	残留熱除去系注入弁 (A)	—
		—	残留熱除去系系統流量の流量上昇	残留熱除去系系統流量の流量上昇
	(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ポンプ吐出圧力指示値が1.66MPa [gage] 以上	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
		—	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下
		—	低圧炉心スプレイ系注入弁	—
		—	低圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇	低圧炉心スプレイ系系統流量の流量上昇

2. 操作手順の解釈一覧 (2/6)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.4.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)による 対応手順	(3) 残留熱除去系 (原子炉停止時 冷却系)による 原子炉除熱	—	残留熱除去系 (A) レグシールライン弁	—
			残留熱除去系 (A) ポンプ入口弁	—
			原子炉再循環 (A) ポンプ出口弁	—
			原子炉圧力指示値が残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 使用開始圧力0.93MPa [gage] 以下	原子炉圧力指示値が残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 使用開始圧力0.93MPa [gage] 以下
			残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁	—
			残留熱除去系外側隔離弁	—
			残留熱除去系内側隔離弁	—
			残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却ライン入口弁	—
			残留熱除去系 (A) ポンプ停止時冷却注入弁	—
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が 0.81MPa [gage] 以上
			残留熱除去系系統流量の流量上昇	残留熱除去系系統流量の流量上昇

2. 操作手順の解釈一覧 (3/6)

手順		操作手順記載内容	解釈	
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	原子炉冷却材浄化系吸込弁	—
			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が 1.4MPa [gage] 以上	常設代替低圧注水系ポンプ吐出圧力指示値が 1.4MPa [gage] 以上
			原子炉注水弁	—
			原子炉圧力容器注水流量調整弁	—
			原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下
			残留熱除去系注入弁 (C)	—
			低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇	低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇
		(b) 低圧代替注水系 (可搬型)による 原子炉注水 (淡水/海水)	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下
			原子炉注水弁	—
			残留熱除去系注入弁 (C)	—
			原子炉圧力容器注水流量調整弁	—
			低圧炉心スプレー系注入弁	—
			西側接続口又は東側接続口の弁	—
			低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇	低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇

2. 操作手順の解釈一覧 (4/6)

手順		操作手順記載内容	解釈	
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. 低圧代替注水系	(c) 代替循環冷却系 による原子炉注 水	残留熱除去系注水管分離弁	—
			残留熱除去系 (A) ミニフロー弁	—
			残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁	—
			残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁	—
			代替循環冷却系入口弁	—
			代替循環冷却系テストライン弁	—
			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上
			原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下
			残留熱除去系注入弁 (A)	—
			代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁	—
			代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇	代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇
			(d) 消火系による原 子炉注水	補助ボイラ冷却水元弁
	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上		
	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下		
	残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁	—		
	残留熱除去系注入弁 (B)	—		
	残留熱除去系系統流量の流量上昇	残留熱除去系系統流量の流量上昇		

2. 操作手順の解釈一覧 (5/6)

手順		操作手順記載内容	解釈	
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. 低圧代替注水系	(e) 補給水系による 原子炉注水	補給水系－消火系連絡ライン止め弁	－
		補助ボイラ冷却水元弁	－	
		残留熱除去系（B）消火系ライン弁	－	
		復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上	
		原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下	
		残留熱除去系注入弁（B）	－	
		残留熱除去系系統流量の流量上昇	残留熱除去系系統流量の流量上昇	
	(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	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上
			原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下
			残留熱除去系注入弁（A）	－
残留熱除去系系統流量の流量上昇			残留熱除去系系統流量の流量上昇	

2. 操作手順の解釈一覧 (6/6)

手順		操作手順記載内容	解釈	
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	残留熱除去系（A）レグシールライン弁	—
			残留熱除去系（A）ポンプ入口弁	—
			原子炉再循環（A）ポンプ出口弁	—
			原子炉圧力指示値が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）使用開始圧力0.93MPa [gage] 以下	原子炉圧力指示値が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）使用開始圧力0.93MPa [gage] 以下
			残留熱除去系熱交換器（A）入口弁	—
			残留熱除去系外側隔離弁	—
			残留熱除去系内側隔離弁	—
			残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却ライン入口弁	—
			残留熱除去系（A）ポンプ停止時冷却注入弁	—
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上
			残留熱除去系系統流量の流量上昇	残留熱除去系系統流量の流量上昇

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. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備
 - b. フロントライン系故障時の対応手段及び設備
 - (a) 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
 - 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 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

- (1) 残留熱除去系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（交流動力電源が健全である場合)
 - a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱
 - b. 耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱
- (2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源が喪失した場合)
 - a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）
- (3) 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 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.5.3 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による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) 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

(6) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄

2. 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

(1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（海水）

添付資料1.5.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

2. 操作手順の解釈一覧

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

(1) 炉心損傷防止

a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンク（UHS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。

また、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，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（以下「格納容器」という。）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、設計基準事故対処設備により重大事故等の対応を行うための対応手段と重大事故等対処設備（設計基準拡張）^{※1}及び柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{※2}を選定する。

※1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

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

※2 自主対策設備

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十八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、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、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、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。

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. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（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（原子炉停止時冷却系）ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

この対応手段及び設備は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」における「残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系又は格納容器スプレイ冷却系）ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

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）による格納容器内の除熱」にて整理する。

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系海水系が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

残留熱除去系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

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には、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。

- ・ フィルタ装置
- ・ 圧力解放板
- ・ 可搬型窒素供給装置
- ・ フィルタ装置遮蔽
- ・ 配管遮蔽
- ・ 二次隔離弁操作室遮蔽
- ・ 二次隔離弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）
- ・ 二次隔離弁操作室空気ポンベユニット（配管・弁）

ii) 耐圧強化ベント系による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には、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。

- ・耐圧強化ベント系

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

iii) 格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構による現場操作

一次隔離弁（S/C側，D/W側），二次隔離弁及び二次隔離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とする。

格納容器圧力逃がし装置の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

「1.5.1(2) b. (a) i) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱」で使用する設備のうち，フィルタ装置，圧力解放板，可搬型窒素供給装置，フィルタ装置遮蔽，配管遮蔽，二次隔離弁操作室遮蔽，二次隔離弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）及び二次隔離弁操作室空気ボンベユニット（配管・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) ii) 耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱」で使用する設備のうち、耐圧強化ベント系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) 格納容器圧力逃がし装置の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。

c. 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。】

(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には、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）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には，常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後，緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給する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には，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

- ・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）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には，常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後，緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給する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，緊急用海水ポンプ，緊急用海水ストレージ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) i) 緊急用海水系による除熱」で使用する設備のうち，緊急用海水系とあわせて使用する残留熱除去系（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）ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

「1.5.1(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、代替残留熱除去系海水系とあわせて使用する残留熱除去系（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）ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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

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。

d. 手順等

上記「a. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備」、 「b. 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^{※1}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）

※1 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1.5.2）

1.5.2 重大事故等時の手順

1.5.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 残留熱除去系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，冷却水の確保を実施する。

a. 手順着手の判断基準

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確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.5-2図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に残留熱除去系海水系（A）又は残留熱除去系海水系（B）による冷却水の確保を

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）又は残留熱除去系海水ポンプ（B）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により冷却水が確保されたことを残留熱除去系海水系系統流量の流量上昇で確認し、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は運転員等1名により操作を実施する。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。

1.5.2.2 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（交流動力電源が健全である場合）

a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器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。

格納容器ベント後は、残留熱除去系等による格納容器除熱機能、可燃性ガス濃度制御系による格納容器内水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による格納容器負圧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する。

- (a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱

i) 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炉心損傷^{*1}前において、サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合。
- ②炉心損傷^{*1}前において、格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗した場合。

※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格納容器内の減圧及び除熱の手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.5-3図に、タイムチャートを第1.5-4図に示す。

(S/C側ベント及びD/W側ベントの手順は、手順⑩以外は同様。)

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、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。
- ②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。
- 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系統構成を指示する。
- ④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。

⑤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。

⑥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。

⑦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には、不活性ガス系の隔離信号の除外操作を実施する。

⑧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。

⑨発電長は、運転員等に一次隔離弁（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。

⑩^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、一次隔離弁（S/C側）を開にし、発電長に報告する。

⑩^b D/W側ベントの場合

一次隔離弁（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、一次隔離弁（D/W側）を開にし、発電長に報告する。

⑪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。

⑫^a 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

した場合

発電長は、格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 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。

⑫^b 格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗した場合

発電長は、格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗したことを確認し、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。

⑬ 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。

⑭ 運転員等は中央制御室にて、二次隔離弁を開とする。二次隔離弁が開できない場合は、二次隔離弁バイパス弁を開とする。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格納容器内圧力の低下、フィルタ装置圧力の上昇及びフィルタ装置スクラビング水温度の上昇を確認するとともに、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。

⑮ 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開始を災害対策本部長に連絡する。

⑯ 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格納容器除熱機能、及び可燃性ガス濃度制御系の機能が復旧し、格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以下であること、格納容器内温度指示値が200℃以下であること及び格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満を確認することによ

り、格納容器圧力逃がし装置の停止を判断する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、格納容器ベント準備については、作業開始を判断してから格納容器ベント準備完了までS/C側は5分以内、D/W側は5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圧力逃がし装置による格納容器ベント開始まで5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) 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を下回り、下限水位に到達する前に、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を下回ると判断した場合。

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。

概要図を第1.5-5図に、タイムチャートを第1.5-6図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にフィルタ装置スクラビング水の補給準備を指示する。

②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。

③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を依頼する。

④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

ピング水の補給準備を指示する。

- ⑤重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホース接続を実施する。
- ⑥重大事故等対応要員はフィルタ装置格納槽付属室にて、フィルタメント装置補給水ライン元弁を開にし、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の準備が完了したことを災害対策本部長へ報告する。
- 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の補給準備が完了したことを連絡する。
- ⑧発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプの起動を依頼する。
- ⑨災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。
- ⑩重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、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、発電長に可搬型代替注水大型ポンプを起動し、送水を開始したことを連絡する。
- ⑫発電長は、運転員等にフィルタ装置水位の確認を指示する。
- ⑬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値であることを確認し、発電長に報告する。
- ⑭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停止を依頼する。
- ⑮災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプを停止し、フィルタ装置スクラビング水の補給停止を指示する。

⑩重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを停止後、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閉とし、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水の補給を停止したことを報告する。

⑪災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプを停止し、フィルタ装置スクラビング水の補給を停止したこと連絡する。

iii) 操作の成立性

上記の現場対応を重大事故等対応要員 8 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の補給開始まで 175 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ことから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能である。

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 1.5.3)

(c) 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するため、可搬型窒素供給装置により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

残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能が確保され、格納容器ベント弁を閉とすることが可能^{※1}な場合。

※1：残留熱除去系等による格納容器除熱機能，可燃性ガス濃度制御系による格納容器内水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による格納容器負圧防止機能が復旧又は使用可能と判断した場合。

ii) 操作手順

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 1.5-7 図に，タイムチャートを第 1.5-8 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格納容器内の不活性ガス（窒素）置換準備を指示する。
- 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付属棟東側屋外に配備し，接続口の蓋を開放した後，窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。
- 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格納容器内の不活性ガス（窒素）置換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格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の開始を連絡する。
- 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格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の開始を指示する。
- ⑦重大事故等対応要員は原子炉建屋付属棟東側屋外にて，窒素ガ

ス補給弁（D/W側又はS/C側）を開とし、格納容器内の不活性ガス（窒素）置換を開始する。なお、格納容器内に可燃性ガスが滞留している可能性があることから、窒素ガス補給弁（D/W側）を優先する。

⑧重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置により格納容器内の不活性ガス（窒素）置換を開始したことを、災害対策本部長に報告する。

⑨災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による格納容器内の不活性ガス（窒素）置換を開始したことを連絡する。

⑩発電長は、運転員等に格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の確認を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて、格納容器内水素濃度及び酸素濃度指示値が許容濃度未満まで低下したことを確認し、発電長に報告する。

⑫発電長は、災害対策本部長に格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が許容濃度未満まで低下したことを連絡する。

⑬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格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の停止を指示する。

⑭重大事故等対応要員は原子炉建屋付属棟東側屋外にて、窒素ガス補給弁（D/W側又はS/C側）を閉とし、格納容器内の不活性ガス（窒素）置換を停止する。

⑮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格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の停止を報告する。

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格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の停止を連絡する。

⑰発電長は、運転員等に一次隔離弁（S／C側又はD／W側）の閉を指示する。

⑱^a S／C側ベントの場合

運転員等は中央制御室にて、一次隔離弁（S／C側）を閉にし、発電長に報告する。

⑱^b D／W側ベントの場合

運転員等は中央制御室にて、一次隔離弁（D／W側）を閉にし、発電長に報告する。

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 1.5.3)

(d) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換

格納容器ベントした際には、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

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1.5-9図に、タイムチャートを第1.5-10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の不活性ガス（窒素）置換の準備を指示する。

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付属棟東側屋外に配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。

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の不活性ガス（窒素）置換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の不活性ガス（窒素）置換の開始を連絡する。

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の不活性ガス（窒素）置換の開始を指示する。

⑦重大事故等対応要員は原子炉建屋付属棟東側屋外にて、フィルタベント装置窒素供給ライン元弁を開とする。

- ⑧重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置によりフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換を開始し、災害対策本部長に報告する。
- ⑨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。
- ⑩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。
- ⑪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50℃以下であることを確認し、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スクラビング水温度が低下したことを連絡する。
- ⑬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の不活性ガス（窒素）置換の停止を指示する。
- ⑭重大事故等対応要員は原子炉建屋付棟東側屋外にて、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。
- ⑮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。
- 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。
- ⑰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指示値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。

⑱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水素濃度指示値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し、発電長に報告する。

⑲発電長は、運転員等に二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁の閉を指示する。

⑳運転員等は中央制御室にて、二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁を閉にし、発電長に報告する。

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 1.5.3)

(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

フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換により、スクラビング水の温度が低下した場合において、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。

概要図を第1.5-11図に、タイムチャートを第1.5-12図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にフィルタ装置のスクラビング水の移送準備を指示する。

②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。

③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。

④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。

⑤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。

⑥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。

⑦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。

⑧運転員等は中央制御室にて、移送ポンプを起動し、移送ポンプが起動したことをフィルタ装置水位の低下により確認する。

⑨運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置水位指示値が約

180mmまで低下したことを確認し、移送ポンプを停止する。

⑩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。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等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。

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1.5.3)

(f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄

フィルタ装置のスクラビング水移送後の配管等に残留した水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置スクラビング水移送ラインに蓄積することを防止するため、スクラビング水移送ラインを可搬型代替注水大型ポンプにより洗浄し、配管等に残留した水をサプレッション・プールに排水する。

i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置スクラビング水の移送が完了した場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.5-13図に、タイムチャートを第1.5-14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移送ラインの洗浄を依頼する。

- 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移送ラインの洗浄準備を指示する。
- ③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移送ライン洗浄に必要な系統構成を依頼する。
- ④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の洗浄準備を指示する。
- ⑤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移送ラインの洗浄に必要なポンプ、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。
- ⑥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の洗浄に必要な系統構成を指示する。
- ⑦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。
- ⑧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。
- ⑨運転員等は、発電長にフィルタ装置スクラビング水移送ラインの洗浄に必要な系統構成が完了したことを報告する。
- ⑩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移送ライン洗浄に必要な系統構成が完了したことを連絡する。
- ⑪重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホース接続を実施する。
- ⑫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開にし、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の移送ライン洗浄準備

備が完了したこと災害対策本部長へ報告する。

- ⑬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の移送ライン洗浄準備が完了したことを連絡する。
- ⑭発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプの起動を依頼する。
- ⑮災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。
- ⑯重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、送水を開始したことを、災害対策本部長に報告する。
- ⑰災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプを起動し、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の確認及び移送ポンプの起動を指示する。
- 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値以上であることを確認し、移送ポンプを起動する。移送ポンプの起動をフィルタ装置水位の低下により確認し、発電長に報告する。
- ⑳発電長は、運転員等にフィルタ装置水位の確認及び移送ポンプの停止を指示する。
- ㉑運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置水位指示値が約180mmまで低下したことを確認した後、移送ポンプを停止し、発電長に報告する。
- ㉒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移送ラインの洗浄が完了したことを連絡する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名及び重大事故等対応要員8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ライン洗浄開始まで179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、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1.5.3)

b. 耐圧強化ベント系による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、残留熱除去系等による格納容器除熱機能、可燃性ガス濃度制御系による格納容器内水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による格納容器負圧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に到達した場合で、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失^{※2}した場合。

②炉心損傷^{※1}前において、格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗した場合で、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失^{※2}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。

※2：「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格納容器内の減圧及び除熱の手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.5-15図に、タイムチャートを第1.5-16図に示す。

(S/C側ベント及びD/W側ベントの手順は、手順⑩以外は同様。)

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、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。

②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。

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系統構成を指示する。

④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。

⑤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。

⑥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。

⑦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。

⑧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。

⑨発電長は、運転員等に一次隔離弁（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。

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。なお、発電長はバックアップ窒素供給が枯渇するおそれがある場合は、災害対策本部長に非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁の機械的ロックを依頼する。

⑪^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、一次隔離弁（S/C側）を開にし、発電長に報告する。

⑪^b D/W側ベントの場合

一次隔離弁（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、一次隔離弁（D／W側）を開にし、発電長に報告する。

⑫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。

⑬^a サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達した場合

発電長は、格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 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。

⑬^b 格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗した場合

発電長は、格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗したことを確認し、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。

⑭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。

⑮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、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格納容器内圧力の低下及び耐圧強化ベント系出口放射線モニタ指示値の上昇を確認し、発電長に報告する。

⑯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。

⑰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格納容器除熱機能、及び可燃性ガス濃度制御系の機能

が復旧し、格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以下であること、格納容器温度指示値が200℃以下であること及び格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満を確認することにより、耐圧強化ベント系の停止を判断する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、作業開始を判断してから耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱開始まで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。

(2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源が喪失した場合）

a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器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。

格納容器ベント後は、残留熱除去系等による格納容器除熱機能、可燃性ガス濃度制御系による格納容器内水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による格納容器負圧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とする。

なお、中央制御室から格納容器圧力逃がし装置及び耐圧ベント系を遠隔操作ができない場合を想定した現場（二次格納施設外）での操作による手順を示す。

(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

i) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

①炉心損傷^{※1}前において、サブレーション・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の隔離弁の中央制御室からの遠隔操作に失敗した場合。

②炉心損傷^{※1}前において、格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗した場合で、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の中央制御室からの遠隔操作に失敗した場合。

※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格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）の手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.5-17図に、タイムチャートを第1.5-18図に示す。

(S/C側ベント及びD/W側ベントの手順は、手順②以外は同様。)

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、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。

②^a S/C側ベントの場合

一次隔離弁（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において、運転員等は原子炉建屋付^b属棟にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため、一次隔離弁（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。

②^b D/W側ベントの場合

一次隔離弁（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、及び一次隔離弁（S/C側）が遠隔人力操作機構により開できない場合において、運転員等は原子炉建屋附属棟にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため、一次隔離弁（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。

③発電長は、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が完了したことを連絡する。

④^a サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達した場合

発電長は、格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 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。

④^b 格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗した場合

発電長は、格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗したことを確認し、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。

⑤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のため、二次隔離弁操作室に重大事故等対応要員を派遣する。

⑥発電長は、重大事故等対応要員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。

- ⑦二次隔離弁及び二次隔離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において、重大事故等対応要員は二次隔離弁操作室にて、二次隔離弁を遠隔人力操作機構により開とする。二次隔離弁が開できない場合は、二次隔離弁バイパス弁を遠隔人力操作機構により開とし、発電長に報告する。
- ⑧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格納容器内圧力の低下、フィルタ装置圧力の上昇、フィルタ装置スクラビング水温度の上昇を確認するとともに、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認するように指示する。
- ⑨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、格納容器内圧力の低下、フィルタ装置圧力の上昇、フィルタ装置スクラビング水温度の上昇を確認するとともに、フィルタ装置出口放射線モニタ指示値の上昇を確認し、発電長に報告する。
- ⑩発電長は、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開始を連絡する。
- ⑪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格納容器除熱機能、及び可燃性ガス濃度制御系の機能が復旧し、格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以下であること、格納容器内温度指示値が200℃以下であること及び格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満を確認することにより、格納容器圧力逃がし装置の停止を判断する。

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、現場対応を運

転員等3名にて実施した場合、作業開始を判断してから格納容器ベント準備完了までS/C側は125分以内、D/W側は140分以内と想定する。

格納容器ベント開始については、重大事故等対応要員3名にて実施した場合、格納容器ベント基準到達から格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱開始まで75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。

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。

(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を下回り、下限水位に到達する前に、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を下回ると判断した場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置スクラビング水補給については、「1.5.2.2(1) a.

(b) フィルタ装置スクラビング水補給」の操作手順と同様である。

iii) 操作の成立性

フィルタ装置スクラビング水補給については、「1.5.2.2(1) a.

(b) フィルタ装置スクラビング水補給」の操作の成立性と同様である。

(c) 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するため、可搬型窒素供給装置により格納

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

残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能が確保され、格納容器ベント弁を閉とすることが可能^{*1}な場合。

※1：残留熱除去系等による格納容器除熱機能，可燃性ガス濃度制御系による格納容器内水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による格納容器負圧防止機能が復旧又は使用可能と判断した場合。

ii) 操作手順

格納容器内の不活性ガス（窒素）置換については、「1.5.2.2(1)

a. (c) 格納容器内の不活性ガス（窒素）置換」の操作手順と同様である。

iii) 操作の成立性

格納容器内の不活性ガス（窒素）置換については、「1.5.2.2(1)

a. (c) 格納容器内の不活性ガス（窒素）置換」の操作の成立性と同様である。

(d) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換

格納容器ベントした際には、格納容器内に含まれる非凝縮性ガスがフィルタ装置を經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

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）置換については、

「1.5.2.2(1) a. (d) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換」の操作手順と同様である。

iii) 操作の成立性

フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換については、

「1.5.2.2(1) a. (d) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換」の操作の成立性と同様である。

(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

フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換により、スクラビング水の温度が低下した場合において、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については、「1.5.2.2(1) a. (e) フィルタ装置スクラビング水移送」の操作手順と同様である。

iii) 操作の成立性

フィルタ装置スクラビング水移送については、「1.5.2.2(1) a. (e) フィルタ装置スクラビング水移送」の操作の成立性と同様である。

(f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄

フィルタ装置のスクラビング水移送後の配管等に残留した水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置スクラビング水移送ラインに蓄積することを防止するため、スクラビング水移送ラインを可搬型

代替注水大型ポンプにより洗浄し、配管等に残留した水をサプレッション・プールに排水する。

i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置スクラビング水の移送が完了した場合。

ii) 操作手順

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、

「1.5.2.2(1) a. (f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄」の操作手順と同様である。

iii) 操作の成立性

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、

「1.5.2.2(1) a. (f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄」の操作の成立性と同様である。

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.5-23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）が機能喪失した場合は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱を実施する。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格納容器内の減圧及び除熱を実施する。

格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱は、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、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際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるS/C側ベントを第一優先とする。ただし、S/C側ベントが

実施できない場合には、D/W側ベントを実施する。

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、格納容器内の冷却、使用済燃料プール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を確保する。

常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を確保し冷却水通水確認後、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、格納容器内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、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）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の確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.5-19図に、タイムチャートを第1.5-20図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に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する。
- ③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。
- ④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。
- ⑤運転員等は、発電長に緊急用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。
- ⑥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。
- 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）系又は残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（B）系を閉とする。
- 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（A）系熱交換器隔離弁又は緊急用海水系RHR（B）系熱交換器隔離弁を調整開とし、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（A）系補機隔離弁又は緊急用海水系RHR（B）系補機隔離弁を調整開とし、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1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20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、格納容器内の冷却、使用済燃料プール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を確保する。

常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を確保し冷却水通水確認後、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、格納容器内の除熱及び原子炉内の崩壊熱を除去する機能を有す

る代替循環冷却系へ電源を給電することが可能となるM/C 2 Cを優先し、緊急用M/Cから受電するため、M/C 2 Cの供給対象である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、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）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確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.5-21図に、タイムチャートを第1.5-22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、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。

⑧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。

⑨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。

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）海水流量調整弁を開とする。

⑪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。

⑫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。

⑬災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の送水開始を連絡する。

⑭災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑮重大事故等対応要員は、代替残留熱除去系海水系（A）西側接続口、代替残留熱除去系海水系（A）東側接続口又は代替残留熱除去系海水系（B）東側接続口の弁が閉していることを確認した後、

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。

⑩ 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）西側接続口、代替残留熱除去系海水系（A）東側接続口又は代替残留熱除去系海水系（B）東側接続口の弁を開とし、可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑪ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の送水を開始したことを連絡する。

⑫ 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。

⑬ 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。

⑭ 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。

⑮ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの回転数を制御するように指示する。

⑯ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプ付きの圧力計にて圧力指示値を確認し、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

上記の操作は、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）西側接続口による冷却水確保の場合。】

- ・中央制御室対応を運転員等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）東側接続口又は代替残留熱除去系海水系（B）東側接続口による冷却水確保の場合。】

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

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

車両の作業照明，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1.5.3）

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.5-23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、格納容器スプレイ冷却系）及び代替循環冷却系による格納容器内の冷却手順については、「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。

水源から格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置へ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。

残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系海水ポンプ、緊急用海水ポンプ、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及び可搬型代替交流電源設備への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

第1.5-1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（1/9）

（重大事故等対応設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
重大事故等対応設備（設計基準拡張）	—	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	主要設備	残留熱除去系熱交換器	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 重大事故等対策要領
				残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ※2 残留熱除去系海水ポンプ	重大事故等対応設備（設計基準拡張）	
			関連設備	原子炉圧力容器	重大事故等対応設備	
				残留熱除去系配管・弁 再循環系配管・弁 非常用交流電源設備※5 燃料補給設備※5	重大事故等対応設備（設計基準拡張）	

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

※2：手順については「1.4 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「1.14 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（2／9）

（重大事故等対応設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
重大事故等対応設備（設計基準拡張）	—	残留熱除去系（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	主要設備	サブプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器	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 重大事故等対策要領
				残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ※3 残留熱除去系海水ポンプ	重大事故等対応設備（設計基準拡張）	
			関連設備	格納容器	重大事故等対応設備	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 非常用交流電源設備※5 燃料補給設備※5	重大事故等対応設備（設計基準拡張）	

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

※2：手順については「1.4 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「1.14 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（3／9）

（重大事故等対応設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
重大事故等対応設備（設計基準拡張）	—	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱	主要設備	サプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器	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 重大事故等対策要領
				残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ※3 残留熱除去系海水ポンプ	重大事故等対応設備（設計基準拡張）	
			関連設備	格納容器	重大事故等対応設備	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド 非常用交流電源設備※5 燃料補給設備※5	重大事故等対応設備（設計基準拡張）	

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

※2：手順については「1.4 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「1.14 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（4／9）

（重大事故等対応設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
重大事故等対応設備（設計基準拡張）	—	残留熱除去系海水系による除熱	主要設備	残留熱除去系熱交換器	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース） 「S/P温度制御」等 重大事故等対策要領
				残留熱除去系海水ポンプ	重大事故等対応設備（設計基準拡張）	
			関連設備	貯留堰取水路	重大事故等対応設備	
				残留熱除去系海水系配管・弁・海水ストレーナ 非常用交流電源設備※5 燃料補給設備※5	重大事故等対応設備（設計基準拡張）	

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

※2：手順については「1.4 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「1.14 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（5／9）

（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	格納容器内の減圧及び除熱	主要設備	フィルタ装置 圧力解放板 可搬型窒素供給装置※5 フィルタ装置遮蔽 配管遮蔽 二次隔離弁操作室遮蔽 二次隔離弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンプ） 二次隔離弁操作室空気ポンプユニット（配管・弁）	重大事故等対処設備
			関連設備	移送ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 格納容器 真空破壊弁（S/C→D/W） 常設代替交流電源設備※5 可搬型代替交流電源設備※5 可搬型代替直流電源設備※5 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備

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

※2：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「1.14 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（6／9）

（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	格納容器内の減圧及び除熱 耐圧強化ベント系による	関連設備	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 格納容器 真空破壊弁（S/C→D/W） 非常用ガス処理系排気筒 常設代替交流電源設備※5 可搬型代替交流電源設備※5 燃料補給設備※5	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

※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「1.14 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（7／9）

（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 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）	格納容器圧力逃がし装置の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	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

※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「1.14 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（8／9）

（サポート系故障）

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	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
			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 緊急用海水ポンプピット 緊急用海水取水塔 SA用海水ピット 海水引込み管 SA用海水ピット取水塔 緊急用海水ポンプピット 常設代替交流電源設備※5 燃料補給設備※5	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「1.14 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（9／9）

（サポート系故障）

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	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	自主対策設備	
			関連設備	残留熱除去系海水系配管・弁 SA用海水ピット取水塔 海水引込み管 SA用海水ピット 常設代替交流電源設備※5 燃料補給設備※5	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「1.14 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 (1/7)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.5.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (1) 残留熱除去系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 (SA) ^{※1}
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (SA広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA燃料域) ^{※1}
		格納容器内の温度	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} サブプレッション・プール水温度 ^{※1}
		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}
		格納容器内の水位	サブプレッション・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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (2/7)

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)	
1.5.2.2 フロントライン系故障時の対应手順 (1) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (交流動力電源が健全である場合) a. 格納容器圧力逃がし装置による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格納容器内の減圧及び除熱	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※ ¹
		最終ヒートシンクの確保	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
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※ ¹
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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
	操作	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
		原子炉圧力容器の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ ¹ サプレッション・チェンバ雰囲気温度※ ¹
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ
		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
		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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (3/7)

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)
1.5.2.2 フロントライン系故障時の対应手順 (1) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (交流動力電源が健全である場合) a. 格納容器圧力逃がし装置による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) 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}
	操作	格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (S A) ^{※1} 格納容器雰囲気モニタ
		格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度 (S A) ^{※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	格納容器内の圧力 ドライウェル圧力 ^{※1} サブプレッション・チェンバ圧力 ^{※1}
		格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (S A) ^{※1} 格納容器雰囲気モニタ
		格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度 (S A) ^{※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}
(f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄	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}

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (4/7)

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)																		
1.5.2.2 フロントライン系故障時の対应手順 (1) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (交流動力電源が健全である場合)																				
	判断基準	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="608 454 1002 577">格納容器内の放射線量率</td> <td data-bbox="1002 454 1417 577">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="608 577 1002 640">原子炉圧力容器の温度</td> <td data-bbox="1002 577 1417 640">原子炉圧力容器温度※¹</td> </tr> <tr> <td data-bbox="608 640 1002 719">格納容器内の圧力</td> <td data-bbox="1002 640 1417 719">ドライウエル圧力※¹ サプレッション・チェンバ圧力※¹</td> </tr> <tr> <td data-bbox="608 719 1002 775">格納容器内の水位</td> <td data-bbox="1002 719 1417 775">サプレッション・プール水位※¹</td> </tr> <tr> <td data-bbox="608 775 1002 875">最終ヒートシンクの確保</td> <td data-bbox="1002 775 1417 875">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="608 875 1002 954">格納容器への注水量</td> <td data-bbox="1002 875 1417 954">低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※¹</td> </tr> <tr> <td data-bbox="608 954 1002 1108">補機監視機能</td> <td data-bbox="1002 954 1417 1108">残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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</td> </tr> </table>	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	原子炉圧力容器の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹	格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹	格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※ ¹	最終ヒートシンクの確保	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	格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※ ¹	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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				
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																			
原子炉圧力容器の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹																			
格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹																			
格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※ ¹																			
最終ヒートシンクの確保	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																			
格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※ ¹																			
補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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																			
b. 耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱	操作	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="608 1108 1002 1223">格納容器内の放射線量率</td> <td data-bbox="1002 1108 1417 1223">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="608 1223 1002 1294">原子炉圧力容器の温度</td> <td data-bbox="1002 1223 1417 1294">原子炉圧力容器温度※¹</td> </tr> <tr> <td data-bbox="608 1294 1002 1373">格納容器内の圧力</td> <td data-bbox="1002 1294 1417 1373">ドライウエル圧力※¹ サプレッション・チェンバ圧力※¹</td> </tr> <tr> <td data-bbox="608 1373 1002 1509">格納容器内の温度</td> <td data-bbox="1002 1373 1417 1509">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="608 1509 1002 1588">格納容器内の水素濃度</td> <td data-bbox="1002 1509 1417 1588">格納容器内水素濃度 (SA) ※¹ 格納容器雰囲気モニタ</td> </tr> <tr> <td data-bbox="608 1588 1002 1666">格納容器内の酸素濃度</td> <td data-bbox="1002 1588 1417 1666">格納容器内酸素濃度 (SA) ※¹ 格納容器雰囲気モニタ</td> </tr> <tr> <td data-bbox="608 1666 1002 1727">格納容器内の水位</td> <td data-bbox="1002 1666 1417 1727">サプレッション・プール水位※¹</td> </tr> <tr> <td data-bbox="608 1727 1002 1816">最終ヒートシンクの確保</td> <td data-bbox="1002 1727 1417 1816">耐圧強化ベント系出口放射線モニタ ※¹ 非常用ガス処理系出口放射線モニタ</td> </tr> <tr> <td data-bbox="608 1816 1002 1883">補機監視機能</td> <td data-bbox="1002 1816 1417 1883">計器用空気系系統圧力 モニタリング・ポスト</td> </tr> </table>	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	原子炉圧力容器の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹	格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹	格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ ¹ サプレッション・チェンバ雰囲気温度※ ¹	格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ	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	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	耐圧強化ベント系出口放射線モニタ ※ 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
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																			
原子炉圧力容器の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹																			
格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹																			
格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ ¹ サプレッション・チェンバ雰囲気温度※ ¹																			
格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ																			
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																			
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	耐圧強化ベント系出口放射線モニタ ※ 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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (5/7)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.5.2.2 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (全交流動力電源が喪失した場合) a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)			
(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		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
		格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位※ ¹
		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
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※ ¹
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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
	操作	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
		原子炉圧力容器の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		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
		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
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ
		格納容器内の水位	サブプレッション・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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (6/7)

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)
1.5.2.2 フロントライン系故障時の対应手順 (2) 最終ヒートシンク (大気) への代替熱輸送 (全交流動力電源が喪失した場合) a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)		
(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) 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}
	操作	格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (S A) ^{※1} 格納容器雰囲気モニタ
		格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度 (S A) ^{※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	格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 ^{※1} サプレッション・チェンバ圧力 ^{※1}
		格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (S A) ^{※1} 格納容器雰囲気モニタ
		格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度 (S A) ^{※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}
(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}
(f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄	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}

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

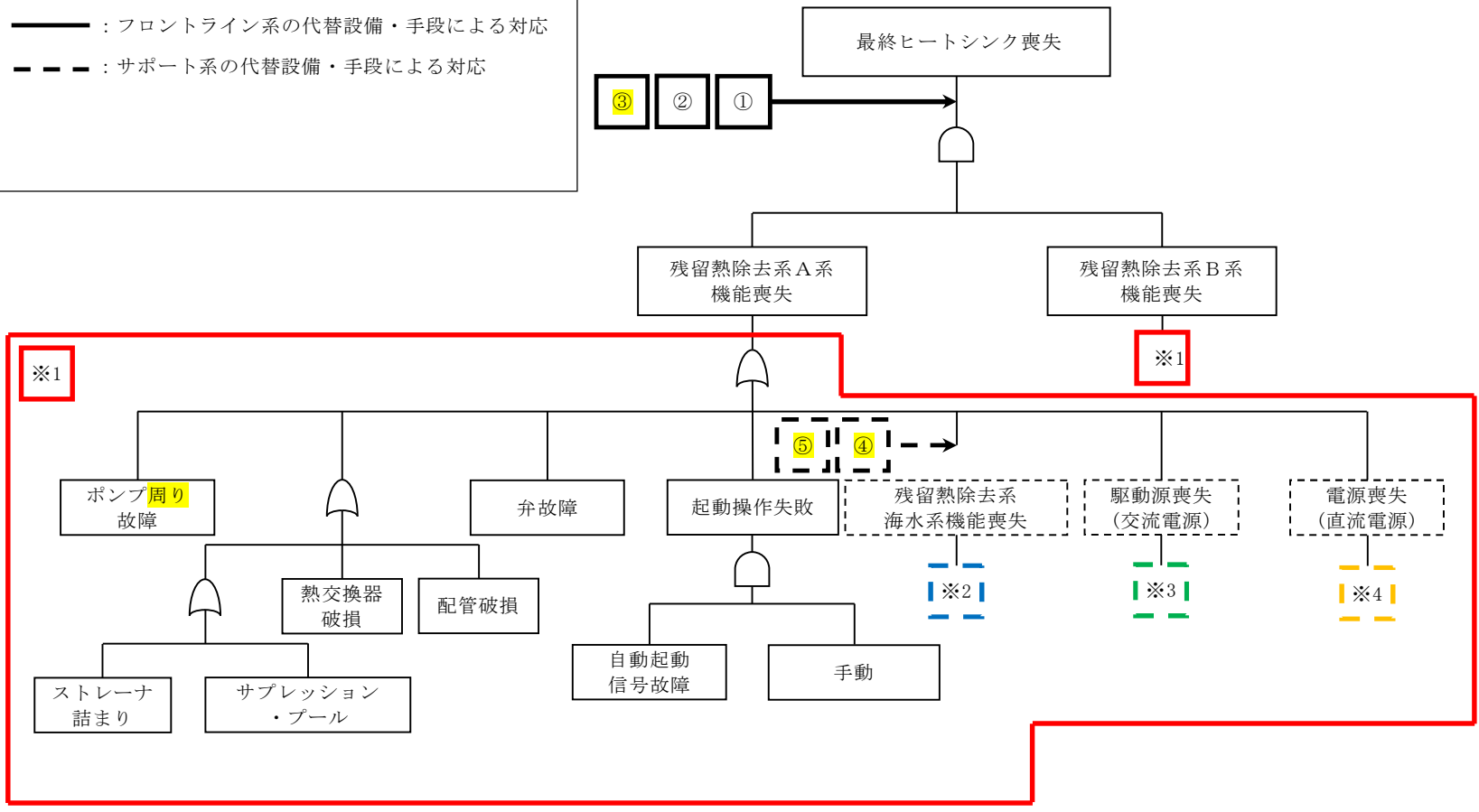
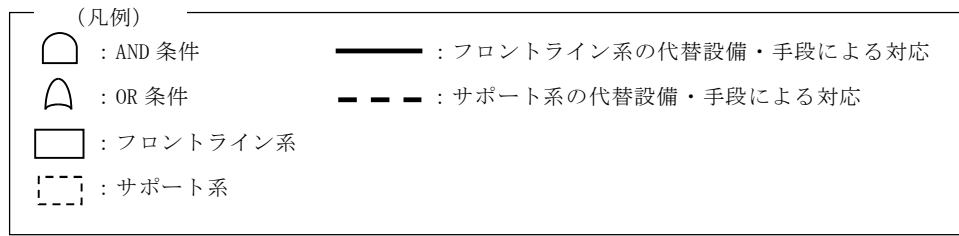
監視計器一覧 (7/7)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)
1.5.2.3 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}
	操作	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 (残留熱除去系熱補機) ^{※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}

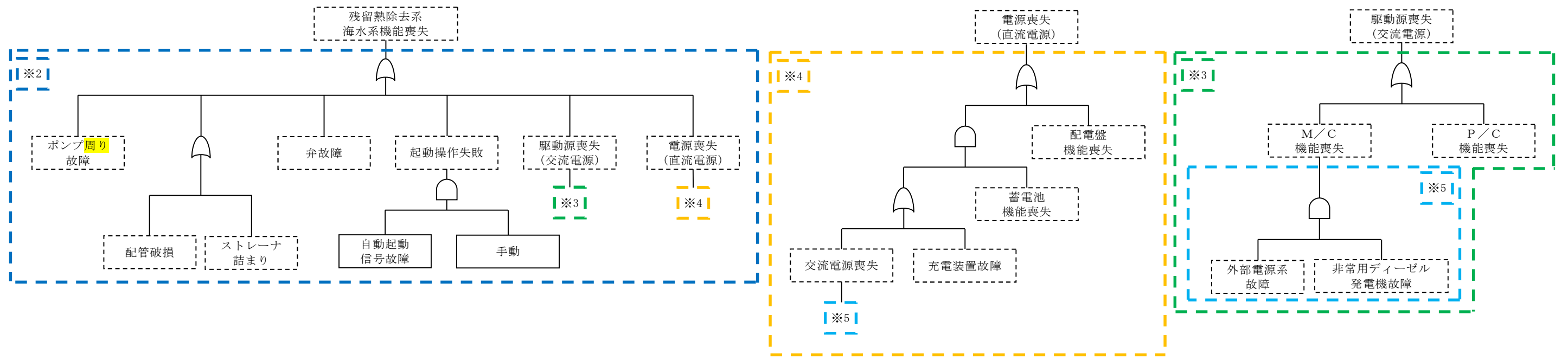
- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

第1.5-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

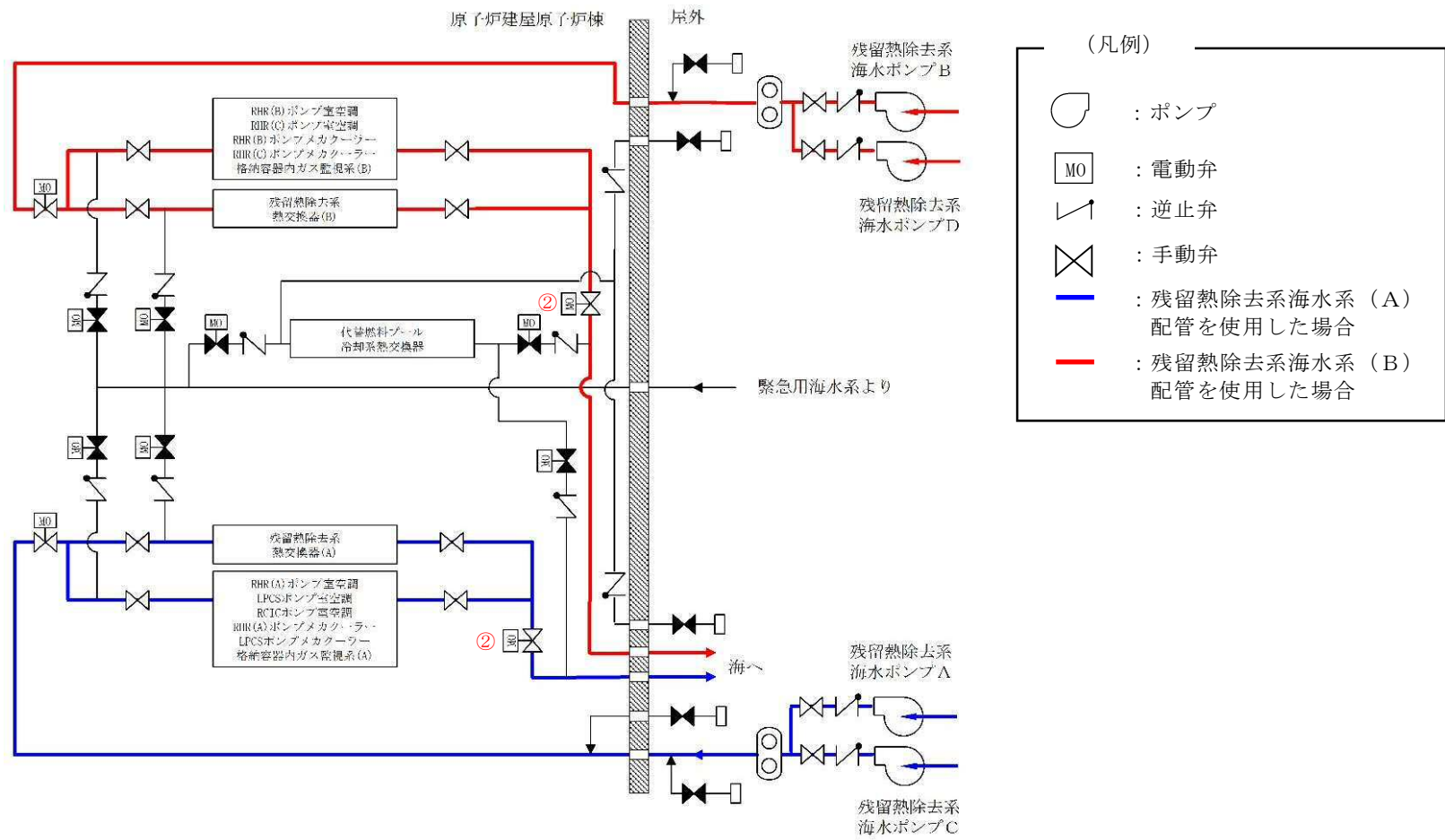
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.5】 最終ヒートシンクへ熱を輸送 するための手順等</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置 弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系</p>
	<p>耐圧強化ベント系 弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC</p>
	<p>不活性ガス系 弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系</p>
	<p>緊急用海水ポンプ</p>	<p>常設代替交流電源設備 緊急用M/C</p>
	<p>緊急用海水系 弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 緊急用MCC</p>
	<p>残留熱除去海水系 弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系</p>



- ① 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱
 - ・フィルタ装置
 - ・圧力解放板
 - ・可搬型窒素供給装置
 - ・フィルタ装置遮蔽
 - ・配管遮蔽
 - ・二次隔離弁操作室遮蔽
 - ・二次隔離弁操作室空気ポンプユニット(空気ポンプ)
 - ・二次隔離弁操作室空気ポンプユニット(配管・弁)
- ② 耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱
 - ・耐圧強化ベント系
- ③ 格納容器圧力逃がし装置の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
 - ・緊急用海水ストレーナ
 - ・残留熱除去系熱交換器
- ⑤ 代替残留熱除去系海水系による除熱
 - ・可搬型代替注水大型ポンプ
 - ・残留熱除去系熱交換器



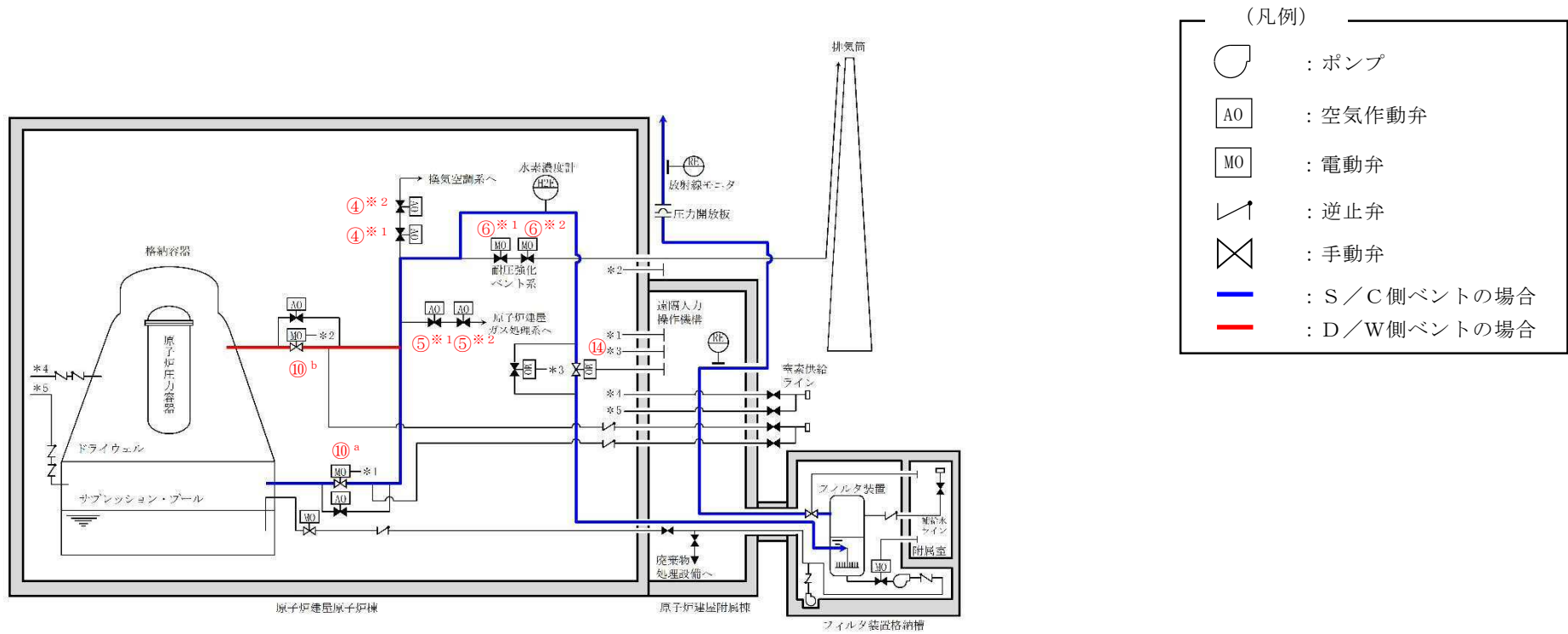
第1.5-1図 機能喪失原因対策分析



操作手順	弁名称
②	残留熱除去系熱交換器 (A) 海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器 (B) 海水流量調整弁

記載例 ① : 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



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④※1	換気空調系一次隔離弁	⑥※2	耐圧強化ベント系二次隔離弁
④※2	換気空調系二次隔離弁	⑩ ^a	一次隔離弁 (S/C側)
⑤※1	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	⑩ ^b	一次隔離弁 (D/W側)
⑤※2	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	⑭	二次隔離弁
⑥※1	耐圧強化ベント系一次隔離弁		

記載例 ① : 操作手順番号を示す。
 a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。
 ※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

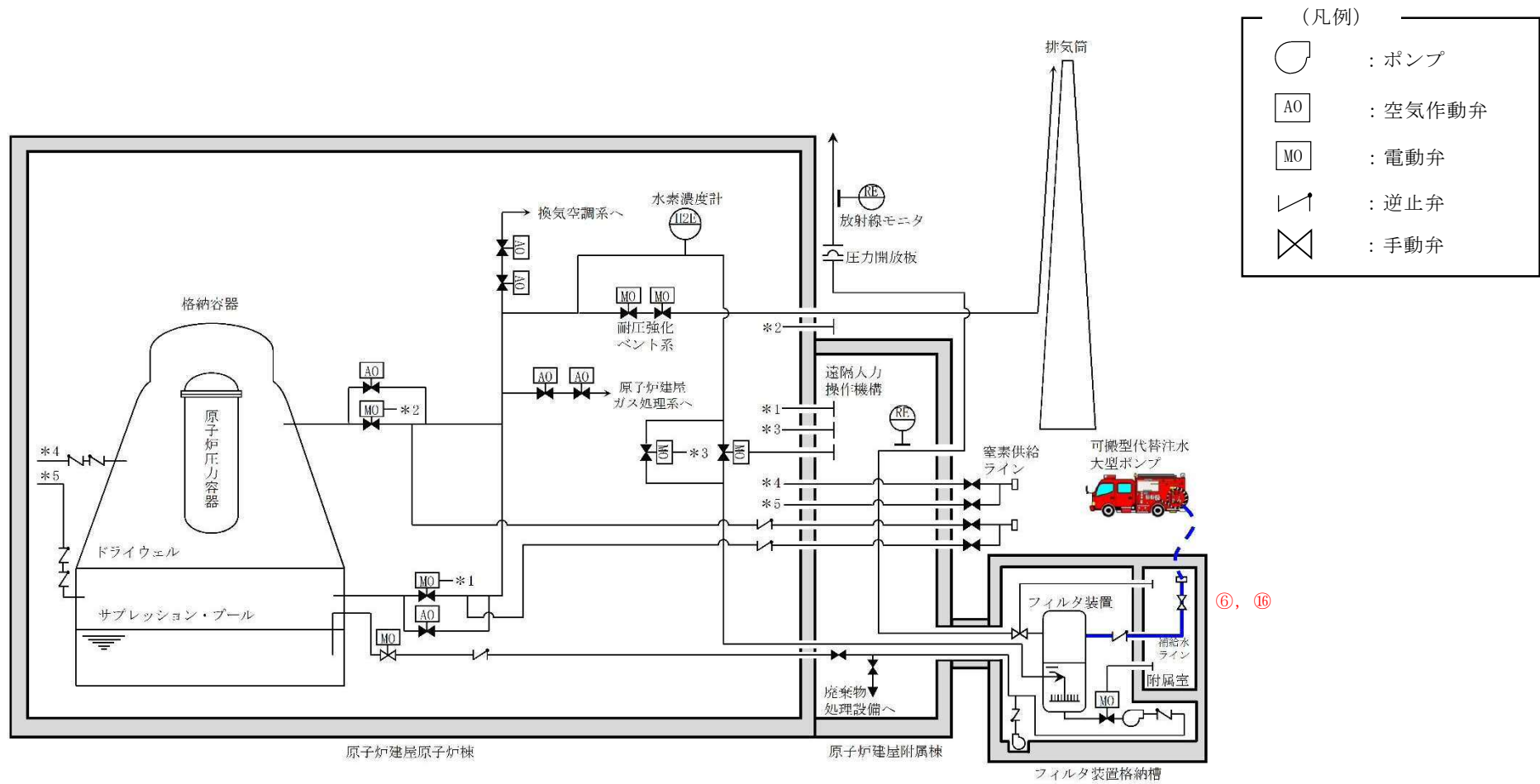
第1.5-3図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 概要図

		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・必要員数	格納容器ベント準備判断										
		5分 格納容器ベント準備完了										
格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (格納容器ベント準備: S/C側ベントの場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	系統構成									

		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	格納容器ベント準備判断										
		5分 格納容器ベント準備完了										
格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (格納容器ベント準備: D/W側ベントの場合)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	系統構成									

		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	格納容器ベント判断										
		5分 格納容器ベント										
格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	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									

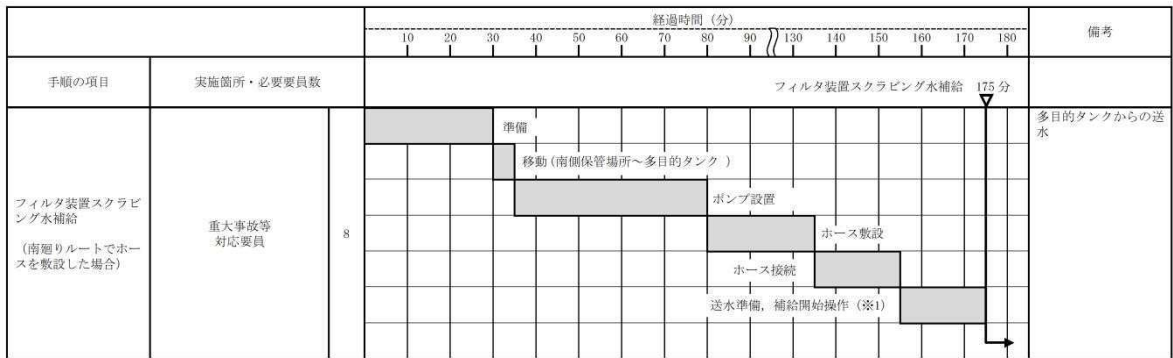
第1.5-4図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑥, ⑬	フィルタ ベント 装置補給水ライン元弁

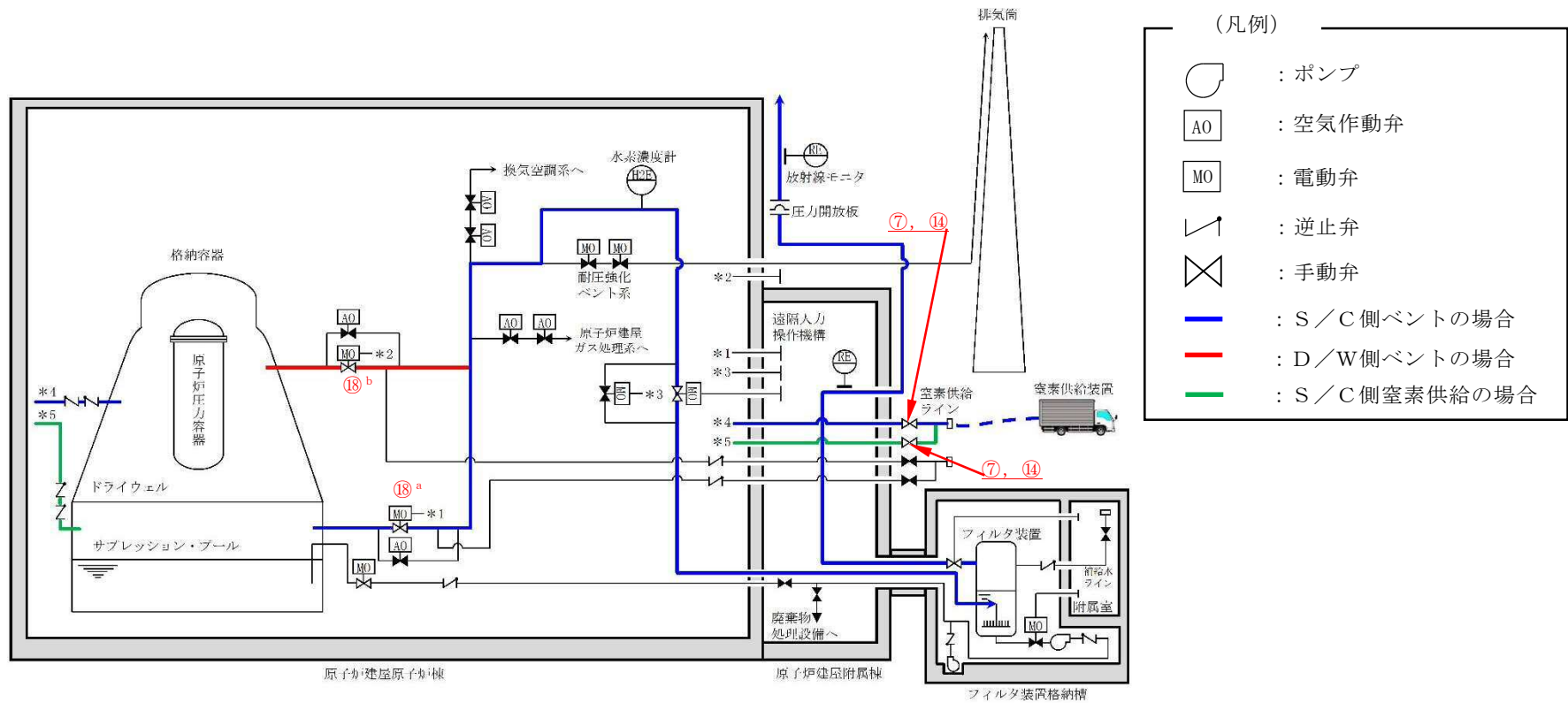
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.5-5図 フィルタ装置スクラビング水補給 概要図



※1：西廻りルートでホースを敷設した場合，フィルタ装置スクラビング水補給開始まで130分以内と想定する。

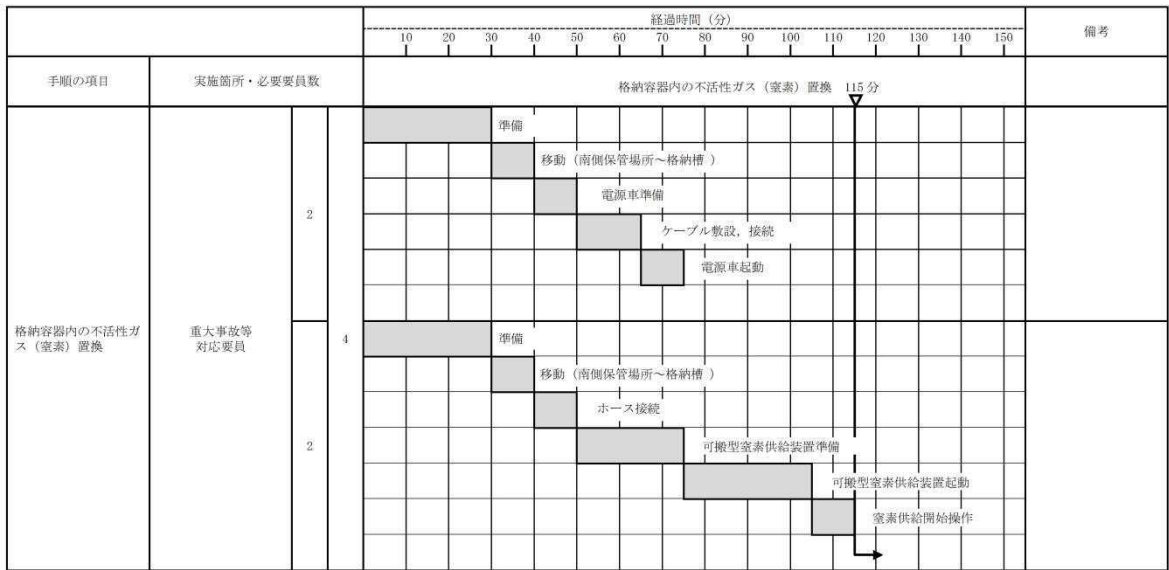
第1.5-6図 フィルタ装置スクラビング水補給 タイムチャート



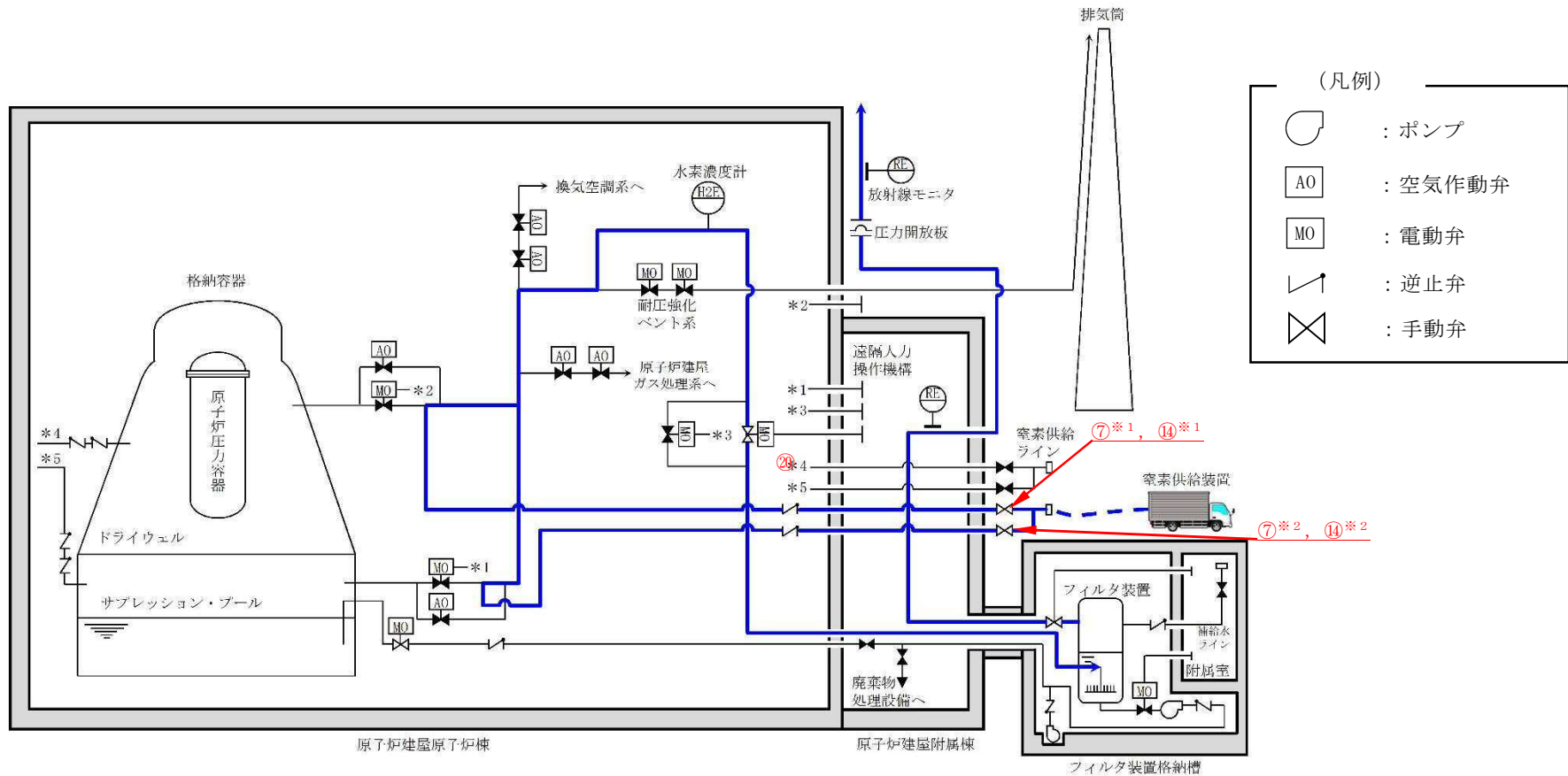
操作手順	弁名称
⑦, ⑭	窒素ガス補給弁 (D/W側又はS/C側)
⑱ ^a	一次隔離弁 (S/C側)
⑱ ^b	一次隔離弁 (D/W側)

記載例 ① : 操作手順番号を示す。
 a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。

第1.5-7図 格納容器内の不活性ガス（窒素）置換 概要図



第 1.5-8 図 格納容器内の不活性ガス (窒素) 置換 タイムチャート

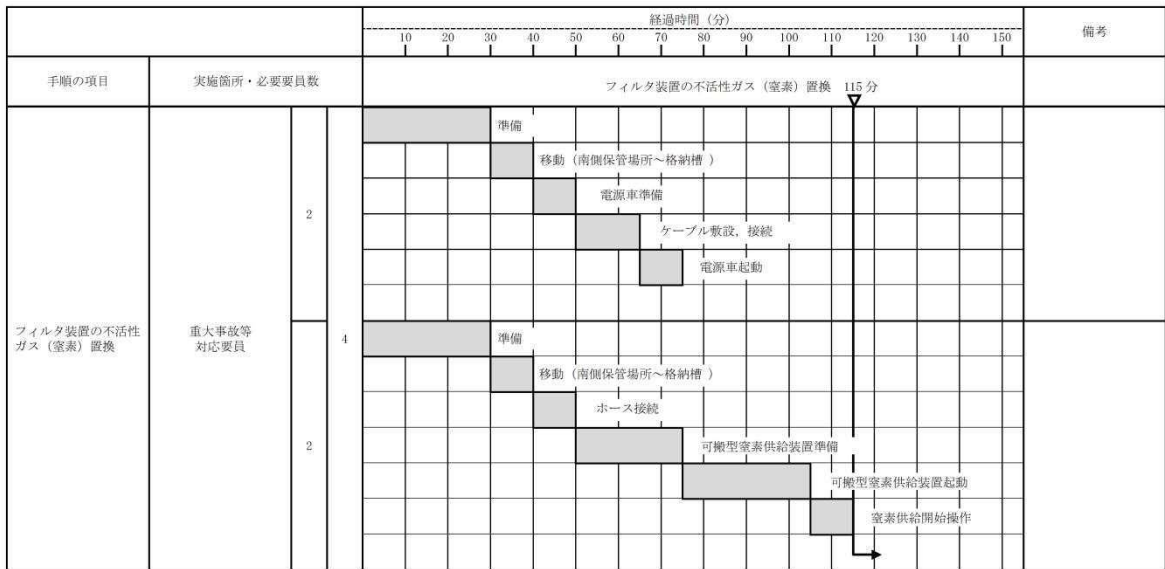


操作手順	弁名称
⑦※1, ※2, ⑭※1, ※2	フィルタ ペント 装置窒素供給ライン元弁
⑳	二次隔離弁

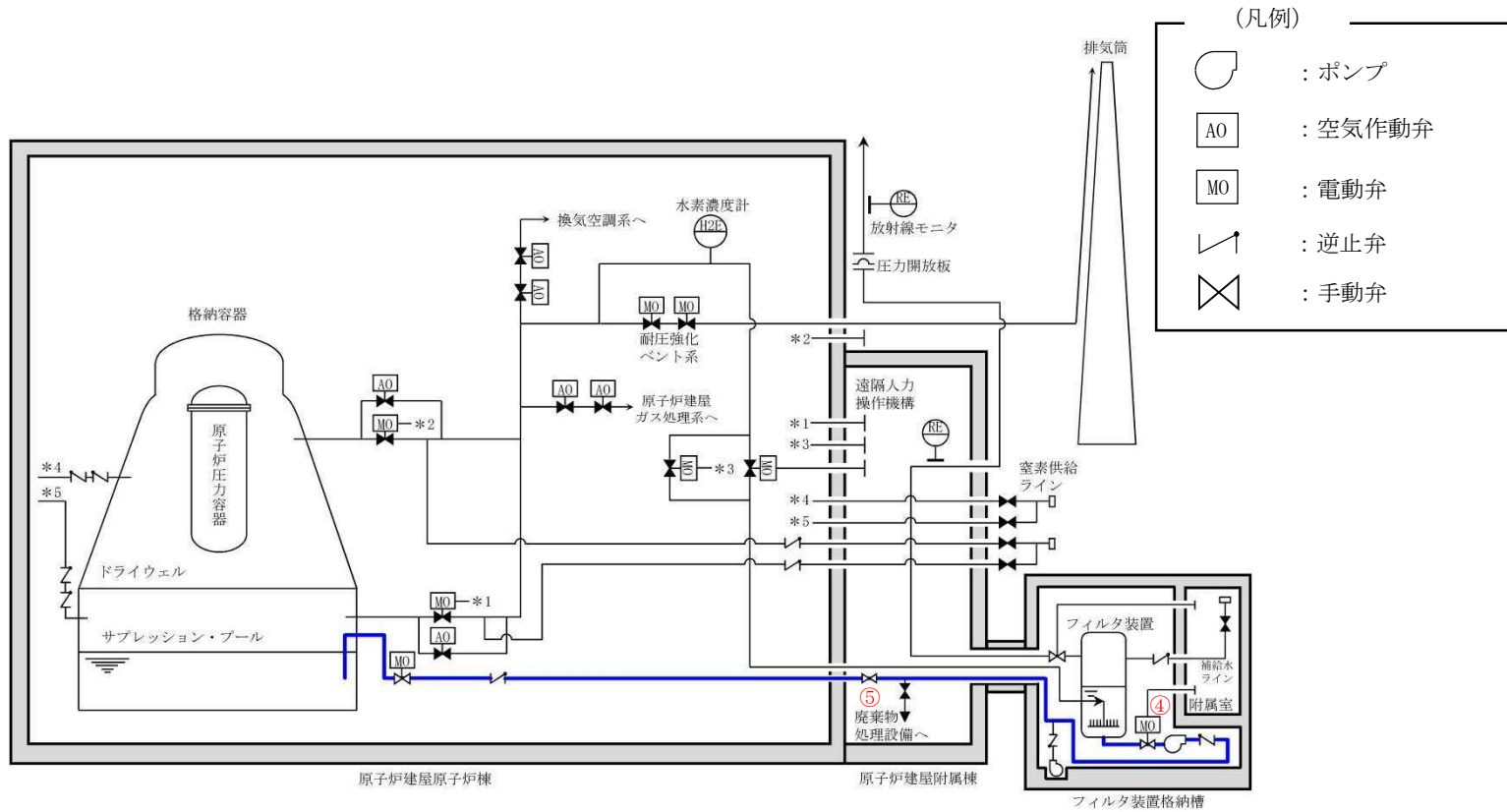
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。






第 1.5-9 図 フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換 概要図



第1.5-10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



(凡例)

-  : ポンプ
-  : 空気作動弁
-  : 電動弁
-  : 逆止弁
-  : 手動弁

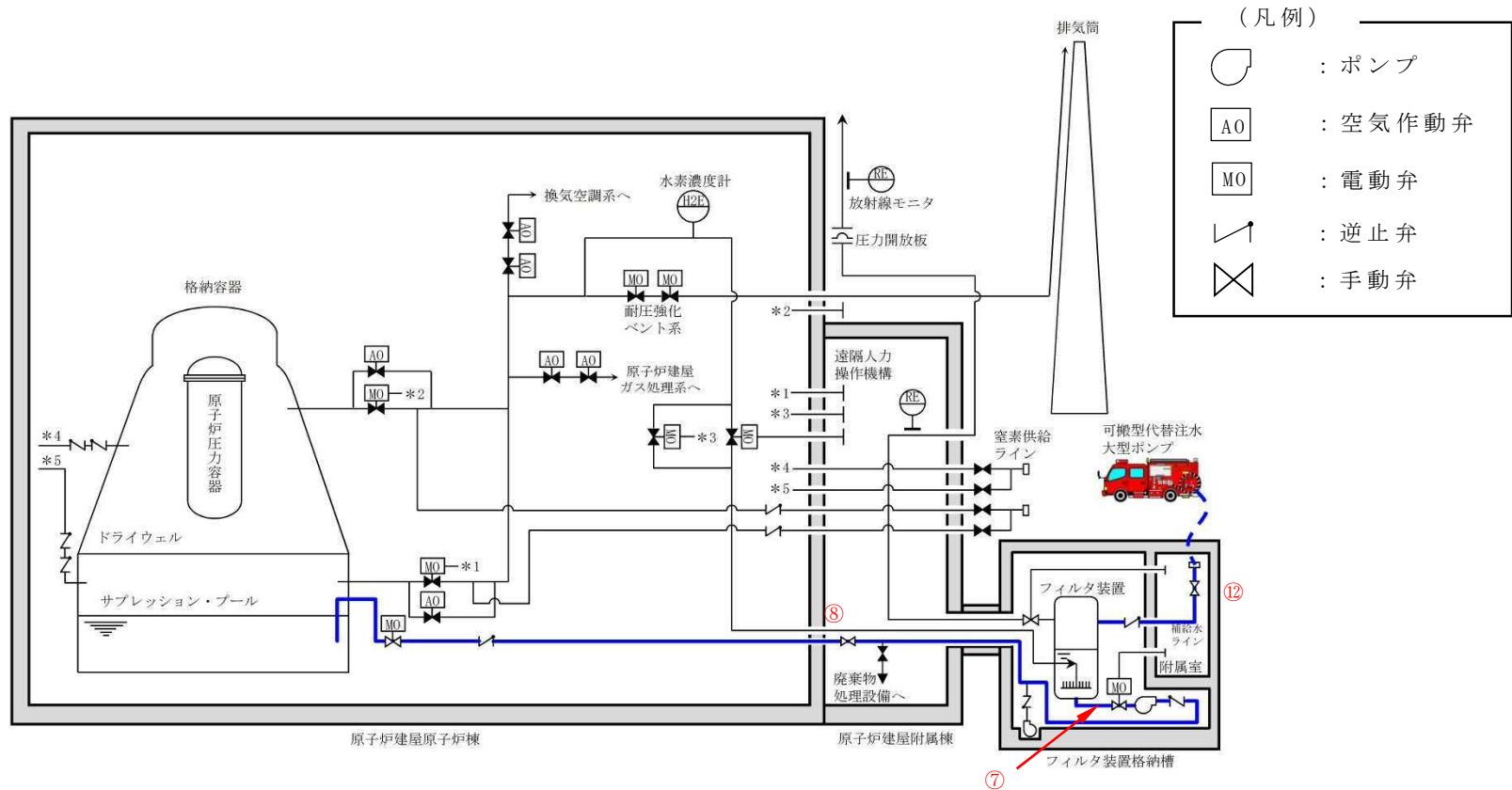
操作手順	弁名称
④	フィルタベント装置移送ライン止め弁
⑤	フィルタベント装置ドレン移送ライン切替え弁 (S/C側)

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.5-11図 フィルタ装置スクラビング水移送 概要図

		経過時間 (分)															備考				
手順の項目	実施箇所・必要要員数	フィルタ装置スクラビング水移送 54分																			
フィルタ装置スクラ ビング水移送	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1																	起動操作		
	運転員等 (当直運転員) (現場)	2																	移動, 系統構成		

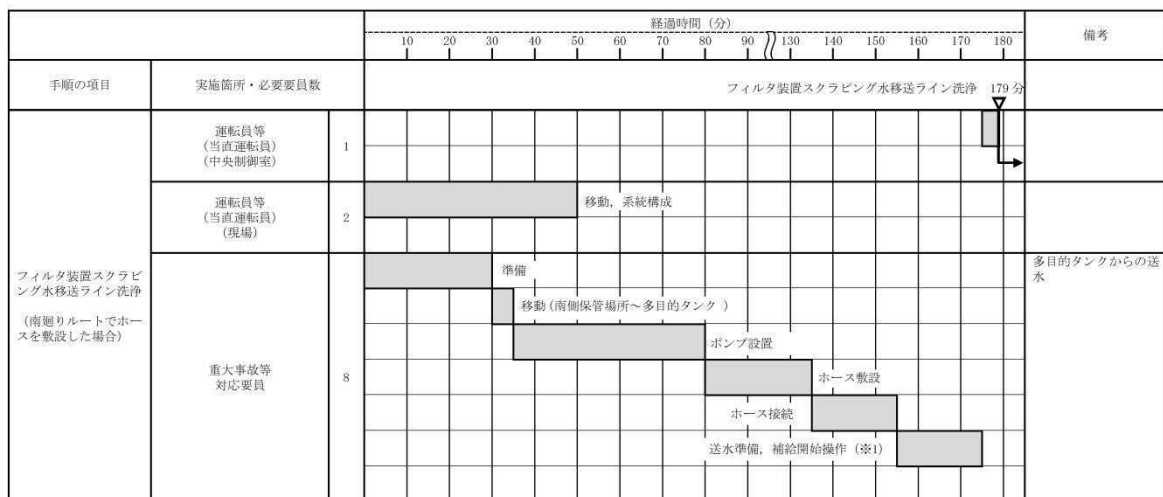
第1.5-12図 フィルタ装置スクラビング水移送 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑦	フィルタベント装置移送ライン止め弁
⑧	フィルタベント装置ドレン移送ライン切替え弁 (S/C側)
⑫	フィルタベント装置補給水ライン元弁

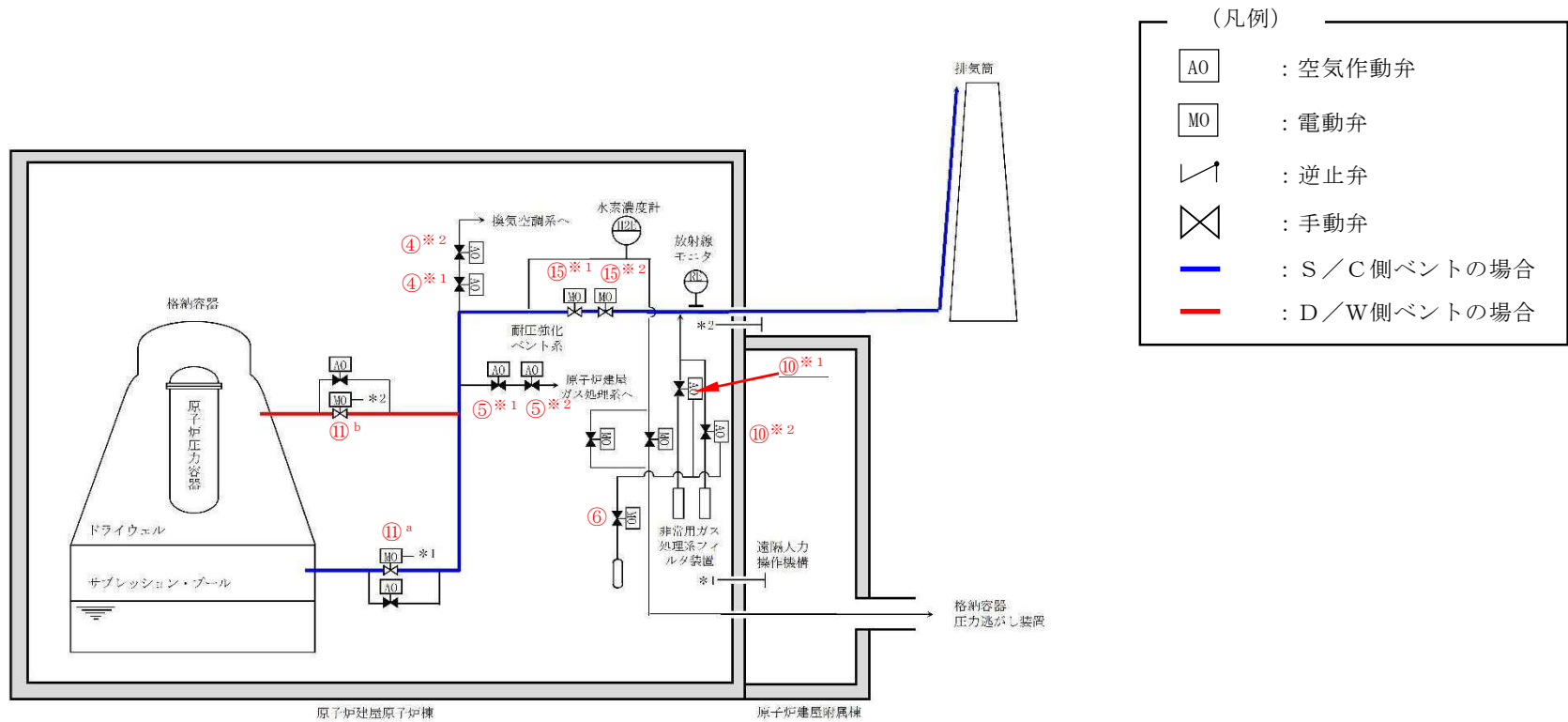
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第 1.5-13 図 フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄 概要図



※1：西廻りルートでホースを敷設した場合，フィルタ装置への送水開始まで130分以内と想定する。

第1.5-14図 フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄 タイムチャート



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④※1	換気空調系一次隔離弁	⑩※2	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁B
④※2	換気空調系二次隔離弁	⑪ ^a	一次隔離弁 (S/C側)
⑤※1	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	⑪ ^b	一次隔離弁 (D/W側)
⑤※2	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	⑮※1	耐圧強化ベント系一次隔離弁
⑥	バックアップ窒素供給弁	⑮※2	耐圧強化ベント系二次隔離弁
⑩※1	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁A		

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

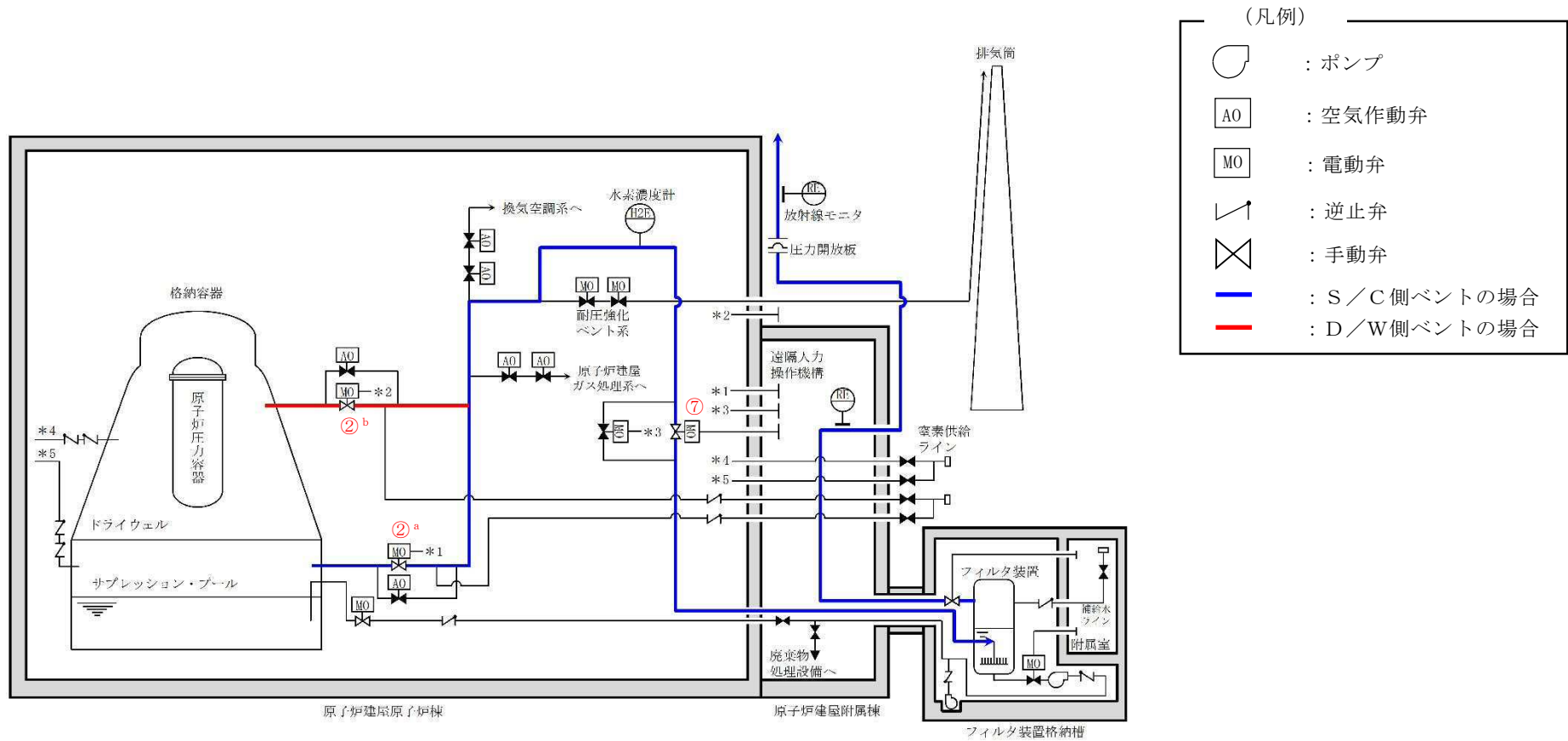
a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第 1.5-15 図 耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱 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	耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱 15分																				
耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	健全性確認		系統構成		一次隔離弁開操作		炉心健全確認		耐圧強化ベント開始操作											

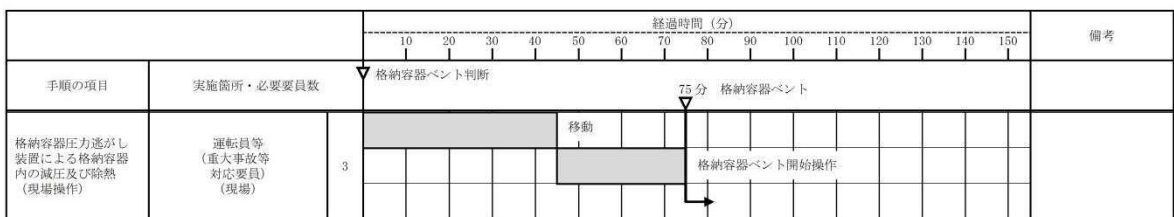
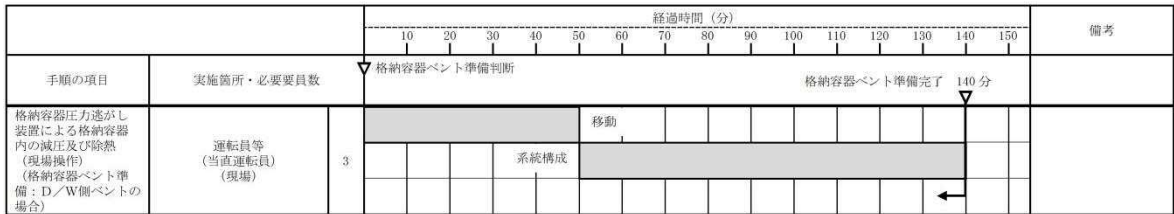
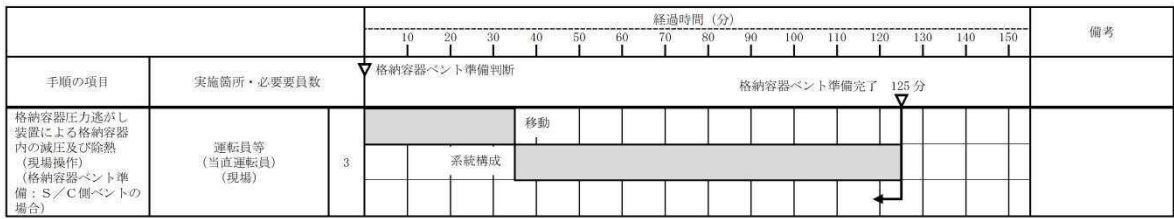
第1.5-16図 耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
② ^a	一次隔離弁 (S/C側)	⑦	二次隔離弁
② ^b	一次隔離弁 (D/W側)		

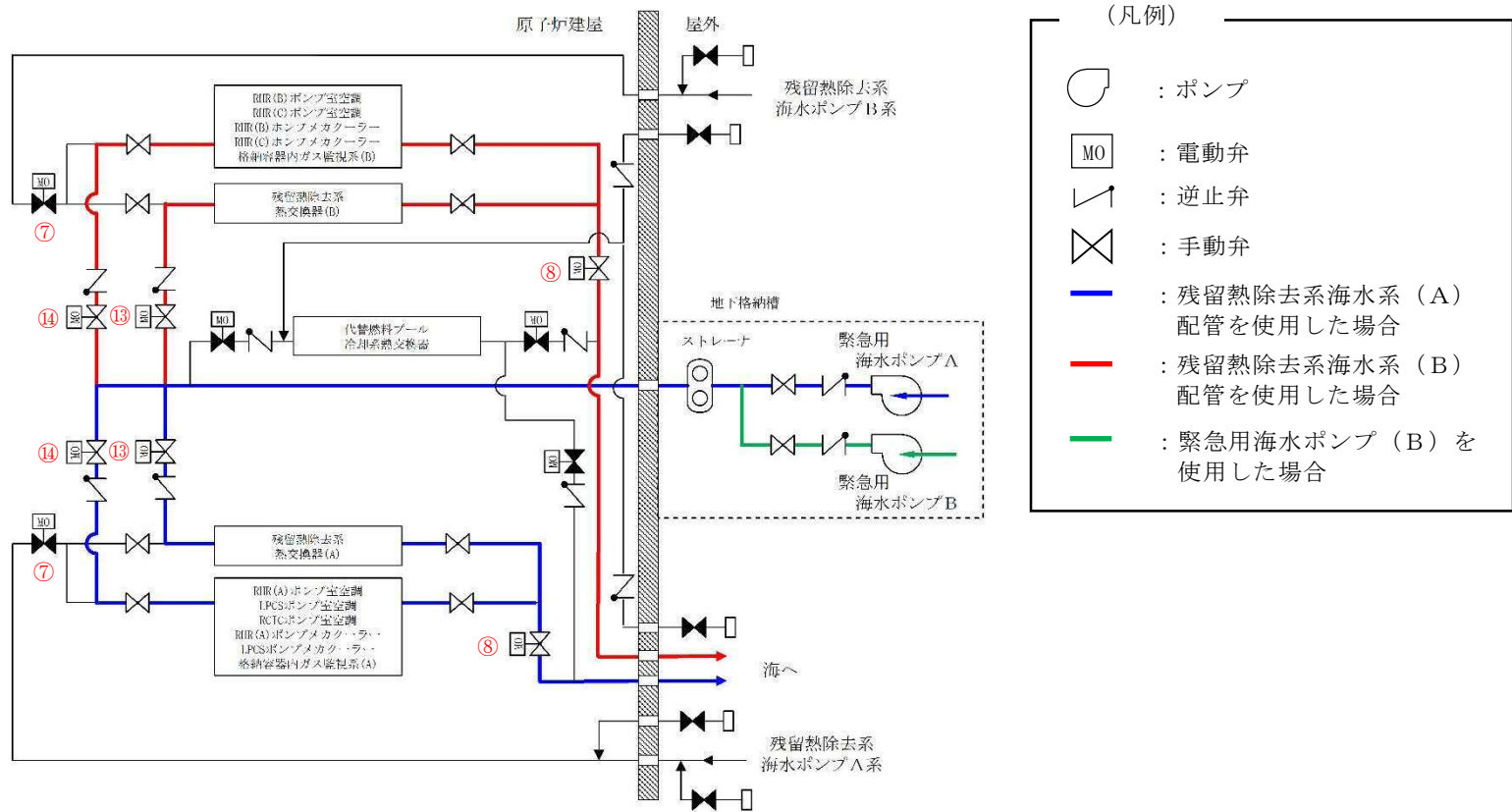
記載例 ① : 操作手順番号を示す。
 a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。

第 1.5-17 図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作) 概要図



第1.5-18図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱

(現場操作) タイムチャート



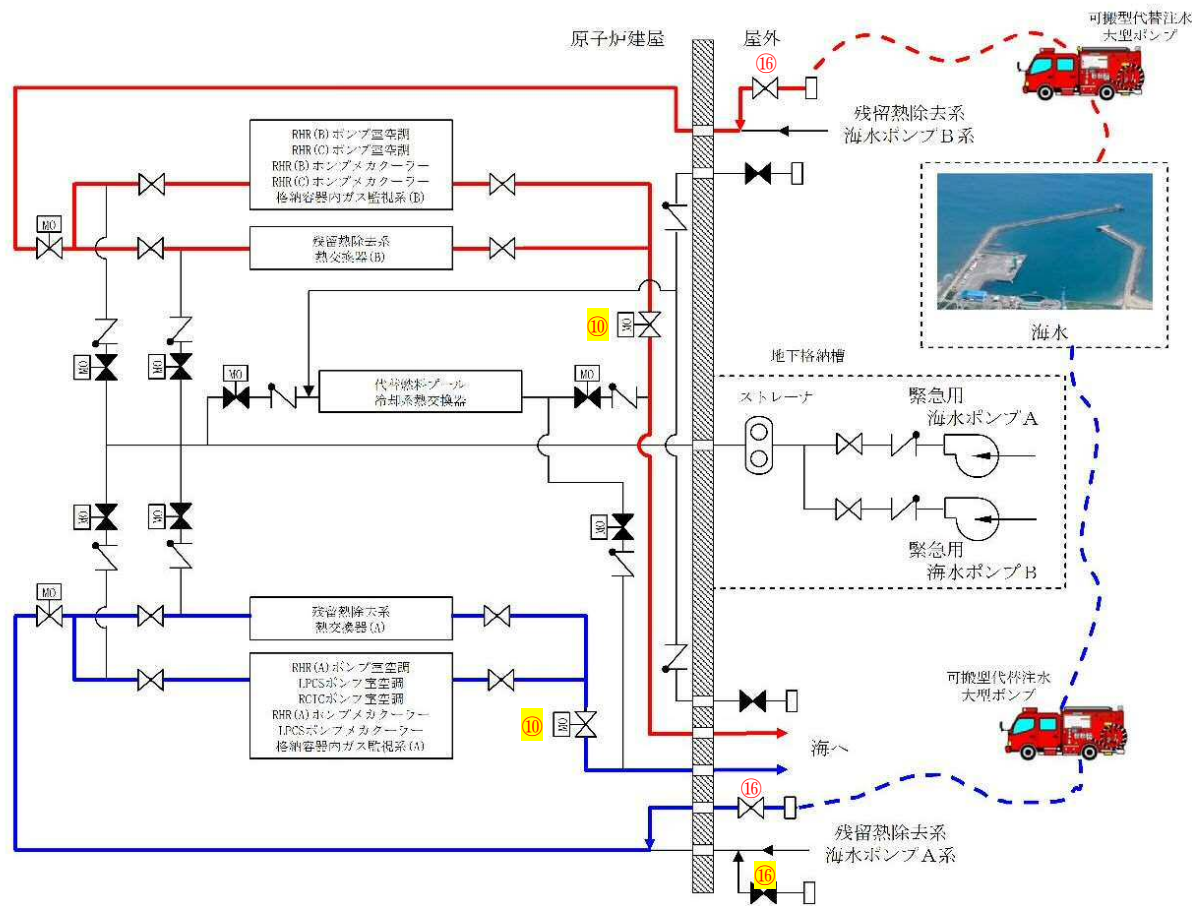
操作手順	弁名称
⑦	残留熱除去系—緊急用海水系系統分離弁 (A) 系又は残留熱除去系—緊急用海水系系統分離弁 (B) 系
⑧	残留熱除去系熱交換器 (A) 海水流量調整弁又は残留熱除去系熱交換器 (B) 海水流量調整弁
⑬	緊急用海水系RHR (A) 系熱交換器隔離弁又は緊急用海水系RHR (B) 系熱交換器隔離弁
⑭	緊急用海水系RHR (A) 系補機隔離弁又は緊急用海水系RHR (B) 系補機隔離弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.5-19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				
			緊急用海水系による冷却水の確保 20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)	1	準備															
			系統構成															
			冷却水供給開始操作															

第1.5-20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



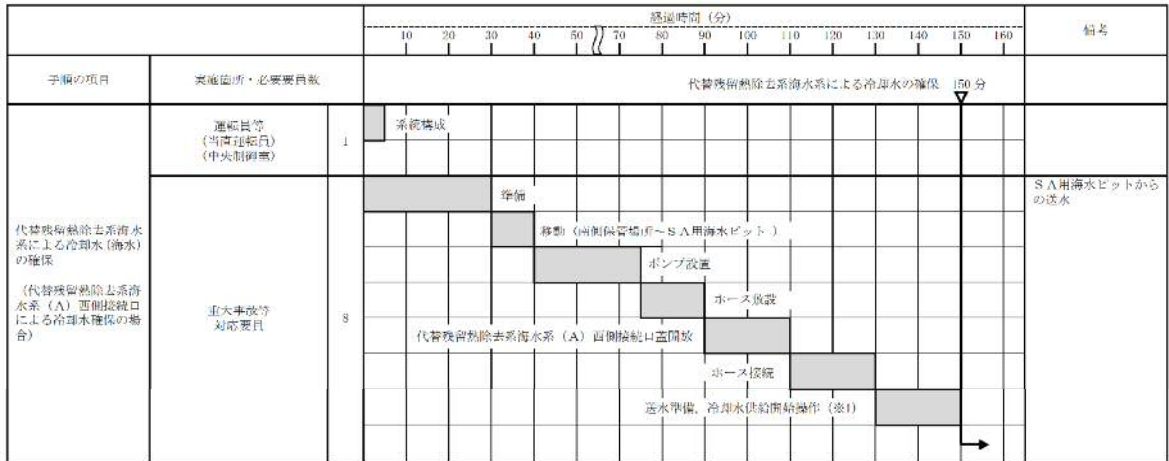
(凡例)

- : ポンプ
- : 電動弁
- : 逆止弁
- : 手動弁
- : 残留熱除去系海水系 (A) 配管を使用した場合
- : 残留熱除去系海水系 (B) 配管を使用した場合

操作手順	弁名称
⑩	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
⑯	代替残留熱除去系海水系 (A) 西側接続口、代替残留熱除去系海水系 (A) 東側接続口又は代替残留熱除去系海水系 (B) 東側接続口の弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.5-21 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

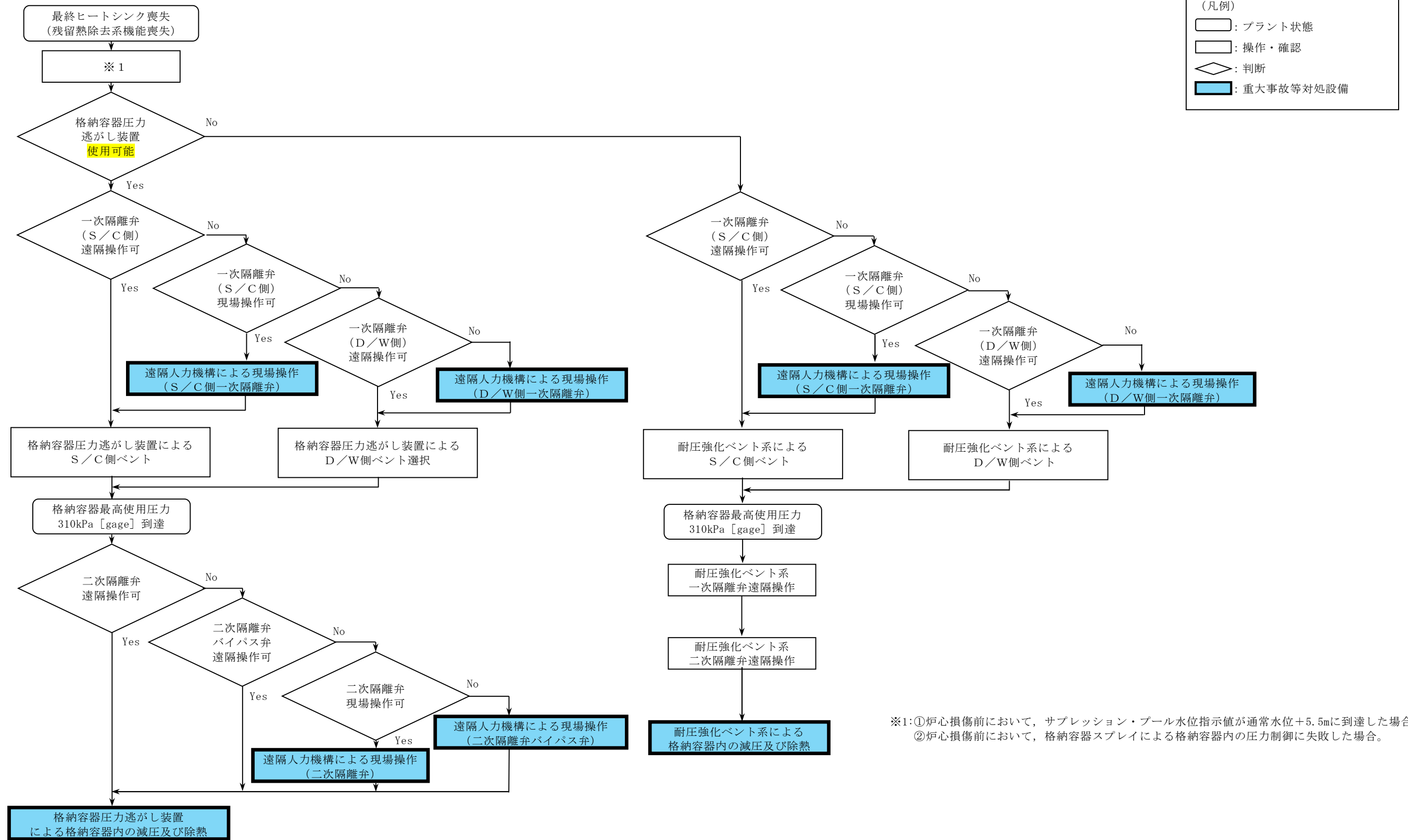


※1: 代替残留熱除去系海水系(A)東側接続口又は代替残留熱除去系海水系(B)東側接続口への送水の場合、代替残留熱除去系海水系による冷却水確保開始まで135分以内と想定する。

第1.5-22図 代替残留熱除去系海水系による冷却水(海水)の確保

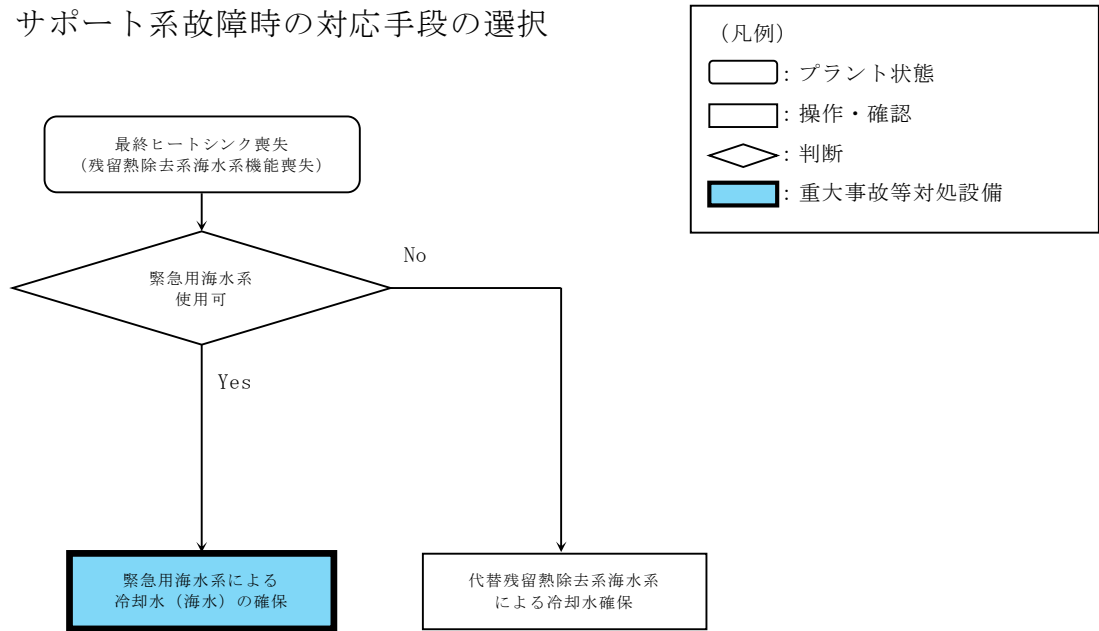
タイムチャート

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



第1.5-23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1.5-23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（1/6）

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 ⑤ ⑥
		<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 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） による原子炉除熱	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ	既設	① ③			
	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				
	原子炉圧力容器	既設				
	残留熱除去系配管・弁	既設				
	再循環系配管・弁	既設				
	非常用交流電源設備	既設				
	燃料補給設備	既設				
残留熱除去系（サブプレッション・プール） によるサブプレッション・プールの冷却	サブプレッション・プール	既設	① ③	-	-	-
	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				
	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				
	格納容器	既設				
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設				
	非常用交流電源設備	既設				
	燃料補給設備	既設				
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系） による格納容器内の冷却	サブプレッション・プール	既設	① ③			
	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ	既設				
	残留熱除去系熱交換器	既設				
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				
	格納容器	既設				
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ	既設				
	非常用交流電源設備	既設				
	燃料補給設備	既設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3/6）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備				自主対策設備		
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
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	-	-	-
	残留熱除去系熱交換器	既設				
	貯留堰	新設				
	取水路	既設				
	残留熱除去系海水系配管・弁・海水ストレーナ	既設				
	非常用交流電源設備	既設				
	燃料補給設備	既設				
格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦	-	-	-
	圧力解放板	新設				
	可搬型室素供給装置	新設				
	フィルタ装置遮蔽	新設				
	配管遮蔽	新設				
	二次隔離弁操作室遮蔽	新設				
	二次隔離弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）	新設				
	二次隔離弁操作室空気ポンベユニット（配管・弁）	新設				
	移送ポンプ	新設				
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設				
	不活性ガス系配管・弁	既設				
	耐圧強化ベント系配管・弁	新設				
	格納容器圧力逃がし装置配管・弁	新設				
	格納容器	既設				
	真空破壊弁（S/C→D/W）	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				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
燃料補給設備	新設					

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/6）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱	不活性ガス系配管・弁	新設 既設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	-	-	-
	耐圧強化ベント系配管・弁	新設 既設				
	原子炉建屋ガス処理系配管・弁	既設				
	格納容器	既設				
	真空破壊弁（S/C→D/W）	既設				
	非常用ガス処理系排気筒	既設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	燃料補給設備	新設				
遠隔人力操作機構による現場操作 格納容器圧力逃がし装置の	遠隔人力操作機構	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦	-	-	-
	-	-				

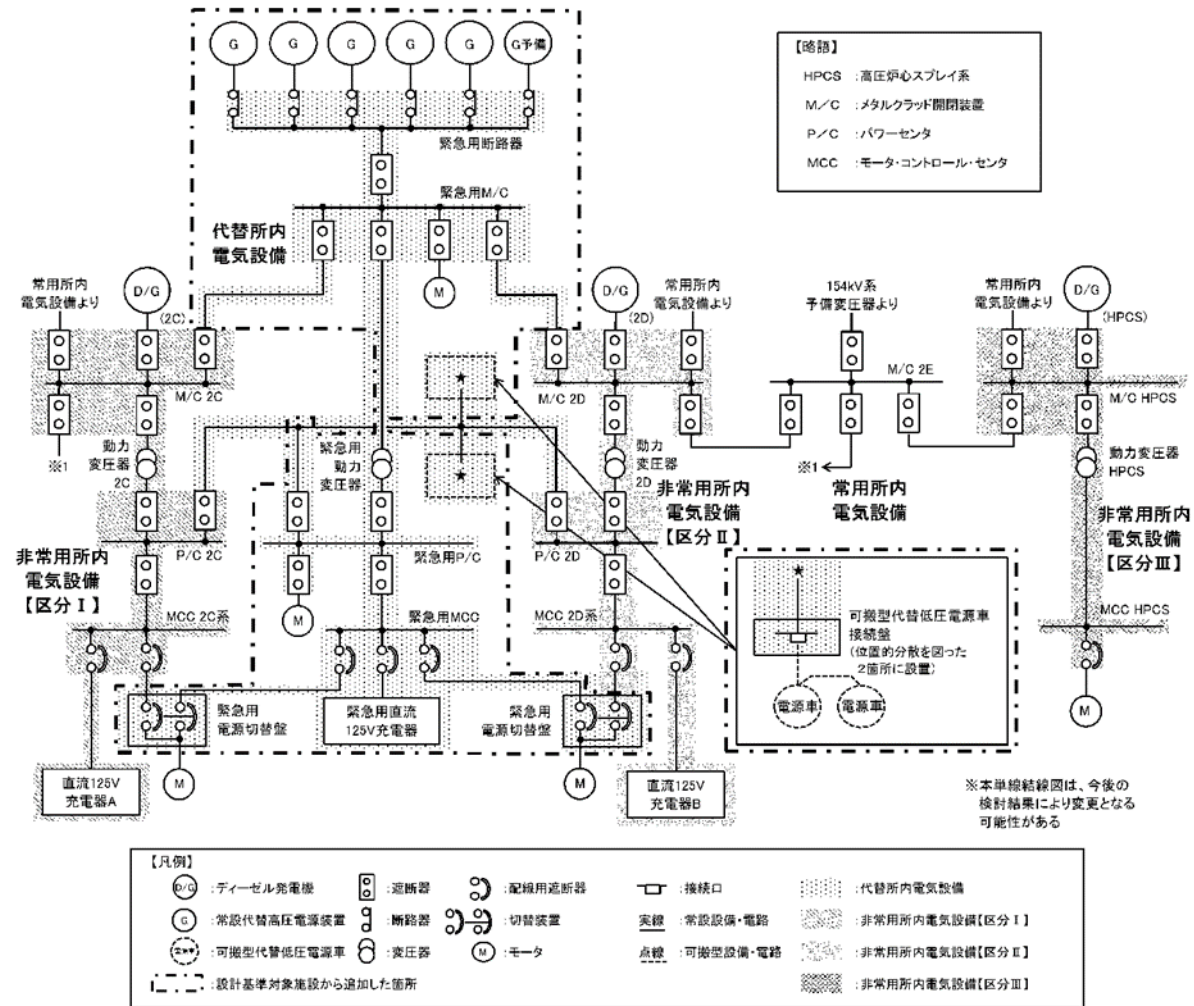
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5/6）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

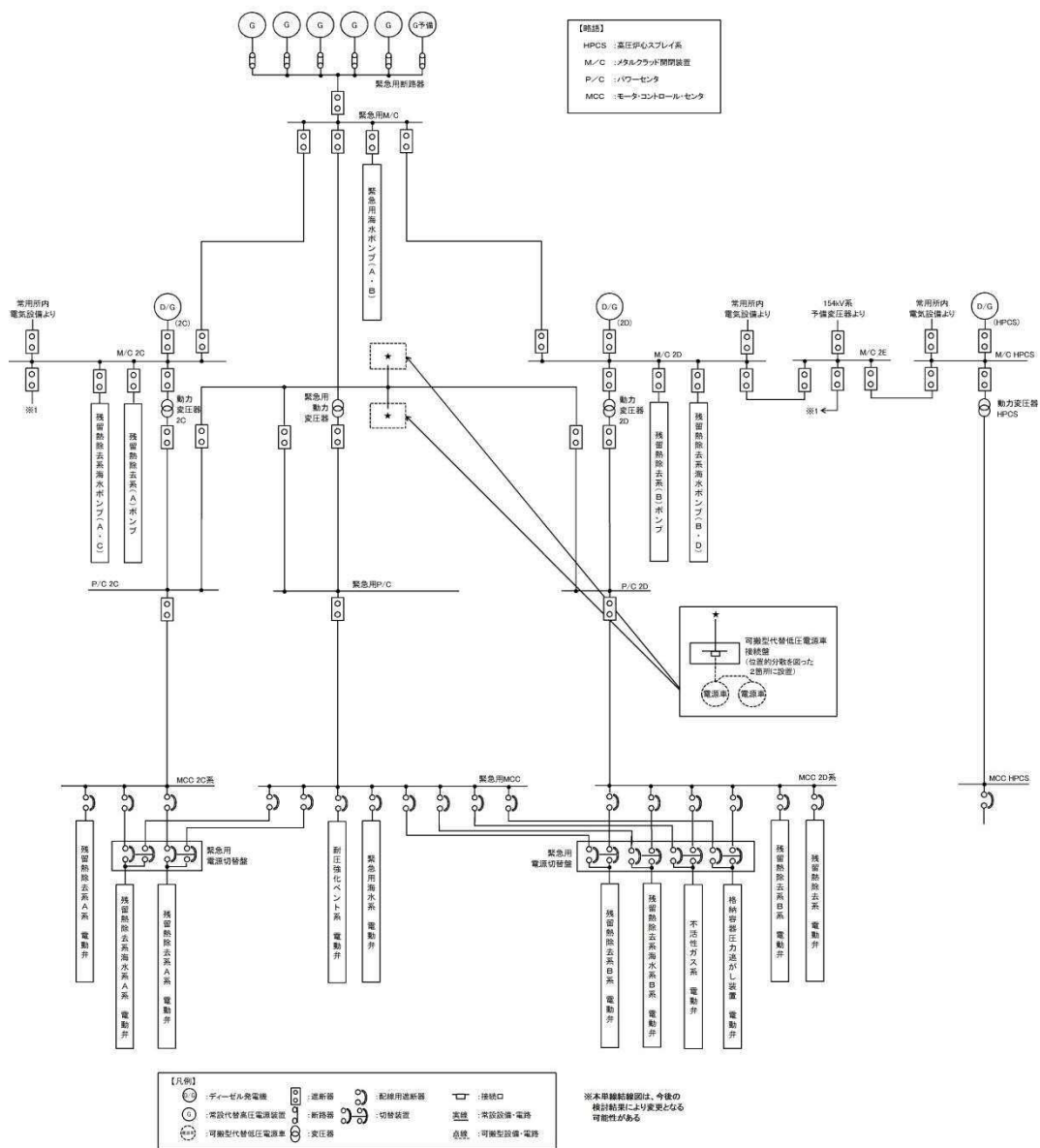
重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
緊急用海水系による除熱	緊急用海水ポンプ	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	-	代替残留熱除去系海水系による除熱	残留熱除去系熱交換器
	緊急用海水ストレーナ	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
	残留熱除去系熱交換器	既設				残留熱除去系海水系配管・弁
	緊急用海水系配管・弁	新設				S A用海水ビット取水塔
	残留熱除去系海水系配管・弁	既設				海水引込み管
	緊急用海水ポンプビット	新設				S A用海水ビット
	海水引込み管	新設				常設代替交流電源設備
	S A用海水ビット取水塔	新設				燃料補給設備
	緊急用海水ポンプビット	新設			-	-
	常設代替交流電源設備	新設			-	-
	燃料補給設備	新設			-	-

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6／6）

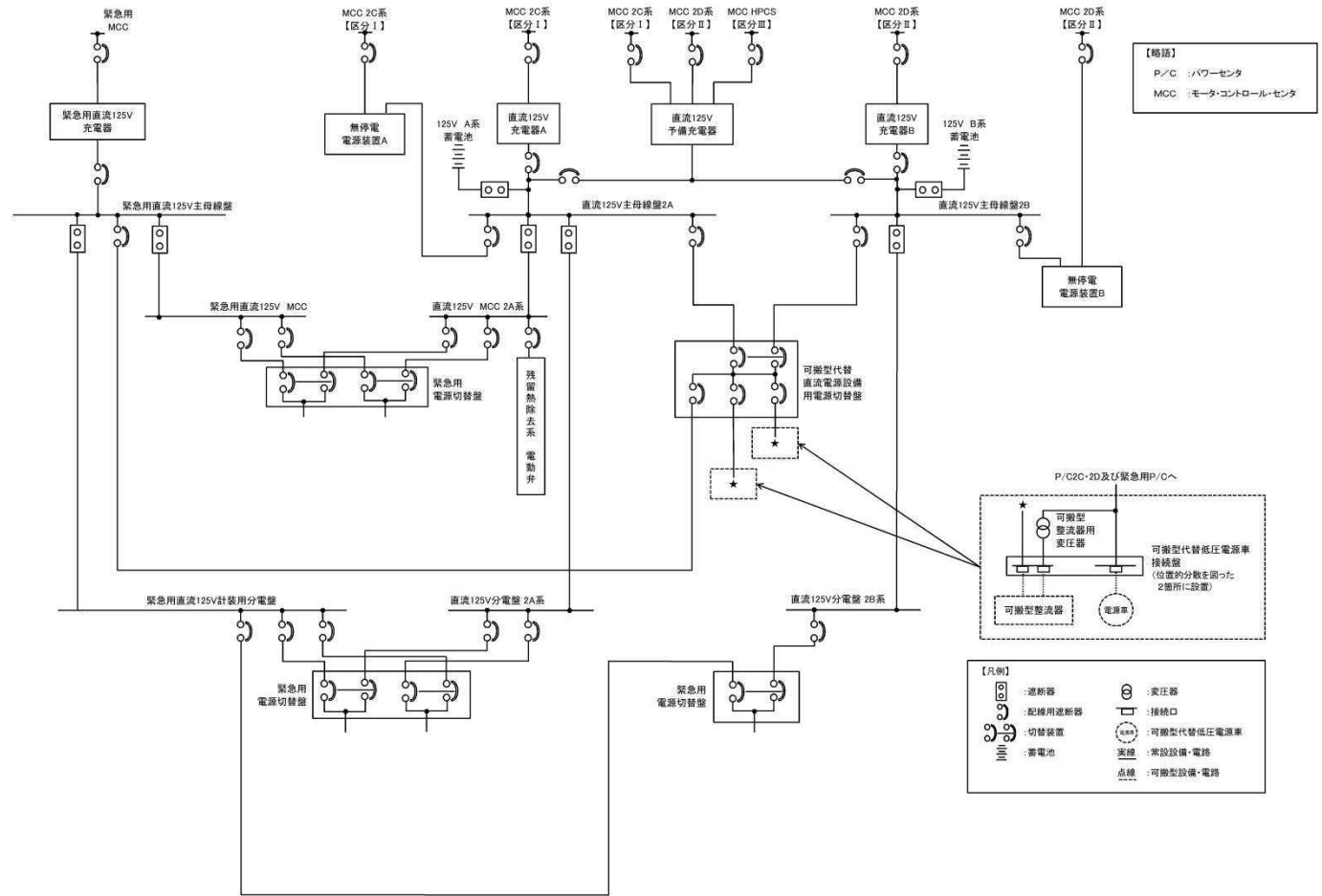
技術的能力審査基準（1.5）	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）ポンプ及び残留熱除去系海水系が有する最終ヒートシンクへ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】</p> <p>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</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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>



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3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. 格納容器圧力逃がし装置による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による現場操作による格納容器ベント

a. 操作概要

格納容器内の減圧及び除熱を格納容器圧力逃がし装置を使用して行う。中央制御室から遠隔にて格納容器圧力逃がし装置の操作ができない場合に、遠隔人力操作機構により操作を実施する。

b. 作業場所

一次隔離弁（S/C側）：原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）

一次隔離弁（D/W側）：原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）

二次隔離弁：原子炉建屋廃棄物処理棟（二次格納施設外）

二次隔離弁バイパス弁：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による格納容器内の除熱及び減圧に必要な要員数、所要時間のうち、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3名，重大事故等対応要員3名）

所要時間目安（当該設備は，設置未完のため実績時間なし）

一次隔離弁（S/C側）：格納容器ベント準備を判断してから125分以内

一次隔離弁（D/W側）：格納容器ベント準備を判断してから140分以内

二次隔離弁：格納容器ベント判断から 75 分以内

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）を装備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、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：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

格納容器ベント操作時に想定されるフィルタ装置の水位変動に対し、フィルタ装置機能維持のため、フィルタ装置のスクラビング水補給を実施する。

b. 作業場所

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に必要な要員数（8名）、所要時間（175分以内）のうち、最長時間を要する多目的タンクから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 : 175分以内（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保する。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）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の結

合金具を使用して容易に接続可能とする。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）



放射線防護具装着による送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具装着による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

(3) 格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

a. 操作概要

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水素により系統内の水素濃度が上昇するため、系統内の水素濃度が可燃限界を超えないように窒素を供給する。

b. 作業場所

原子炉建屋付属棟東側屋外

c. 必要要員数及び操作時間

格納容器ベント停止時の格納容器内の不活性ガス（窒素）置換に必要な要員数、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（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備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

格納容器ベント停止後において、排気中に含まれる可燃性ガス及び水の放射線分解により発生する水素により系統内の水素濃度が上昇するため、系統内の水素濃度が可燃限界を超えないように窒素を供給する。

b. 作業場所

原子炉建屋付属棟東側屋外

c. 必要要員数及び操作時間

格納容器ベント停止時のフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換に必要な要員数、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（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備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. 操作概要

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プレッション・プールへの移送を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟（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必要な要員数（3名）、所要時間（54分以内）のうち、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2名）

所要時間目安：50分以内（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

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

(6) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄

a. フィルタ装置スクラビング水移送ライン系統構成

(a) 操作概要

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、スクラビング水移送ラインの洗浄を実施する。

(b) 作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟（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ライン洗浄に必要な要員数（11名）、所要時間（179分以内）のうち、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2名）

所要時間目安：50分以内（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

(d) 操作の成立性について

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

b. 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移送ライン洗浄

(a) 操作概要

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、スクラビング水移送ラインの洗浄を実施する。

(b) 作業場所

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に必要な要員数（11名），所要時間（179分以内）のうち，最長時間を要する取水箇所から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：175分以内（当該設備は，設置未完のため実績時間なし）

(d) 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の

結合金具を使用して容易に接続可能とする。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. 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

(1) 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り残留熱除去系海水系へ冷却水の供給を行う。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋付属棟東側及び西側周辺，取水箇所（S A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による冷却水確保に必要な要員数，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（当該設備は，設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備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)



放射線防護具装着による送水訓練
(ホース敷設)



放射線防護具装着による送水訓練
(水中ポンプユニット設置)

解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧 (1/2)

手順		判断基準記載内容	解釈
1.5.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)による 対応手順	(1) 残留熱除去系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(交流動力電源が健全である場合)	a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	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。
		(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	原子炉圧力容器温度で300℃以上
		(b) フィルタ装置スクラビング水補給	原子炉圧力容器温度で300℃以上
		(c) 格納容器内の不活性ガス(窒素)置換	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。
		(d) フィルタ装置内の不活性ガス(窒素)置換	原子炉圧力容器温度で300℃以上
		(e) フィルタ装置スクラビング水移送	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。
		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格納容器内の除熱が必要な場合。	—
		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。	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。
		原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度で300℃以上
		フィルタ装置水位指示値が1,500mmを下回ると判断した場合。	フィルタ装置水位指示値が1,500mmを下回ると判断した場合。
		残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能が確保され、格納容器ベント弁を閉とすることが可能な場合。	—
		格納容器内の不活性ガス(窒素)置換が終了した場合。	—
		フィルタ装置内の不活性ガス(窒素)置換により、スクラビング水の温度が低下した場合において、フィルタ装置水位が確保されている場合。	—

1. 判断基準の解釈一覧 (2/2)

手順		判断基準記載内容		解釈
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（交流動力電源が健全である場合）	(f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄	フィルタ装置スクラビング水の移送が完了した場合。	—
		b. 耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱	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。	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。
			原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度で300℃以上
	(2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源が喪失した場合）	a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	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。	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。
			原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度で300℃以上
		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	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が機能喪失し、緊急用海水系が使用できない場合。			—

2. 操作手順の解釈一覧 (1/4)

手順		操作手順記載内容		解釈	
1.5.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)による 対応手順	(1) 残留熱除去系海水系による冷却水(海水)の確保	-	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	-	
			残留熱除去系海水系系統流量の流量上昇	残留熱除去系海水系系統流量指示値が1,772m ³ /h以上に上昇	
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(交流動力電源が健全である場合)	a. 格納容器圧力逃がし装置による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格納容器内の減圧及び除熱	換気空調系一次隔離弁 換気空調系二次隔離弁	-	
			原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁 原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	-	
			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	-	
			一次隔離弁 (S/C側)	-	
			一次隔離弁 (D/W側)	-	
			サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5m	サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5m	
			格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] に到達	格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] に到達	
			二次隔離弁	-	
			二次隔離弁バイパス弁	-	
			格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以下	格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以下	
			格納容器内温度指示値が200℃以下	格納容器内温度指示値が200℃以下	
			格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満	格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満	
			(b) フィルタ装置スクラビング水補給	フィルタ ベント 装置補給水ライン元弁	-
				フィルタ装置水位指示値が通常値	-

2. 操作手順の解釈一覧 (2/4)

手順		操作手順記載内容	解釈		
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(交流動力 電源が健全である 場合)	(c) 格納容器内の不活 性ガス(窒素)置 換	窒素ガス補給弁(D/W側又はS/C側)	—	
			格納容器内水素濃度及び酸素濃度指示値が許容濃度未満 まで低下	—	
			一次隔離弁(S/C側)	—	
			一次隔離弁(D/W側)	—	
		(d) フィルタ装置内の 不活性ガス(窒 素)置換	フィルタベント装置窒素供給ライン元弁	—	
			フィルタ装置スクラビング水温度指示値が50℃以下	フィルタ装置スクラビング水温度指示値が 50℃以下	
			二次隔離弁	—	
		(e) フィルタ装置スク ラビング水移送	二次隔離弁バイパス弁	—	
			フィルタベント装置移送ライン止め弁	—	
			フィルタベント装置ドレン移送ライン切替え弁(S/C 側)	—	
		(f) フィルタ装置スク ラビング水移送ラ イン洗浄	フィルタ装置水位指示値が約180mmまで低下	フィルタ装置水位指示値が約180mmまで低 下	
			フィルタベント装置移送ライン止め弁	—	
			フィルタベント装置ドレン移送ライン切替え弁(S/C 側)	—	
			フィルタベント装置補給水ライン元弁	—	
		b. 耐圧強化ベント系 による格納容器内 の減圧及び除熱	フィルタ装置水位指示値が約180mmまで低下	フィルタ装置水位指示値が約180mmまで低 下	
			換気空調系一次隔離弁 換気空調系二次隔離弁	—	
			原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁 原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	—	
			計器用空気系系統圧力指示値が0.52MPa [gage] 以下	計器用空気系系統圧力指示値が0.52MPa [gage] 以下	
				バックアップ窒素供給弁	—

2. 操作手順の解釈一覧 (3/4)

手順		操作手順記載内容	解釈
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 (交流動力 電源が健全である 場合)	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 A 非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 B	—
		一次隔離弁 (S/C側)	—
		一次隔離弁 (D/W側)	—
		格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] に到達	格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] に 到達
		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	—
		格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以下	格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以 下
		格納容器温度指示値が200℃以下	格納容器温度指示値が200℃以下
		格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満	格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満
	(2) 最終ヒートシンク (大気) への代替 熱輸送 (全交流動 力電源喪失の場 合)	一次隔離弁 (S/C側)	—
		一次隔離弁 (D/W側)	—
		サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5m	サブプレッション・プール水位指示値が通常 水位+6.5m
		格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] に到達	格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] に 到達
		二次隔離弁	—
		二次隔離弁バイパス弁	—
		格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以下	格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以 下
		格納容器温度指示値が200℃以下	格納容器温度指示値が200℃以下
格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満	格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満		

2. 操作手順の解釈一覧 (4/4)

手順		操作手順記載内容	解釈	
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-緊急用海水系系統分離弁(A)系 残留熱除去系-緊急用海水系系統分離弁(B)系	-
			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	-
			緊急用海水系RHR(A)系熱交換器隔離弁 緊急用海水系RHR(B)系熱交換器隔離弁	-
			緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)の流量上昇	緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)指示値が $600\text{m}^3/\text{h}$ 以上
			緊急用海水系RHR(A)系補機隔離弁 緊急用海水系RHR(B)系補機隔離弁	-
			緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)の流量上昇	緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)指示値が $26\text{m}^3/\text{h}$ 以上
		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	-
			残留熱除去系海水系系統流量の流量上昇	残留熱除去系海水系系統流量指示値が $690\text{m}^3/\text{h}$ 以上に上昇

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

< 目 次 >

1.6.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

b. 炉心の著しい損傷防止のため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) 代替格納容器スプレイ

ii) ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

iii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i) 復旧

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 格納容器破損を防止するための対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i) 代替格納容器スプレイ

ii) ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

iii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i) 復旧

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

d. 手順等

1.6.2 重大事故等時の手順

1.6.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

- (1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱
- (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 炉心の著しい損傷防止のための対応手順

- (1) フロントライン系故障時の対応手順
 - a. 代替格納容器スプレイ
 - (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却
 - (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）
 - (c) 代替循環冷却系による格納容器内の除熱
 - (d) 消火系による格納容器内の冷却
 - (e) 補給水系による格納容器内の冷却
 - b. ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱
 - (a) ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱
 - c. 重大事故等時の対応手段の選択
- (2) サポート系故障時の対応手順
 - a. 復旧
 - (a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱
 - (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
 - b. 重大事故等時の対応手段の選択

1.6.2.3 格納容器破損を防止するための対応手順

- (1) フロントライン系故障時の対応手順
 - a. 代替格納容器スプレイ

- (a) 代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器内の冷却
- (b) 代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却
（淡水／海水）
- (c) 代替循環冷却系による格納容器内の除熱
- (d) 消火系による格納容器内の冷却
- (e) 補給水系による格納容器内の冷却
- b. ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱
 - (a) ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱
- c. 重大事故等時の対応手段の選択
- (2) サポート系故障時の対応手順
 - a. 復旧
 - (a) 残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）復旧後の格納容器内の除熱
 - (b) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱
 - b. 重大事故等時の対応手段の選択

1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.6.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.6.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.6.3 重大事故対策の成立性

1. 代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）
 - (1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）
 - (2) 系統構成

2. 消火系による格納容器内の冷却

(1) 系統構成

3. 補給水系による格納容器内の冷却

(1) 系統構成

添付資料1.6.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

2. 操作手順の解釈一覧

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

【要求事項】

- 1 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原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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。
- 2 発電用原子炉設置者は、炉心の著しい損傷が発生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、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させ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 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させ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) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等

- a) 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。

(2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等

- a) 炉心の著しい損傷が発生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、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容

器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること。

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内の冷却機能は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱機能である。

この機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備を整備する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる対処設備を整備する。

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.6.1 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、格納容器内の圧力及び温度を低下させる必要がある。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる必要がある。格納容器内を冷却し、放射性物質の濃度を低下させるための設計基準事故対処設備として、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）ポンプ及びサブプレッション・プールを設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下

「機能喪失原因対策分析」という。) 上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。(第1.6-1図)

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

※1 重大事故等対処設備(設計基準拡張)

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

※2 自主対策設備

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準(以下「審査基準」という。)だけでなく、設置許可基準規則第四十九条及び技術基準規則第六十四条(以下「基準規則」という。)の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系)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、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。

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1.6-1表に整理する。

a. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系又はサプレッション・プール冷却系）が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）による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（格納容器スプレー冷却系）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（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・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（サプレッション・プール冷却系）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

b. 炉心の著しい損傷防止のため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) 代替格納容器スプレー

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、代替格納

容器スプレイ冷却系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系により格納容器内を冷却する手段がある。

(i) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却
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) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却
で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・代替淡水貯槽

(iii) 代替循環冷却系による格納容器内の除熱

代替循環冷却系による格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。なお，代替循環冷却系は格納容器からの除熱及び原子炉内の崩壊熱除去を目的とした設備である。

- ・代替循環冷却系ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器（A）
- ・サブプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

(iv) 消火系による格納容器内の冷却

消火系による格納容器内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) 補給水系による格納容器内の冷却

補給水系による格納容器内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) ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失し、さらに代替格納容器スプレイができない場合において、ドライウェル内ガス冷却装置により格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する手段がある。なお、ドライウェル内ガス冷却装置は、残留熱除去系及び代替格納容器スプレイによる格納容器スプレイを実施していない場合において、格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する手段としても使用可能である。

(i) ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ドライウェル内ガス冷却装置送風機
- ・ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル

iii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.6.1(2) b. (a) i) (i) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却」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。

「1.6.1(2) b. (a) i) (ii) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却」で使用する設備のうち，可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.6.1(2) b. (a) i) (iii) 代替循環冷却系による格納容器内の除熱」で使用する設備のうち，代替循環冷却系ポンプ，残留熱除去系熱交換器（A），サプレッション・プール及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.6.1(2) b. (a) i) (iii) 代替循環冷却系による格納容器内の除熱」で使用する設備のうち，残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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

（添付資料1.6.1）

以上の重大事故等対処設備により，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失した場合において，格納容器内を冷却することができる。

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

示す。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動，設置及び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，格納容器内を除熱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，格納容器内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，格納容器内を冷却する手段として有効である。

- ・ドライウエル内ガス冷却装置送風機及びドライウエル内ガス冷却装置冷却コイル

格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する設備であり，炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する十分な能力を確保していない。また，ドライウエル内ガス冷却装置送風機及びドライウエル内ガス冷却装置冷却コイルは耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，格納容器内への原子炉補機冷却水の通水及びドライウエル内ガス冷却装置送風機の起動が可能である場合，格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する手段として有効である。

また，ドライウエル内ガス冷却装置送風機が停止している場合においても，原子炉補機冷却水の通水を継続することによ

り、ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイルのコイル表面で蒸気を凝縮することが可能であり、格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和することが可能である。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

【全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は以下のとおり。】

i) 復旧

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）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により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給するとともに、残留熱除去系海水ポンプ、緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプで冷却水を確保することにより、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）を復旧する手段がある。

また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）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には、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系で冷却水を確保することにより、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）を復旧する手段がある。

常設代替交流電源設備及び可搬型代替注水大型ポンプへ燃料を補給し、電源及び冷却水の供給を継続することにより、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）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（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内

の除熱

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の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（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ（海水冷却）
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・サブプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

全交流動力電源喪失時の対応手段及び設備は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

(ii) 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

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・プール水の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ（海水冷却）
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・サブプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

全交流動力電源喪失時の対応手段及び設備は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.6.1(2) b. (b) i) (i) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱」及び「1.6.1(2) b. (b) i) (ii) 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」で使用する設備のうち、サブプレッション・プール及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.6.1(2) b. (b) i) (i) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱」及び「1.6.1(2) b. (b) i) (ii) 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」で使用する設備のうち、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ（海水冷却）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ（海水冷却）、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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

（添付資料1.6.1）

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）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、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）を復旧して、格納容器内を除熱することができる。

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

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動、設置及び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（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）が使用可能であれば、格納容器内を除熱する手段として有効である。

- c. 格納容器破損を防止するための対応手段及び設備

- (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

- i) 代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失した場合に、格納容器の破損を防止するため代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系により格納容器内を冷却し、放射性物質の濃度を低下させる手段がある。

これらの対応手段で使用する設備は、「1.6.1(2) b. (a) i) 代替格納容器スプレイ」にて選定した対応手段及び設備と同様である。

- ii) ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失し、さらに代替格納容器スプレイができない場合に、ドライウェル内ガス冷却装置により格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する手段がある。なお、ドライウェル内ガス冷却装置は、残留熱除去系及び代替格納容器スプレイによる格納容器スプレイを実施していない場合において、格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する手段としても使用可能である。

この対応手段で使用する設備は、「1.6.1(2) b. (a) ii) ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱」にて選定した対応手段及び設備と同様である。

iii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.6.1(2) c. (a) i) 代替格納容器スプレイ」として使用する設備における、重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）の位置づけは、「1.6.1(2) b. (a) iii) 重大事故等対処設備と自主対策設備」と同様である。

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1.6.1)

以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内を冷却し、放射性物質の濃度を低下させることができる。

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

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動，設置及び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，格納容器内を除熱し，放射性物質の濃度を低下させ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，格納容器内を冷却し，放射性物質の濃度を低下させ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，格納容器内を冷却し，放射性物質の濃度を低下させる手段として有効である。

- ・ドライウエル内ガス冷却装置送風機及びドライウエル内ガス冷却装置冷却コイル

格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する設備であり，炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する十分な能力を確保していない。また，ドライウエル内ガス冷却装置送風機及びドライウエル内ガス冷却装置冷却コイルは耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが，格納容器内への原子炉補機冷却水の通水及びドライウエル内ガス冷却装置送風機の起動が可能である場合，格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する手段として有効である。

また，ドライウエル内ガス冷却装置送風機が停止している場

合においても、原子炉補機冷却水の通水を継続することにより、ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイルのコイル表面で蒸気を凝縮することが可能であり、格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和することが可能である。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

【全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手段及び設備は以下のとおり。】

i) 復旧

炉心の著しい損傷が発生した場合において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）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により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dへ電源を供給するとともに、残留熱除去系海水ポンプ、緊急用海水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプで冷却水を確保することにより、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）を復旧する手段がある。

また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）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には、緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系で冷却水を確保することにより、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）を復旧する手段がある。

常設代替交流電源設備及び可搬型代替注水大型ポンプへ燃料を補給し、電源及び冷却水の供給を継続することにより、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）を

十分な期間、運転継続することが可能である。

これらの対応手段で使用する設備は、「1.6.1(2) b. (b) i) 復旧」で選定した対応手段及び設備と同様である。

ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.6.1(2) c. (b) i) 復旧」で使用する設備における、重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）の位置づけは「1.6.1(2) b. (b) ii) 重大事故等対処設備と自主対策設備」と同様である。

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1.6.1)

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）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、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）を復旧して、格納容器内を除熱し、放射性物質の濃度を低下させることができる。

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

・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動、設置及び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（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）が使用可能であれば、格納容器内を除熱し、放射性物質の

濃度を低下させる手段として有効である。

d. 手順等

上記「1.6.1(2) a. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の対応手段及び設備」、 「1.6.1(2) b. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備」及び「1.6.1(2) c. 格納容器破損を防止するため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^{※1}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1.6-1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1.6-2表、第1.6-3表）

※1 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1.6.2）

1.6.2 重大事故等時の手順

1.6.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作によりサプレッション・プールを水源とした残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプを起動し、格納容器内の除熱を実施する。

格納容器スプレイ開始後は、格納容器内の圧力が負圧とならないように、格納容器スプレイの起動／停止を行う。

a. 手順着手の判断基準

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

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

b. 操作手順

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（A）による格納容器内の除熱手順の概要は以下のとおり。ただし，格納容器スプレイの停止及び再開は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6-4表）に従い実施する。（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（B）による格納容器内の除熱手順も同様。）

概要図を第1.6-2図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に残留熱除去系（A）ポンプの起動を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（A）ポンプを起動し，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，発電長に報告する。
- ③発電長は，運転員等に格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6-4表）に基づき格納容器スプレイ先を選択し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（A）による格納容器内の除熱の開始を指示する。
- ④^a D/Wスプレイの場合

運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（A）D/Wスプレイ弁を開にする。

④^b S/Pスプレイの場合

運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（A）S/Pスプレイ弁を開にする。

⑤運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を閉にする。

⑥運転員等は中央制御室にて，格納容器内の除熱が開始されたことを残留熱除去系系統流量の上昇，格納容器内の圧力の低下及び格納容器内の温度の低下により確認^{※2}し，発電長に報告する。

※2：サブプレッション・チェンバ圧力又はサブプレッション・プール水位指示値が，格納容器スプレイ停止の判断基準（第1.6-4表）に到達した場合は，格納容器スプレイを停止^{※3}する。その後，サブプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度又はサブプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が，格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6-4表）に再度到達し，サブプレッション・プール水位指示値が格納容器スプレイ停止の判断基準（第1.6-4表）に到達していない場合は，格納容器スプレイを再開する。

※3：格納容器スプレイ実施中に原子炉注水が必要となった場合は，残留熱除去系（A）D/Wスプレイ弁及びS/Pスプレイ弁を閉にした後，残留熱除去系（A）注入弁を開にし，原子炉注水を実施する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員等1名により操作を実施する。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) 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

残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作によりサブプレッション・プールを水源とした残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプを起動し、サブプレッション・プール水の除熱を実施する。

a. 手順着手の判断基準

サブプレッション・プール水温度指示値が32℃以上又はサブプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が82℃以上に到達した場合において、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（サブプレッション・プール冷却系）（A）によるサブプレッション・プール水の除熱手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）（B）によるサブプレッション・プール水の除熱手順も同様。）

概要図を第1.6-3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

（A）ポンプの起動を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプを起動し、

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、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却

系）（A）によるサブプレッション・プール水の除熱の開始を指示

する。

④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）テスト弁を開にする。

⑤運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を閉にする。

⑥運転員等は中央制御室にて、サブプレッション・プール水の除熱が開始されたことを残留熱除去系系統流量の上昇、サブプレッション・プール水の温度の低下により確認し、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は運転員等1名により操作を実施する。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。

1.6.2.2 炉心の著しい損傷防止のための対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 代替格納容器スプレイ

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による格納容器内の冷却を実施する。

格納容器スプレイ開始後は、格納容器内の圧力が負圧とならないように、格納容器スプレイの起動／停止を行う。

なお、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）である可搬型代替注水大型ポンプによる格納容器内の冷却手段は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却手段と同時並行で準備を開始

する。

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱ができず、格納容器スプレイ開始の判断基準に到達^{※1}した場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

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

ii) 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却手順の概要は以下のとおり。ただし、格納容器スプレイの停止及び再開は、格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6-4表）及び格納容器スプレイの制御に関する判断基準（第1.6-6表）に従い実施する。

概要図を第1.6-4図に，タイムチャートを第1.6-5図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却に必要な残留熱除去系（B）D/Wスプレイ弁の受電操作を実施し，残留熱除去系（B）D/Wスプレイ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、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却に必要なポンプ，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，発電長に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却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（B）ポンプの操作スイッチを隔離する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて，低圧代替注水系（常設）の使用モードを選択し，常設低圧代替注水系ポンプを起動した後，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が 1.4MPa [gage] 以上であることを確認する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて，代替格納容器スプレイ注水弁及び代替格納容器スプレイ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，運転員等に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却の開始を指示する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（B）D/Wスプレイ弁を開にする。
- ⑫運転員等は中央制御室にて，格納容器内の冷却が開始されたことを低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の上昇，格納容器内

の圧力の低下，格納容器内の温度の低下及び格納容器内の水位の上昇により確認^{※2}し，発電長に報告する。

※2：サプレッション・チェンバ圧力又はサプレッション・プール水位指示値が，格納容器スプレイ停止の判断基準（第1.6-4表）に到達した場合は，格納容器スプレイを停止する。その後，サプレッション・チェンバ圧力又はドライウエル雰囲気温度指示値が，格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6-4表）に再度到達し，サプレッション・プール水位指示値が格納容器スプレイ停止の判断基準（第1.6-4表）に到達していない場合は，格納容器スプレイを再開する。

iii) 操作の成立性

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

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）

i) 手順着手の判断基準

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

※1：「格納容器スプレイ開始の判断基準に到達」とは，サプレッ

ション・チェンバ圧力，ドライウェル雰囲気温度又はサブプレッション・プール水位指示値が，格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6-4表）に達した場合。

ii) 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却手順の概要は以下のとおり。ただし，格納容器スプレイの停止及び再開は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6-4表）及び格納容器スプレイの制御に関する判断基準（第1.6-6表）に従い実施する。

概要図を第1.6-6図に，タイムチャートを第1.6-7図に示す。

（残留熱除去系（B）配管を使用する西側接続口による格納容器内の冷却及び残留熱除去系（A）配管を使用する東側接続口による格納容器内の冷却の手順は，手順⑨以外は同様。）

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁の接続口への代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の接続を依頼する。

②災害対策本部長は，発電長に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）で使用する代替格納容器スプレイ冷却系配管・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代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却の準備を指示する。

④発電長は，運転員等に残留熱除去系（B）配管又は残留熱除去系（A）配管を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却の準備を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却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。

⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（B）ポンプ又は残留熱除去系（A）ポンプの操作スイッチを隔離する。

⑦運転員等は、発電長に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却の準備が完了したことを報告する。

⑧発電長は、運転員等に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却の系統構成を指示する。

⑨^a 残留熱除去系（B）配管を使用した西側接続口による格納容器内の冷却の場合

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（B）D/Wスプレイ弁、代替格納容器スプレイ注水弁及び代替格納容器スプレイ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、現場での人力による操作により残留熱除去系（B）D/Wスプレイ弁、代替格納容器スプレイ注水弁及び代替格納容器スプレイ流量調整弁を開にする。

⑨^b 残留熱除去系（A）配管を使用した東側接続口による格納容器内の冷却の場合

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）D/Wスプレイ弁、代替格納容器スプレイ注水弁及び代替格納容器スプレイ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、現場での人力による操作により残留熱除去系（A）D

／Wスプレイ弁，代替格納容器スプレイ注水弁及び代替格納容器スプレイ流量調整弁を開にする。

- ⑩運転員等は，発電長に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑪発電長は，災害対策本部長に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により格納容器内を冷却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。
- ⑫重大事故等対応要員は，災害対策本部長に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却の準備が完了したことを報告する。
- ⑬災害対策本部長は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡する。
- ⑭災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。
- ⑮重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを起動した後，西側接続口又は東側接続口の弁を開とし，可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。
- ⑯災害対策本部長は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水を開始したことを連絡する。
- ⑰発電長は，運転員等に代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却が開始されたことの確認を指示する。
- ⑱運転員等は中央制御室にて，格納容器内の冷却が開始されたことを低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の上昇，格納容器内

の圧力の低下，格納容器内の温度の低下及び格納容器内の水位の上昇により確認^{※2}し，発電長に報告する。

※2：サブプレッション・チェンバ圧力又はサブプレッション・プール水位指示値が格納容器スプレイ停止の判断基準（第1.6-4表）に到達した場合は，格納容器スプレイを停止する。その後，サブプレッション・チェンバ圧力又はドライウエル雰囲気温度指示値が，格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6-4表）に再度到達し，サブプレッション・プール水位指示値が格納容器スプレイ停止の判断基準（第1.6-4表）に到達していない場合は，格納容器スプレイを再開する。

iii) 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却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（B）配管を使用した西側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

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

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

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

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

- ・中央制御室対応を運転員等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（残留熱除去系（A）配管を使用した東側接続口による格納容器内の冷却の場合）】

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

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

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

（添付資料1.6.3）

(c) 代替循環冷却系による格納容器内の除熱

i) 手順着手の判断基準

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

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

ii) 操作手順

代替循環冷却系による格納容器内の除熱手順の概要は以下のとおり。ただし、格納容器スプレイの停止及び再開は、格納容器スプレイ開始、停止の判断基準（第1.6-4表）及び格納容器スプレイの制御に関する判断基準（第1.6-6表）に従い実施する。

概要図を第1.6-8図に、タイムチャートを第1.6-9図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に代替循環冷却系による格納容器内の除熱の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系による格納容器内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し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に代替循環冷却系による格納容器内の除熱の系統構成を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプの操作スイッチを隔離する。

⑤運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注水配管分離弁、残留熱除去系（A）ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器（A）出口弁及び残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を閉にする。

⑥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。

⑦運転員等は、発電長に代替循環冷却系による格納容器内の除熱の系統構成が完了したことを報告する。

⑧発電長は、運転員等に代替循環冷却系ポンプの起動を指示す

る。

⑨運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系ポンプを起動し、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が 1.4MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。

⑩発電長は、運転員等に代替循環冷却系による格納容器内の除熱の開始を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）D/Wスプレィ弁を開にした後、代替循環冷却系格納容器スプレィ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。

⑫運転員等は中央制御室にて、格納容器内の除熱が開始されたことを代替循環冷却系格納容器スプレィ流量の上昇、格納容器内の圧力の低下及び格納容器内の温度の低下により確認^{※2}し、発電長に報告する。

※2：サプレッション・チェンバ圧力又はサプレッション・プール水位指示値が、格納容器スプレィ停止の判断基準（第1.6-4表）に到達した場合は、格納容器スプレィを停止する。その後、サプレッション・チェンバ圧力又はドライウェル雰囲気温度指示値が、格納容器スプレィ開始の判断基準（第1.6-4表）に再度到達し、サプレッション・プール水位指示値が格納容器スプレィ停止の判断基準（第1.6-4表）に到達していない場合は、格納容器スプレィを再開する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等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代替循環冷却系による格納容器内の除熱開始まで35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：20分以内
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

(d) 消火系による格納容器内の冷却

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系による格納容器内の冷却ができず、格納容器スプレイ開始の判断基準に到達^{*1}した場合において、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、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。

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

ii) 操作手順

消火系による格納容器内の冷却手順の概要は以下のとおり。ただし、格納容器スプレイの停止及び再開は、格納容器スプレイ開始、停止の判断基準（第1.6-4表）及び格納容器スプレイの制御に関する

る判断基準（第1.6-6表）に従い実施する。

概要図を第1.6-10図に，タイムチャートを第1.6-11図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に消火系による格納容器内の冷却の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて，消火系による格納容器内の冷却に必要なポンプ，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格納容器内の冷却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格納容器内の冷却の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑥発電長は，運転員等に電動駆動消火ポンプ^{*2}又はディーゼル駆動消火ポンプの起動を指示する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて，電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動し，消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上であることを確認した後，発電長に報告する。
- ⑧発電長は，運転員等に消火系による格納容器内の冷却開始を指示する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（B）消火系ライン弁を開にする。
- ⑩運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（B）D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系（B）S/Pスプレイ弁を開にする。

⑩運転員等は中央制御室にて、格納容器内の冷却が開始されたことを残留熱除去系系統流量の上昇、格納容器内の圧力の低下、格納容器内の温度の低下及び格納容器内の水位の上昇により確認^{※3}し、発電長に報告する。

※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。

※3：サプレッション・チェンバ圧力又はサプレッション・プール水位指示値が、格納容器スプレイ停止の判断基準（第1.6-4表）に到達した場合は、格納容器スプレイを停止^{※4}する。その後、サプレッション・チェンバ圧力又はドライウェル雰囲気温度指示値が、格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6-4表）に再度到達し、サプレッション・プール水位指示値が格納容器スプレイ停止の判断基準（第1.6-4表）に到達していない場合は、格納容器スプレイを再開する。

※4：格納容器スプレイ実施中に原子炉注水が必要となった場合は、残留熱除去系（B）D/Wスプレイ弁及びS/Pスプレイ弁を閉にした後、残留熱除去系（B）注入弁を開にし、原子炉注水を実施する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等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格納容器内の冷却開始まで53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1.6.3)

(e) 補給水系による格納容器内の冷却

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替循環冷却系及び消火系による格納容器内の冷却ができず、格納容器スプレイ開始の判断基準に到達^{※1}した場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

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

ii) 操作手順

補給水系による格納容器内の冷却手順の概要は以下のとおり。ただし、格納容器スプレイの停止及び再開は、格納容器スプレイ開始、停止の判断基準（第1.6-4表）及び格納容器スプレイの制御に関する判断基準（第1.6-6表）に従い実施する。

概要図を第1.6-12図に、タイムチャートを第1.6-13図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に補給水系による格納容器内の冷却の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、補給水系による格納容器内の冷却に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。

③発電長は、災害対策本部長に連絡配管閉止フランジの切り替え

を依頼する。

- ④災害対策本部長は、重大事故等対応要員に連絡配管閉止フランジの切り替えを指示する。
- ⑤重大事故等対応要員は、連絡配管閉止フランジの切り替えを実施する。
- ⑥重大事故等対応要員は、災害対策本部長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを報告する。
- ⑦災害対策本部長は、発電長に連絡配管閉止フランジの切り替えが完了したことを連絡する。
- ⑧発電長は、運転員等に補給水系による格納容器内の冷却の系統構成を指示する。
- ⑨運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、補給水系－消火系連絡ライン止め弁を開にする。
- ⑩運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（B）消火系ライン弁を開にする。
- ⑫運転員等は、発電長に補給水系による格納容器内の冷却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、運転員等に補給水系による格納容器内の冷却の開始を指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（B）D/Wスプレ
イ弁又は残留熱除去系（B）S/Pスプレイ弁を開にする。

⑪運転員等は中央制御室にて、格納容器内の冷却が開始されたこ
とを残留熱除去系系統流量の上昇、格納容器内の圧力の低
下、格納容器内の温度の低下及び格納容器内の水位の上昇に
より確認^{※2}し、発電長に報告する。

※2：サブプレッション・チェンバ圧力又はサブプレッション・プ
ール水位指示値が、格納容器スプレイ停止の判断基準
（第1.6-4表）に到達した場合は、格納容器スプレイ
を停止^{※3}する。その後、サブプレッション・チェンバ圧力
又はドライウェル雰囲気温度指示値が、格納容器スプレ
イ開始の判断基準（第1.6-4表）に再度到達し、サブ
プレッション・プール水位指示値が格納容器スプレイ停止
の判断基準（第1.6-4表）に到達していない場合は、
格納容器スプレイを再開する。

※3：格納容器スプレイ実施中に原子炉注水が必要となった場
合は、残留熱除去系（B）D/Wスプレイ弁及びS/P
スプレイ弁を閉にした後、残留熱除去系（B）注入弁を
開にし、原子炉注水を実施する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等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格納容器内の冷却開始まで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1.6.3)

b. ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

(a) ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失し、さらに代替格納容器スプレーができない場合において、原子炉補機冷却水を通水後、ドライウエル内ガス冷却装置送風機を起動して格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する。

ドライウエル内ガス冷却装置送風機を停止状態としても、格納容器内への原子炉補機冷却水の通水を継続することで、ドライウエル内ガス冷却装置冷却コイルのコイル表面で蒸気を凝縮し、格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する。

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱ができず、さらに代替格納容器スプレーができない場合。

ii) 操作手順

ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.6-14 図に、タイムチャートを第 1.6-15 図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱の準備を指示す

る。

②運転員等は中央制御室にて、ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱に必要な送風機、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、運転員等にドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱の系統構成を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、原子炉補機冷却水系隔離弁及びドライウエル内ガス冷却装置送風機原子炉補機冷却水系出入口弁を開にし、ドライウエル内ガス冷却装置冷却コイルへの冷却水通水を開始する。

⑤運転員等は中央制御室にて、ドライウエル内ガス冷却装置送風機の起動阻止信号が発信している場合は除外操作を実施する。

⑥運転員等は、発電長にドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱の系統構成が完了したことを報告する。

⑦発電長は、運転員等にドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱の開始を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて、ドライウエル内ガス冷却装置送風機を起動し、格納容器内の圧力及び格納容器内の温度の上昇が緩和することを確認し、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1名にて実施した場合、作業開始を判断してからドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱開始まで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。

c. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.6-20図に示す。

設計基準事故対処設備による格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却を実施する。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用できない場合は、代替循環冷却系による格納容器内の除熱を実施する。

代替循環冷却系が使用できない場合は、消火系、補給水系又は代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却を実施する。

なお、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）である可搬型代替注水大型ポンプによる格納容器内の冷却手段は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却手段と同時並行で準備を開始する。

また、消火系による格納容器内の冷却は、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

代替格納容器スプレイができない場合は、原子炉補機冷却水により冷却水を確保した後、ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱を実施し、格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する。

(2) サポート系故障時の対応手順

【全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手順は以下のとおり。】

a. 復旧

- (a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱

全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱機能が喪失した場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱を実施する。

また、残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱機能が喪失した場合、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を確保し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱を実施する。

格納容器スプレイ開始後は、格納容器内の圧力が負圧とならないように、格納容器スプレイの起動／停止を実施する。

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

i) 手順着手の判断基準

【全交流動力電源喪失時】

全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2 C又はM/C 2 Dの受電が完了し、格納容器スプレイ開始の判断基準に到達^{*1}した場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【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を確保し，格納容器スプレイ開始の判断基準に到達^{※1}した場合において，サブレーション・プールの水位が確保されている場合。

※1：「格納容器スプレイ開始の判断基準に到達」とは，原子炉水位，ドライウエル圧力，サブレーション・チェンバ圧力，ドライウエル雰囲気温度，サブレーション・チェンバ雰囲気温度又はサブレーション・プール水位指示値が，格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6-4表）に達した場合。

ii) 操作手順

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（A）による格納容器内の除熱手順の概要は以下のとおり。ただし，格納容器スプレイの停止及び再開は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6-4表）に従い実施する。（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（B）による格納容器内の除熱手順も同様。）

概要図を第1.6-16図に，タイムチャートを第1.6-17図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（A）による格納容器内の除熱の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（A）による格納容器内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し，発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に残留熱除去系（A）ポンプの起動を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプを起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。

⑤発電長は、運転員等に格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6-4表）に基づき格納容器スプレイ先を選択し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（A）による格納容器内の除熱の開始を指示する。

⑥^a D/Wスプレイの場合

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）D/Wスプレイ弁を開にする。

⑥^b S/Pスプレイの場合

運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）S/Pスプレイ弁を開にする。

⑦運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を閉にする。

⑧運転員等は中央制御室にて、格納容器内の除熱が開始されたことを残留熱除去系系統流量の上昇、格納容器内の圧力の低下及び格納容器内の温度の低下により確認^{*2}し、発電長に報告する。

※2：サブプレッション・チェンバ圧力又はサブプレッション・プール水位指示値が、格納容器スプレイ停止の判断基準（第1.6-4表）に到達した場合は、格納容器スプレイを停止^{*3}する。その後、サブプレッション・チェンバ圧

力，ドライウェル雰囲気温度又はサブレーション・チェンバ雰囲気温度指示値が，格納容器スプレイ開始の判断基準（第 1.6-4 表）に再度到達し，サブレーション・プール水位指示値が格納容器スプレイ停止の判断基準（第 1.6-4 表）に到達していない場合は，格納容器スプレイを再開する。

※3：格納容器スプレイ実施中に原子炉注水が必要となった場合は，残留熱除去系（A）D/Wスプレイ弁及びS/Pスプレイ弁を閉にした後，残留熱除去系（A）注入弁を開にし，原子炉注水を実施する。

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（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱開始まで7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：20分以内
- ・可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

(b) 残留熱除去系（サブレーション・プール冷却系）復旧後のサブレーション・プール水の除熱

全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サブレーション・プール冷却系）によるサブレーション・プール水の除熱機能が喪失した場

合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）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（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（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・プール水の除熱機能が喪失した場合、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を確保し、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・プール水の除熱を実施する。

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

i) 手順着手の判断基準

【全交流動力電源喪失時】

全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2 C又はM/C 2 Dの受電が完了し、サブプレッション・プール水温度指示値が32℃以上又はサブプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が82℃以上に到達した場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【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を確保し、サブプレッション・プール水温度指示値が32℃以上又はサブプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が82℃以上に到達した場合において、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

残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）（A）によるサブプレッション・プール水の除熱手順の概要は以下のとおり。（残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）（B）によるサブプレッション・プール水の除熱手順も同様。）

概要図を第1.6-18図に、タイムチャートを第1.6-19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（サブプレッション・プール冷却系）（A）によるサブプレッション・プール水の除熱の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）（A）によるサブプレッション・プール水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し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に残留熱除去系（A）ポンプの起動を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプを起動し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。

⑤発電長は、運転員等に残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）（A）によるサブプレッション・プール水の除熱の開始

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）テスト弁を開にする。

⑦運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を閉にする。

⑧運転員等は中央制御室にて、サプレッション・プール水の除熱が開始されたことを残留熱除去系系統流量の上昇、サプレッション・プール水の温度の低下により確認し、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（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱開始まで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。

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：20分以内
- ・可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.6-20図に示す。

全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により緊急用M/C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（格納容器スプレイ冷却系又はサブプレッション・プール冷却系）が復旧できる場合は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサブプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱又はサブプレッション・プール水の除熱を実施する。常設代替交流電源設備によりM/C 2 C又はM/C 2 Dが受電できない場合は、「1.6.2.2(1) a. 代替格納容器スプレイ」の対応手順を実施する。

残留熱除去系海水系機能喪失時、緊急用海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサブプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱又はサブプレッション・プール水の除熱を実施する。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（格納容器スプレイ冷却系又はサブプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱又はサブプレッション・プール水の除熱を実施するが、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、「1.6.2.2(1) a. 代替格納容器スプレイ」の対応手順を並行して実施する。

なお、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサブプレッション・プール水冷却系）の復旧が困難な場合には、代替循環冷却系による格納容器内の除熱を実施する。

1.6.2.3 格納容器破損を防止するための対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失した場合に、格納容器の破損を防止するため、代替格

納容器スプレイ冷却系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），代替循環冷却系，消火系及び補給水系による格納容器内の冷却を実施する。

なお，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）である可搬型代替注水大型ポンプによる格納容器内の冷却手段は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却手段と同時並行で準備を開始する。

- (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却
- i) 手順着手の判断基準

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

※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。

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

- ii) 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却については，「1.6.2.2(1) a. (a) 代替格納容器スプレイ冷却系

（常設）による格納容器内の冷却」の操作手順と同様である。ただし、格納容器スプレイの停止、再開及び流量変更は、格納容器スプレイ開始、停止の判断基準（第1.6-5表）及び格納容器スプレイの制御に関する判断基準（第1.6-6表）に従い実施する。

なお、概要図は第1.6-4図、タイムチャートは第1.6-5図と同様である。

iii) 操作の成立性

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却については、「1.6.2.2(1) a. (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却」の操作の成立性と同様である。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）

i) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による格納容器内の冷却ができず、格納容器スプレイ開始の判断基準に到達^{※2}した場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

※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。

※2：「格納容器スプレイ開始の判断基準に到達」とは、ドライウ

エル圧力，サプレッション・チェンバ圧力又はドライウエル
雰囲気温度指示値が格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6
－5表）に達した場合。

ii) 操作手順

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却
については，「1.6.2.2(1) a. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系
（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）」の操作手順と
同様である。ただし，格納容器スプレイの停止，再開及び流量変更
は，格納容器スプレイ開始，停止の判断基準（第1.6－5表）及び格
納容器スプレイの制御に関する判断基準（第1.6－6表）に従い実施
する。

なお，概要図は第1.6－6図，タイムチャートは第1.6－7図と同様
である。

iii) 操作の成立性

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却
については，「1.6.2.2(1) a. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系
（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）」の操作の成立
性と同様である。

（添付資料1.6.3）

(c) 代替循環冷却系による格納容器内の除熱

i) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*1}において，残留熱除去系（格納容器
スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）及び代替格納
容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却ができず，格
納容器スプレイ開始の判断基準に到達^{*2}した場合において，サブ

レッシュョン・プールの水位が確保されている場合。

※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。

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

ii) 操作手順

代替循環冷却系による格納容器内の除熱については、

「1.6.2.2(1) a. (c) 代替循環冷却系による格納容器内の除熱」の操作手順と同様である。ただし、格納容器スプレイの停止及び再開は、格納容器スプレイ開始、停止の判断基準（第1.6-5表）に従い実施する。

なお、概要図は第1.6-8図、タイムチャートは第1.6-9図と同様である。

iii) 操作の成立性

代替循環冷却系による格納容器内の除熱については、

「1.6.2.2(1) a. (c) 代替循環冷却系による格納容器内の除熱」の操作の成立性と同様である。

(d) 消火系による格納容器内の冷却

i) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系（格納容器

スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系)、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び代替循環冷却系による格納容器内の冷却ができず、格納容器スプレイ開始の判断基準に到達^{※2}した場合において、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、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。

※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。

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

ii) 操作手順

消火系による格納容器内の冷却については、「1.6.2.2(1) a.

(d) 消火系による格納容器内の冷却」の操作手順と同様である。

ただし、格納容器スプレイの停止及び再開は、格納容器スプレイ開始、停止の判断基準(第1.6-5表)に従い実施する。

なお、概要図は第1.6-10図、タイムチャートは第1.6-11図と同様である。

iii) 操作の成立性

消火系による格納容器内の冷却については、「1.6.2.2(1) a.

(d) 消火系による格納容器内の冷却」の操作の成立性と同様であ

る。

(添付資料1.6.3)

(e) 補給水系による格納容器内の冷却

i) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替循環冷却系及び消火系による格納容器内の冷却ができず、格納容器スプレイ開始の判断基準に到達^{※2}した場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

※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。

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

ii) 操作手順

補給水系による格納容器内の冷却については、「1.6.2.2(1) a. (e) 補給水系による格納容器内の冷却」の操作手順と同様である。ただし、格納容器スプレイの停止及び再開は、格納容器スプレイ開始、停止の判断基準（第1.6-5表）に従い実施する。

なお、概要図は第1.6-12図、タイムチャートは第1.6-13図と同

様である。

iii) 操作の成立性

補給水系による格納容器内の冷却については、「1.6.2.2(1) a .
(e) 補給水系による格納容器内の冷却」の操作の成立性と同様である。

(添付資料1.6.3)

b. ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

(a) ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが故障により機能喪失し、さらに代替格納容器スプレイもできない場合に、原子炉補機冷却水を通水後、ドライウェル内ガス冷却装置送風機を起動して格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する。

ドライウェル内ガス冷却装置送風機を停止状態としても、格納容器内の原子炉補機冷却水の通水を継続することで、ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイルのコイル表面で蒸気を凝縮し、格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する。

i) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱ができず、さらに代替格納容器スプレイができない場合。

※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

ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱については、「1.6.2.2(1) b. (a) ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱」の操作手順と同様である。

なお、概要図は第 1.6-14 図、タイムチャートは第 1.6-15 図と同様である。

iii) 操作の成立性

ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱については、「1.6.2.2(1) b. (a) ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱」の操作の成立性と同様である。

c. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.16-20図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、設計基準事故対処設備による格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却を実施する。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用できない場合は、代替循環冷却系による格納容器内の除熱を実施する。

代替循環冷却系が使用できない場合は、消火系、補給水系又は代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却を実施する。

なお、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）である可搬型代替注水大型ポンプによる格納容器内の冷却手段は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却手段と同時並行で準備を開始する。

また、消火系による格納容器内の冷却は、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

代替格納容器スプレイができない場合は、原子炉補機冷却水により冷却水を確認した後、ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱を実施し、格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する。

(2) サポート系故障時の対応手順

【全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失時の対応手順は以下のとおり。】

a. 復旧

(a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱機能が喪失した場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確認し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱を実施する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱機能が喪失した場合、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を確認し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱を実施する。

なお、格納容器からの除熱及び原子炉内の崩壊熱を除去する機能を

有する代替循環冷却系へ電源を供給することが可能となるM/C 2 Cを優先して緊急用M/Cから受電するため、M/C 2 Cの供給対象である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（A）を優先して使用する。

i) 手順着手の判断基準

【全交流動力電源喪失時】

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2 C又はM/C 2 Dの受電が完了し、格納容器スプレイ開始の判断基準に到達^{※2}した場合で、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】

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、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を確保し、格納容器スプレイ開始の判断基準に到達^{※2}した場合で、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

※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。

※2：「格納容器スプレイ開始の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力指示値が格納容器スプレイ開始の判断基準（第1.6-5表）に達した場合。

ii) 操作手順

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱については、「1.6.2.2(2) a. (a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱」の操作手順と同様である。ただし、格納容器スプレイの停止及び再開は、格納容器スプレイ開始、停止の判断基準（第1.6-5表）に従い実施する。

なお、概要図は第1.6-16図、タイムチャートは第1.6-17図と同様である。

iii) 操作の成立性

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱については、「1.6.2.2(2) a. (a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱」の操作の成立性と同様である。

(b) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱機能が喪失した場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）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（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱を実施する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系海水系機能喪失により残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱機能が喪失した場合、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を確保し、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・プール水の除熱を実施する。

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

i) 手順着手の判断基準

【全交流動力電源喪失時】

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2 C又はM/C 2 Dの受電が完了し、サブプレッション・プール水温度指示値が32℃以上又はサブプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が82℃以上に到達した場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

【残留熱除去系海水系機能喪失時】

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、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を確保し、サブプレッション・プール水温度指示値が32℃以上又はサブプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が82℃以上に到達した場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。

※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

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱については、「1.6.2.2(2) a. (b) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱」の操作手順と同様である。

なお、概要図は第1.6-18図、タイムチャートは第1.6-19図と同様である。

iii) 操作の成立性

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱については、「1.6.2.2(2) a. (b) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱」の操作の成立性と同様である。

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.16-20図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により緊急用M/C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（格納容器スプレイ冷却系又はサプレッション・プール冷却系）が復旧できる場合は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱又はサプレッション・プール水の除熱を実施する。常設代替交流電源設備によりM/C 2C又はM/C 2Dが受電できない場合は、「1.6.2.3(1)

a. 代替格納容器スプレイ」の対応手順を実施する。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系海水系機能喪失時、緊急用海水系により冷却水を確保し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサブプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱又はサブプレッション・プール水の除熱を実施する。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（格納容器スプレイ冷却系又はサブプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱又はサブプレッション・プール水の除熱を実施するが、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、「1.6.2.3(1) a. 代替格納容器スプレイ」の対応手順を並行して実施する。

なお、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系又はサブプレッション・プール水冷却系）の復旧が困難な場合には、代替循環冷却系による格納容器内の除熱を実施する。

1.6.2.4 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、電動弁及び監視計器への電源供給手順については、

「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

第1.6-1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 (1/24)

(重大事故等対応設備 (設計基準拡張) における残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) による格納容器内の除熱)

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
重大事故等対応設備 (設計基準拡張)	—	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) による格納容器内の除熱	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 格納容器制御 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 「S/P温度制御」 「S/P水位制御」 重大事故等対策要領
				残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)	
			関連設備	格納容器	重大事故等対応設備	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド 非常用交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)	

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

※2: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※3: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (2/24)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張) における残留熱除去系 (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)

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}	
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	残留熱除去系 (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	主要設備	サブプレッショ ン・プール	重大事故等 対処設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 格納容器制御 「S/P温度制御」 重大事故等対策要領
				残留熱除去系 (サブプレッショ ン・プ ール冷却系) ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ ^{※2}	重大事故等 対処設備 (設計基準 拡張)	
			関連設備	格納容器	重大事故等 対処設備	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ 非常用交流電源設備 ^{※4} 燃料補給設備 ^{※4}	重大事故等 対処設備 (設計基準 拡張)	

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

※2: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※3: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3／24）

（炉心損傷前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（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 格納容器制御 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 「S/P水位制御」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系（B）配管・弁・スプレイヘッド 格納容器 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
			非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）		

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4／24）

（炉心損傷前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（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※3 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 格納容器制御 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 「S/P水位制御」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・スプレイヘッド 残留熱除去系（B）配管・弁・スプレイヘッド 格納容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5／24）

（炉心損傷前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（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）ポンプ	代替循環冷却系による格納容器内の除熱①	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器（A） サブプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※2	重大事故等対処設備
				残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ 格納容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 格納容器制御 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 「S/P水位制御」 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（6／24）

（炉心損傷前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（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）ポンプ	代替循環冷却系による格納容器内の除熱②	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器（A） サブプレッション・プール	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）配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ 格納容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 格納容器制御 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 「S/P水位制御」 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（7/24）

（炉心損傷前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（格納容器スプレー冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）ポンプ	消火系による格納容器内の冷却	主要設備	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備
			関連設備	格納容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備
				残留熱除去系（B）配管・弁・スプレーヘッド 非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			消火系配管・弁	自主対策設備	
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 格納容器制御 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 「S/P水位制御」 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（8／24）

（炉心損傷前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（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）ポンプ	補給水系による格納容器内の冷却	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備
			関連設備	格納容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備
				残留熱除去系（B）配管・弁・スプレイヘッド 非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
				補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 格納容器制御 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 「S/P水位制御」 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（9／24）

（炉心損傷前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（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプ	ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱	主要設備	ドライウエル内ガス冷却装置送風機 ドライウエル内ガス冷却装置冷却コイル	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 格納容器制御 「D/W温度制御」 重大事故等対策要領
			関連設備	常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対応設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）	
			原子炉補機冷却水系	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「1.5 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（10／24）

（炉心損傷前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（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱①	主要設備	サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ ^{※2}	重大事故等対処設備
				残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ ^{※2}	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			関連設備	格納容器 非常用取水設備 ^{※2} 常設代替交流電源設備 ^{※4} 燃料補給設備 ^{※4}	重大事故等対処設備
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 格納容器制御 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 「S/P温度制御」 「S/P水位制御」 重大事故等対策要領

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（11/24）

（炉心損傷前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（格納容器スプレイ冷却系） 復旧後の格納容器内の除熱②	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対処設備
				残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
				可搬型代替注水大型ポンプ※2	自主対策設備
			関連設備	格納容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（12／24）

（炉心損傷前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（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	主要設備	サブプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※2	重大事故等対応設備
				残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）
			関連設備	格納容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対応設備
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 格納容器制御 「S/P温度制御」 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（13／24）

（炉心損傷前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（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②	主要設備	サブプレッション・プール	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 格納容器制御「S/P温度制御」 重大事故等対策要領
				残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
				可搬型代替注水大型ポンプ※2	自主対策設備	
			関連設備	格納容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）					

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（14／24）

（炉心損傷後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（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）ポンプ	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－1」， 「除熱－2」， 「除熱－3」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系（B）配管・弁・スプレイヘッド 格納容器 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
			関連設備	非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（15／24）

（炉心損傷後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（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）ポンプ	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※3 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－1」， 「除熱－2」， 「除熱－3」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・スプレイヘッド 残留熱除去系（B）配管・弁・スプレイヘッド 格納容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（16／24）

（炉心損傷後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（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）ポンプ	代替循環冷却系による格納容器内の除熱①	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器（A） サブプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※2	重大事故等対処設備
				残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド 格納容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱－1」， 「除熱－2」， 「除熱－3」 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（17／24）

（炉心損傷後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（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）ポンプ	代替循環冷却系による格納容器内の除熱②	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換器（A） サブプレッション・プール	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）配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド 格納容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（18／24）

（炉心損傷後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（格納容器スプレー冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）ポンプ	消火系による格納容器内の冷却	主要設備	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備
			関連設備	格納容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備
				残留熱除去系（B）配管・弁・スプレーヘッド 非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
				消火系配管・弁	自主対策設備
					非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱－1」， 「除熱－2」， 「除熱－3」 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（19／24）

（炉心損傷後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（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）ポンプ	補給水系による格納容器内の冷却	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備
			関連設備	格納容器 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備
				残留熱除去系（B）配管・弁・スプレイヘッド 非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備	
					非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱－1」， 「除熱－2」， 「除熱－3」 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（20／24）

（炉心損傷後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（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）ポンプ	ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱	主要設備	ドライウエル内ガス冷却装置送風機 ドライウエル内ガス冷却装置冷却コイル	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－1」， 「除熱－3」 重大事故等対策要領
			関連設備	常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			原子炉補機冷却水系	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「1.5 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（21／24）

（炉心損傷後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（格納容器スプレイ冷却系） 復旧後の格納容器内の除熱①	主要設備	サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※2	重大事故等対応設備
				残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）
			関連設備	格納容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対応設備
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱－1」， 「除熱－3」 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（22／24）

（炉心損傷後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（格納容器スプレイ冷却系） 復旧後の格納容器内の除熱②	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対応設備
				残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）
				可搬型代替注水大型ポンプ ^{※2}	自主対策設備
			関連設備	格納容器 非常用取水設備 ^{※2} 常設代替交流電源設備 ^{※4} 燃料補給設備 ^{※4}	重大事故等対応設備
			残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド	重大事故等対応設備 （設計基準拡張）	

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（23／24）

（炉心損傷後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（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	主要設備	サブプレッション・プール 緊急用海水ポンプ※2	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「除熱－1」， 「除熱－3」 重大事故等対策要領
				残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ※2	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
			関連設備	格納容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備	
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（24／24）

（炉心損傷後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（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②	主要設備	サブプレッション・プール	重大事故等対処設備
				残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ（海水冷却） 残留熱除去系熱交換器	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
				可搬型代替注水大型ポンプ※2	自主対策設備
			関連設備	格納容器 非常用取水設備※2 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備
				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す

第 1.6-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/18)

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)	
1.6.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順			
(1) 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) による格納容器内の除熱	判断基準	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
		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
		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
		格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位※1
		水源の確保	サブプレッション・プール水位※1
	操作	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
		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
		格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位※1
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※1
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※1 残留熱除去系熱交換器出口温度※1
		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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (2/18)

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)	
1.6.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順			
(2) 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・プールの除熱	判断基準	格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度 ^{※1} サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ^{※1}
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 ^{※1}
	操作	格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度 ^{※1}
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ^{※1}
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度 ^{※1} 残留熱除去系熱交換器出口温度 ^{※1}
		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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (3/18)

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)	
1.6.2.2 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ			
(a) 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器内の冷却	判断基準	格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 ^{※1}
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ^{※1}
		格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 ^{※1}
		格納容器への注水量	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	代替淡水貯槽水位 ^{※1}
	操作	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}
		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}
		格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 ^{※1}
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ^{※1}
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		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：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (4/18)

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)	
1.6.2.2 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ			
(b) 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器内の冷却 (淡水/海水)	判断基準	格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 ^{※1}
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ^{※1}
		格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 ^{※1}
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ^{※1} 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ^{※1} 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ^{※1}
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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	格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ^{※1} サプレッション・チェンバ圧力 ^{※1}
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ^{※1} サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ^{※1}
		格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 ^{※1}
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ^{※1}
水源の確保		代替淡水貯槽水位 ^{※1}	

- ※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (5/18)

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)	
1.6.2.2 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ			
(c) 代替循環冷却系による格納容器内の除熱	判断基準	格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 ^{※1}
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ^{※1}
		格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 ^{※1}
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ^{※1} 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ^{※1}
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 ^{※1}
	操作	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}
		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}
		格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 ^{※1}
		格納容器への注水量	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ^{※1}
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度 ^{※1} 残留熱除去系熱交換器出口温度 ^{※1}
		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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (6/18)

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)	
1.6.2.2 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ			
(d) 消火系による格納容器内の冷却	判断基準	格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 ^{※1}
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ^{※1}
		格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 ^{※1}
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ^{※1} 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ^{※1} 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ^{※1}
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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	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}
		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}
		格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 ^{※1}
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ^{※1}
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位

- ※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：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (7/18)

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)	
1.6.2.2 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ			
(e) 補給水系による格納容器内の冷却	判断基準	格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 ^{※1}
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ^{※1}
		格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 ^{※1}
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ^{※1} 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ^{※1} 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ^{※1}
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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	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}
		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}
		格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 ^{※1}
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ^{※1}
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

- ※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：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (8/18)

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)	
1.6.2.2 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱			
(a) ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱	判断基準	格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量 ^{※1} 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ^{※1} 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ^{※1}
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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
	操作	格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ^{※1} サプレッション・チェンバ圧力 ^{※1}
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ^{※1} サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ^{※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：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (9/18)

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)	
1.6.2.2 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧			
(a) 残留熱除去系 (格納容器スプレィ冷却系) 復旧後の格納容器内の除熱	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※ 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
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ ¹ サプレッション・チェンバ雰囲気温度※ ¹
		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	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
		電源	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 原子力 1 号線電圧 緊急用 M/C 電圧※ ³ 緊急用 P/C 電圧※ ³ 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
		水源の確保	サプレッション・プール水位※ ¹
	操作	格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ ¹ サプレッション・チェンバ雰囲気温度※ ¹
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※ ¹
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※ ¹
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※ ¹ 残留熱除去系熱交換器出口温度※ ¹
		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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (10/18)

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)	
1.6.2.2 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧			
(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・プールの除熱	判断基準	格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度 ^{※1} サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ^{※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 緊急用 M/C 電圧 ^{※3} 緊急用 P/C 電圧 ^{※3} 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}
		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	格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度 ^{※1}
		格納容器への注水量	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
		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}

- ※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (11/18)

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)	
1.6.2.3 格納容器破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ			
(a) 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器内の冷却	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		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
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※ ¹
		格納容器への注水量	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	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
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※ ¹ サプレッション・チェンバ雰囲気温度※ ¹
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※ ¹
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※ ¹
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (12/18)

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)	
1.6.2.3 格納容器破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ			
(b) 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器内の冷却 (淡水/海水)	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※ ¹ サブプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※ ¹
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※ ¹ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※ ¹ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※ ¹
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※ ¹ サブプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※ ¹ サブプレッション・チェンバ雰囲気温度※ ¹
		格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位※ ¹
格納容器への注水量		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※ ¹	
水源の確保		代替淡水貯槽水位※ ¹	

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (13/18)

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)	
1.6.2.3 格納容器破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ			
(c) 代替循環冷却系による格納容器内の除熱	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		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
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※ ¹
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※ ¹ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※ ¹
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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	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
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※ ¹ サプレッション・チェンバ雰囲気温度※ ¹
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※ ¹
		格納容器への注水量	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※ ¹
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※ ¹ 残留熱除去系熱交換器出口温度※ ¹
		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：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (14/18)

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)	
1.6.2.3 格納容器破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ			
(d) 消火系による格納容器内の冷却	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※ ¹ サブプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※ ¹
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※ ¹ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※ ¹ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※ ¹
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※ ¹ サブプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※ ¹ サブプレッション・チェンバ雰囲気温度※ ¹
		格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位※ ¹
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※ ¹
		補機監視機能	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
水源の確保		ろ過水貯蔵タンク水位	

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (15/18)

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)	
1.6.2.3 格納容器破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ			
(e) 補給水系による格納容器内の冷却	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		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
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ ¹
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※ ¹ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※ ¹ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※ ¹
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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	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
		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
		格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位※ ¹
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※ ¹
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

- ※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：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (16/18)

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)	
1.6.2.3 格納容器破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱			
(a) ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※ ¹ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※ ¹ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※ ¹
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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
	操作	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
		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

- ※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (17/18)

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)	
1.6.2.3 格納容器破損を防止するための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧			
(a) 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 復旧後の格納容器内の除熱	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		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
		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
		電源	275kV 東海原子力線 1 L, 2 L 電圧 154kV 原子力 1 号線電圧 緊急用 M/C 電圧※ ³ 緊急用 P/C 電圧※ ³ 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
		水源の確保	サブプレッション・プール水位※ ¹
	操作	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
		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
		格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※ ¹
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※ ¹ 残留熱除去系熱交換器出口温度※ ¹
		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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (18/18)

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)	
1.6.2.3 格納容器破損を防止するための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧			
(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・プールの除熱	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度※ ¹ サブプレッション・チェンバ雰囲気温度※ 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 緊急用 M/C 電圧※ ³ 緊急用 P/C 電圧※ ³ 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
		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	格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度※ ¹
		格納容器への注水量	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
		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

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

第 1.6-3 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>【1.6】 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</p>	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
	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
	代替格納容器スプレイ冷却系 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
	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
	残留熱除去系ポンプ	非常用交流電源設備 常設代替交流電源設備 M/C 2C M/C 2D
	残留熱除去系 弁	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 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系
	残留熱除去系海水ポンプ	非常用交流電源設備 常設代替交流電源設備 M/C 2C M/C 2D
	残留熱除去系海水系 弁	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 緊急用MCC MCC 2C系 MCC 2D系
中央制御室監視計器	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 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 120V/240V計装用主母線盤 2A 120V/240V計装用主母線盤 2B 直流125V主母線盤 2A 直流125V主母線盤 2B 緊急用直流125V主母線盤	

第 1.6-4 表 格納容器スプレイ開始、停止の判断基準

(炉心の著しい損傷防止のための対応)

	格納容器スプレイ開始の判断基準		代替格納容器 スプレイ	残留熱除去系 による格納容器 スプレイ	格納容器スプレイ停止の判断基準	
	炉心の著しい損傷防止のための対応	圧力制御	ドライウェル圧力指示値が 13.7kPa [gage] 以上で、原子炉水位（広帯域）指示値で-3,800mm 未満を経験し原子炉水位（燃料域）指示値で-1,067mm 以上に維持されている場合	—	D/W S/P	圧力制御・ 温度制御・ 水位制御
サブプレッション・チェンバ圧力指示値が 13.7kPa [gage] 以上で、24 時間継続した場合			—	S/P		
サブプレッション・チェンバ圧力指示値が 98kPa [gage] 以上で、24 時間継続した場合			—	D/W S/P		
サブプレッション・チェンバ圧力指示値が 245kPa [gage] 以上の場合			—	D/W S/P		
サブプレッション・チェンバ圧力指示値が 279kPa [gage] 以上の場合※ ¹			D/W S/P	D/W S/P		
温度制御		ドライウェル雰囲気温度指示値が 171℃ に近接した場合	D/W	D/W	サブプレッション・プール水位指示値が +6.5m 以上の場合	
		サブプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が 104℃ に近接した場合	—	S/P		
水位制御※ ²		サブプレッション・プール水位指示値が +6.270m に近接した場合	D/W	D/W		

※1：残留熱除去系（低圧注水系）が起動し原子炉の冷却を実施している場合は、原子炉の冷却を優先するが、サブプレッション・チェンバ圧力指示値が 279kPa [gage] を超える場合は、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉の冷却を停止し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイを実施することにより、格納容器の健全性を維持する。

※2：原子炉冷却材喪失時、真空破壊弁の機能喪失前に格納容器内の圧力を低下させ、ドライウェルとサブプレッション・チェンバの圧力を平衡にする。

第 1.6-5 表 格納容器スプレイ開始, 停止の判断基準

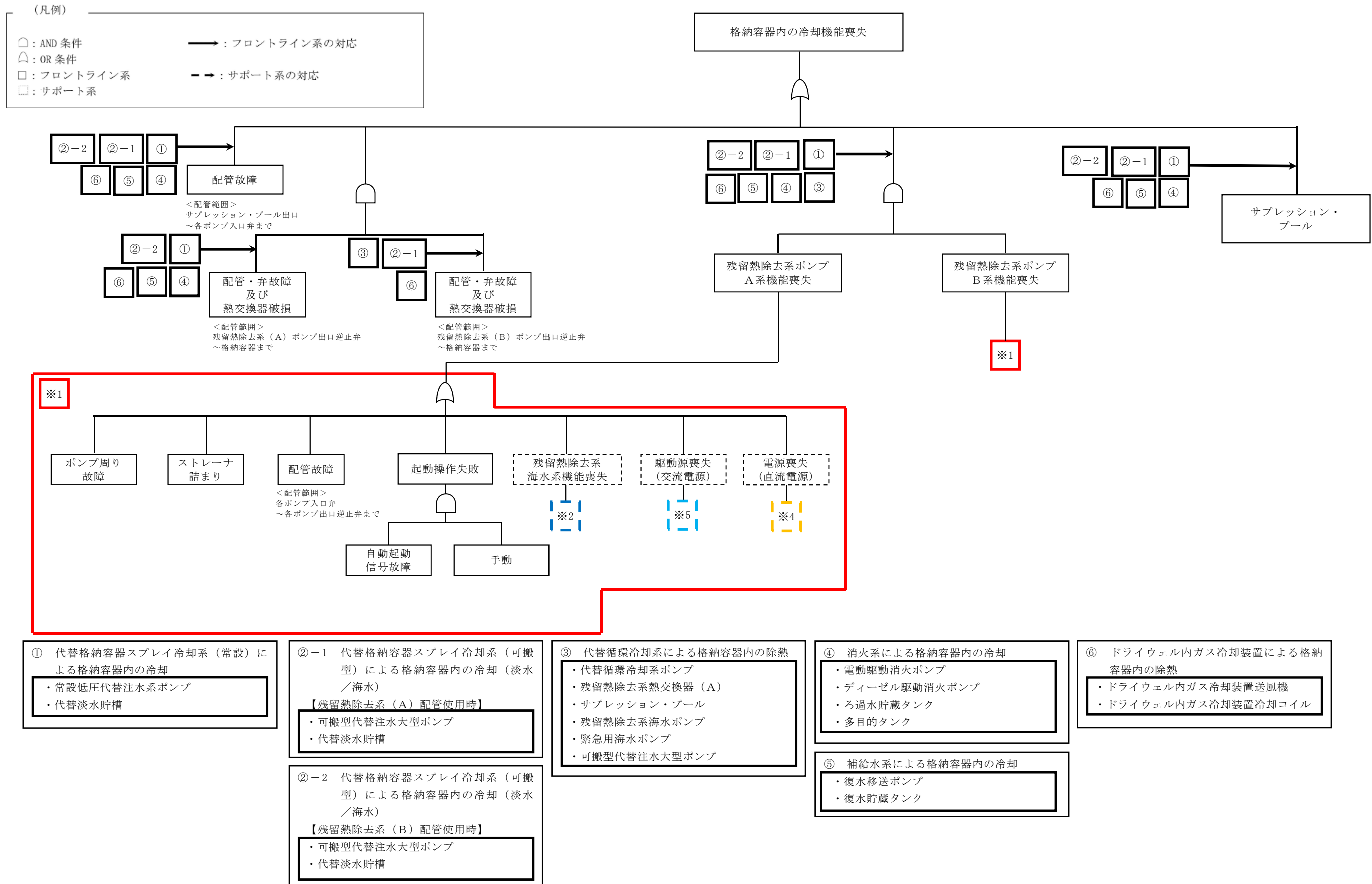
(格納容器破損を防止するための対応)

格納容器破損を防止するための対応	格納容器スプレイ開始の判断基準		圧力容器 破損前	圧力容器 破損後	格納容器 スプレイ流量 (m ³ /h)	格納容器スプレイ停止の判断基準	
	除熱-1・除熱-3	代替格納容器 スプレイ	ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力指示値が 465kPa [gage] 以上の場合	D/W	D/W	300	代替格納容器 スプレイ
ドライウエル雰囲気温度指示値が 171℃以上の場合			D/W	D/W	サブプレッション・プール水位指示値が+6.5m 以上の場合		
残留熱除去系による 格納容器スプレイ		ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力指示値が 245kPa [gage] 以上の場合	①S/P ②D/W	①D/W ②S/P	1,690	残留熱除去系による 格納容器スプレイ	ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力指示値が 13.7kPa [gage] 以下の場合

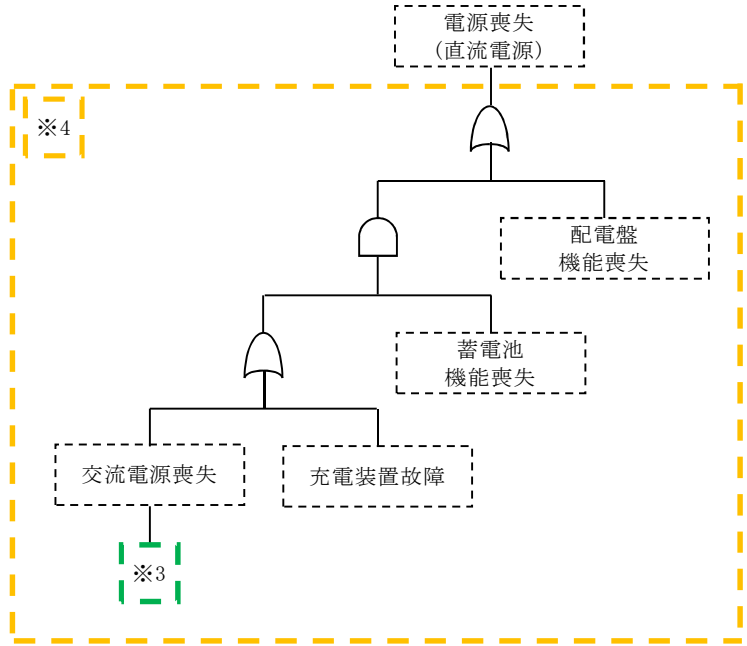
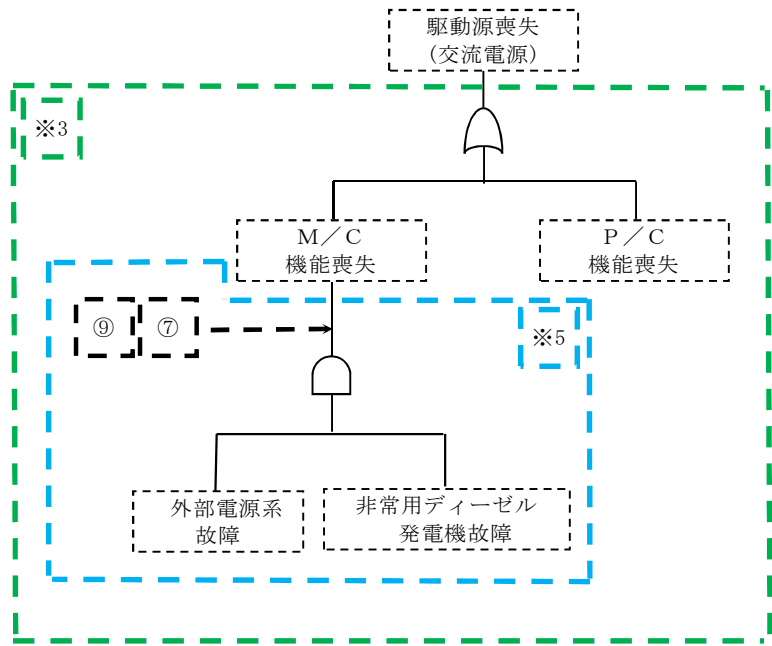
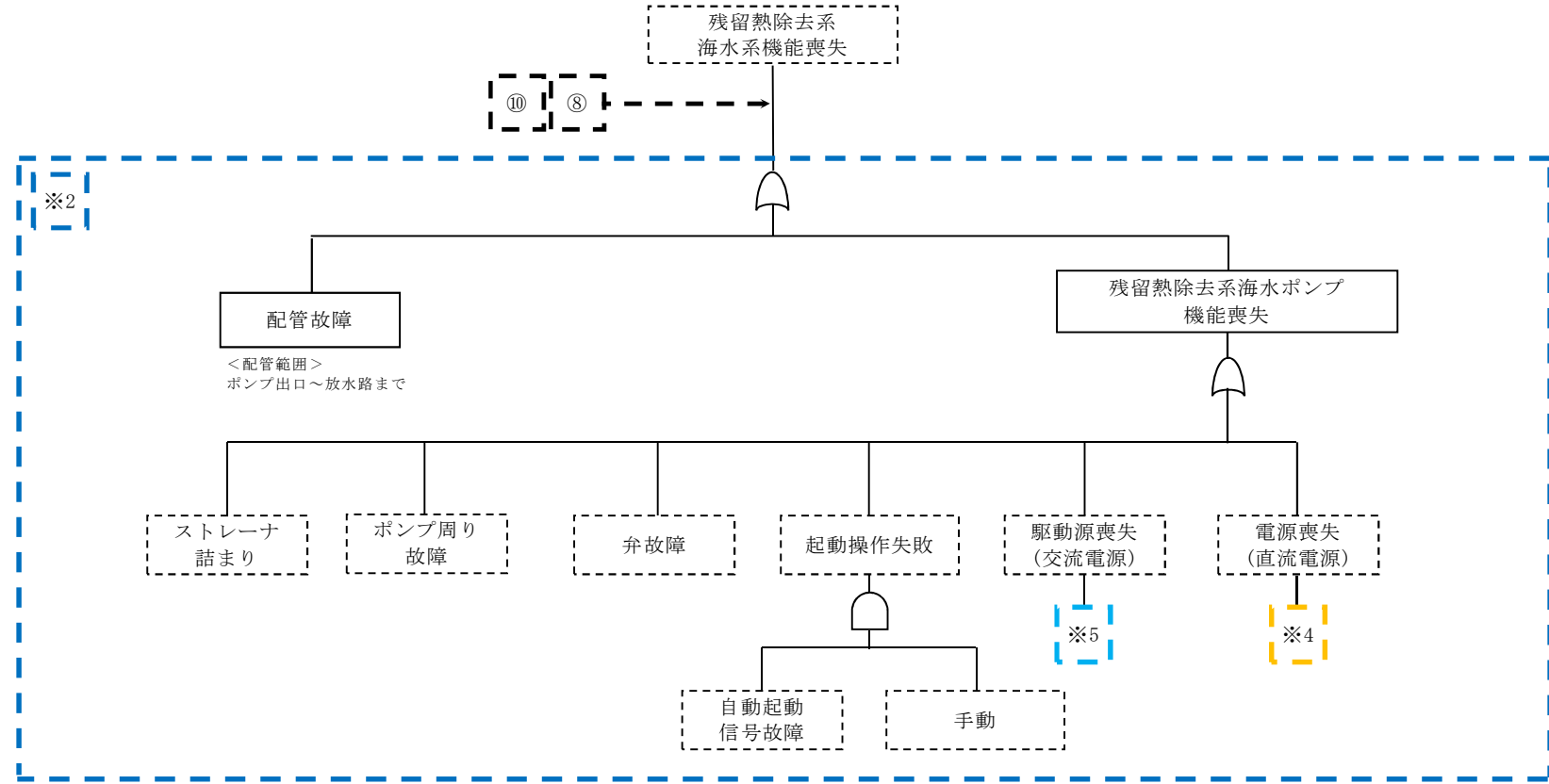
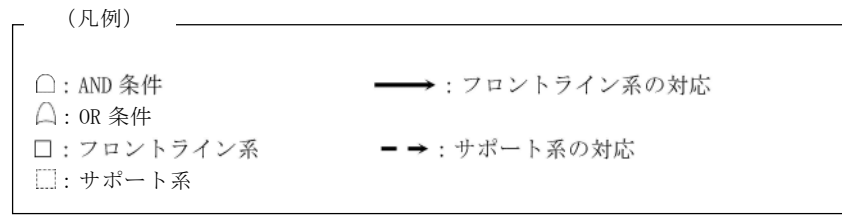
①, ②は優先順位を示す。

第 1.6-6 表 格納容器スプレイの制御に関する判断基準

				開始の判断基準	格納容器 スプレイ流量 (m ³ /h)	変更又は停止の判断基準	格納容器 スプレイ流量 (m ³ /h)
代替格納容器スプレイ	格納容器 圧力制御	炉心の著しい損傷防止 のための対応	圧力制御	サブプレッション・チェンバ圧力指示値が 279kPa [gage] 以上の場合	130	サブプレッション・チェンバ圧力指示値が 217kPa [gage] 以下の場合	—
	格納容器 スプレイ流量制御	格納容器破損を防止するための対応	除熱 1	ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力指示値が 465kPa [gage] 以上の場合	300	ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力指示値が 400kPa [gage] 以下の場合	130
				ドライウエル雰囲気温度指示値が 171℃以上の場合		ドライウエル雰囲気温度指示値が 151℃以下	
			除熱 2	原子炉圧力容器破損	300	ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力指示値が 465kPa [gage] 以下	130



第 1.6-1 図 機能喪失原因対策分析 (1/2)



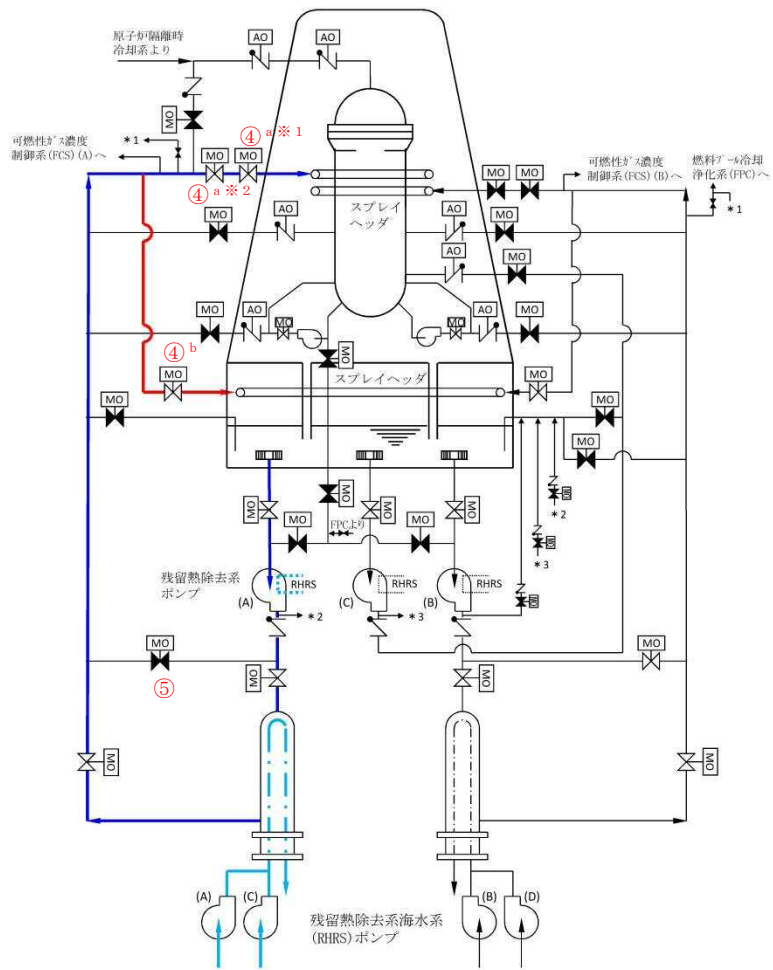
- ⑦ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱
- 【全交流動力電源喪失時】
- ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ
 - ・残留熱除去系熱交換器
 - ・サブプレッション・プール
 - ・残留熱除去系海水ポンプ
 - ・緊急用海水ポンプ
 - ・可搬型代替注水大型ポンプ

- ⑧ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱
- 【残留熱除去系海水系機能喪失時】
- ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ（海水冷却）
 - ・残留熱除去系熱交換器
 - ・サブプレッション・プール
 - ・残留熱除去系海水ポンプ
 - ・緊急用海水ポンプ
 - ・可搬型代替注水大型ポンプ

- ⑨ 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
- 【全交流動力電源喪失時】
- ・残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ
 - ・残留熱除去系熱交換器
 - ・サブプレッション・プール
 - ・残留熱除去系海水ポンプ
 - ・緊急用海水ポンプ
 - ・可搬型代替注水大型ポンプ

- ⑩ 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
- 【残留熱除去系海水系機能喪失時】
- ・残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプ（海水冷却）
 - ・残留熱除去系熱交換器
 - ・サブプレッション・プール
 - ・残留熱除去系海水ポンプ
 - ・緊急用海水ポンプ
 - ・可搬型代替注水大型ポンプ

第 1.6-1 図 機能喪失原因対策分析 (2/2)



操作手順	弁番号
④ a ※ 1, ※ 2	残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁
④ b	残留熱除去系 (A) S/Pスプレイ弁
⑤	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

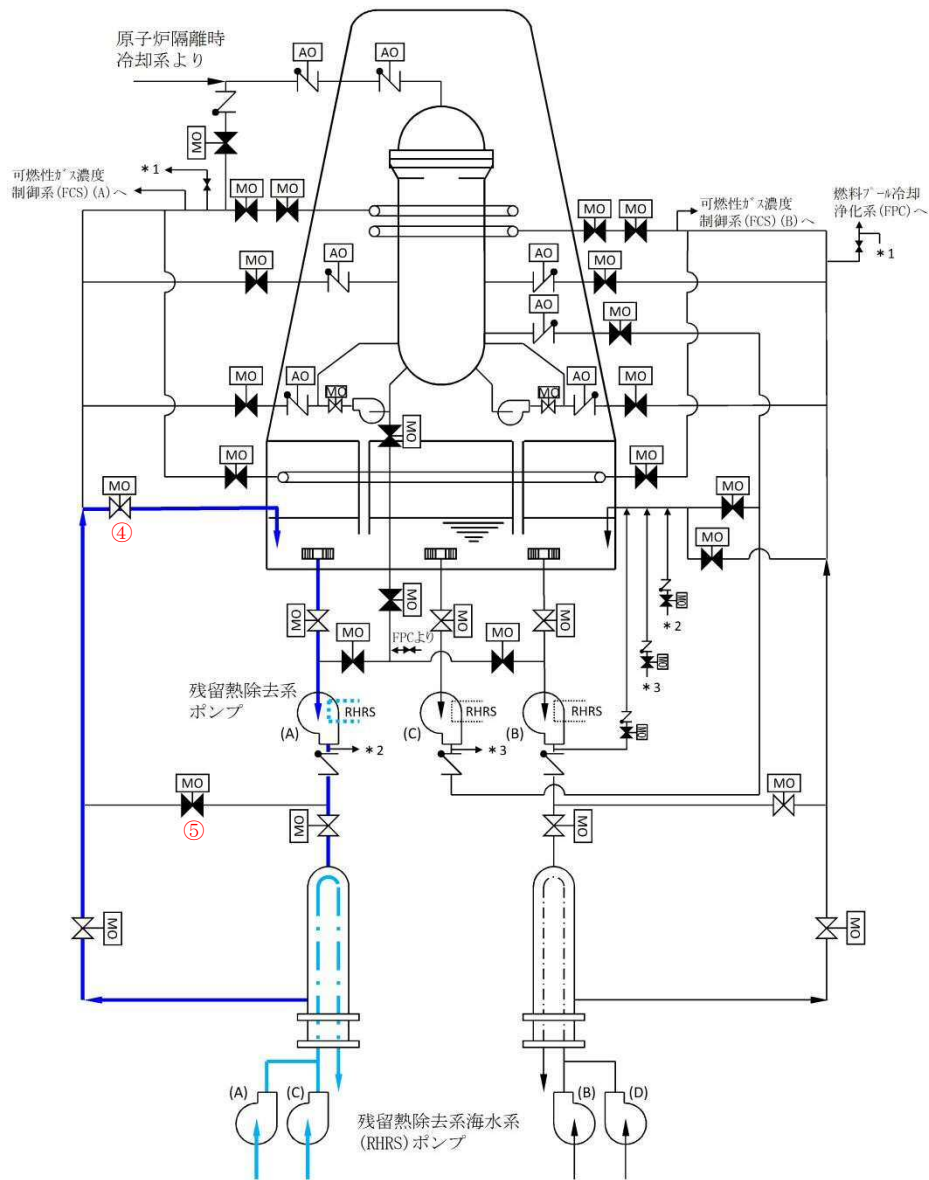
a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。

※1: 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

(凡例)

	: ポンプ		: 残留熱除去系 (A) D/Wスプレイの場合
	: 空気作動弁		: 残留熱除去系 (A) S/Pスプレイの場合
	: 電動弁		
	: 逆止弁		
	: 手動弁		






第 1.6-2 図 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) による格納容器内の除熱 概要図



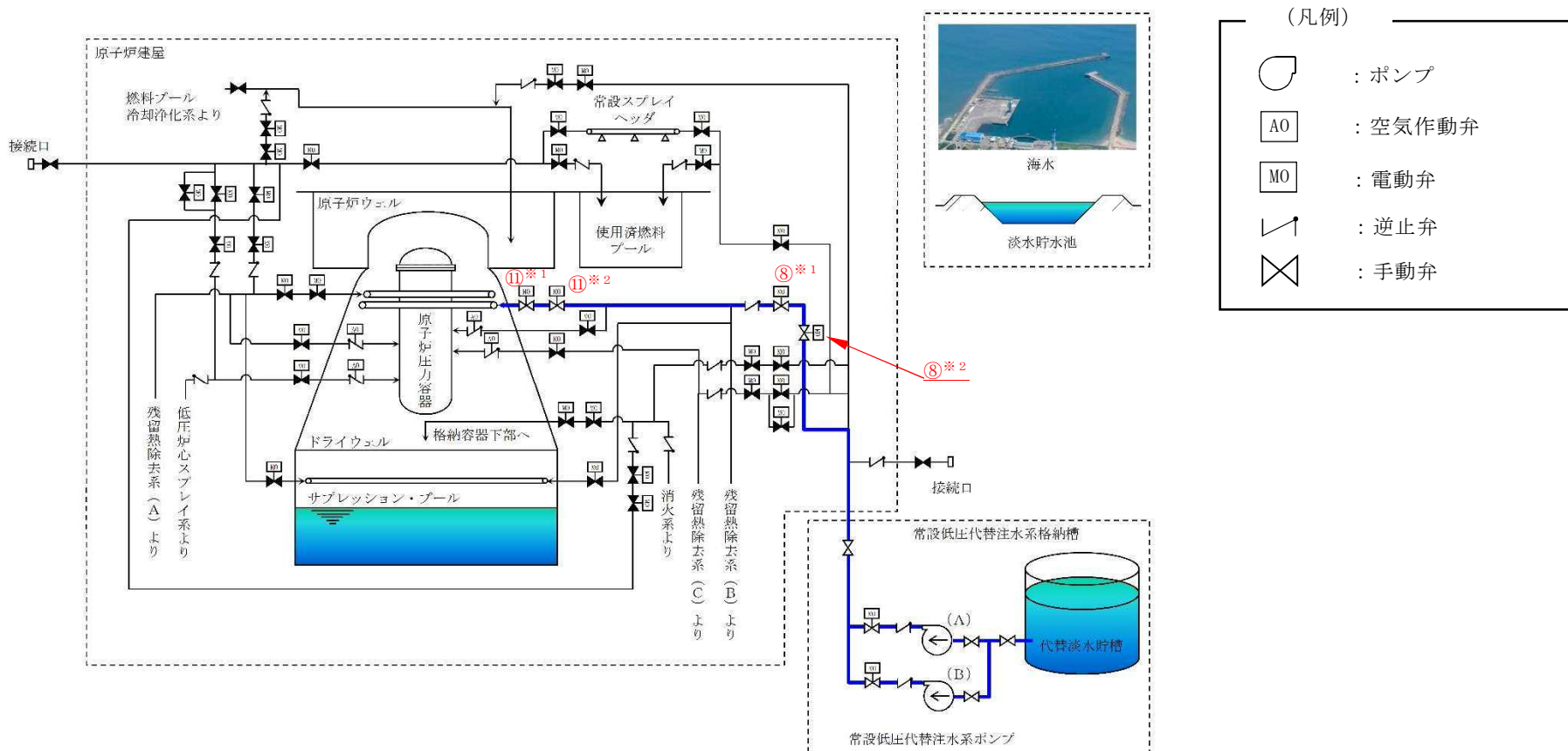
操作手順	弁番号
④	残留熱除去系 (A) テスト弁
⑤	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

(凡例)

-  : ポンプ
-  : 空気作動弁
-  : 電動弁
-  : 逆止弁
-  : 手動弁

第 1.6-3 図 残留熱除去系 (サプレッション・プール冷却系) によるサプレッション・プール水の除熱 概要図



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑧※1	代替格納容器スプレー注水弁	⑪※1, ※2	残留熱除去系 (B) D/Wスプレー弁
⑧※2	代替格納容器スプレー流量調整弁		

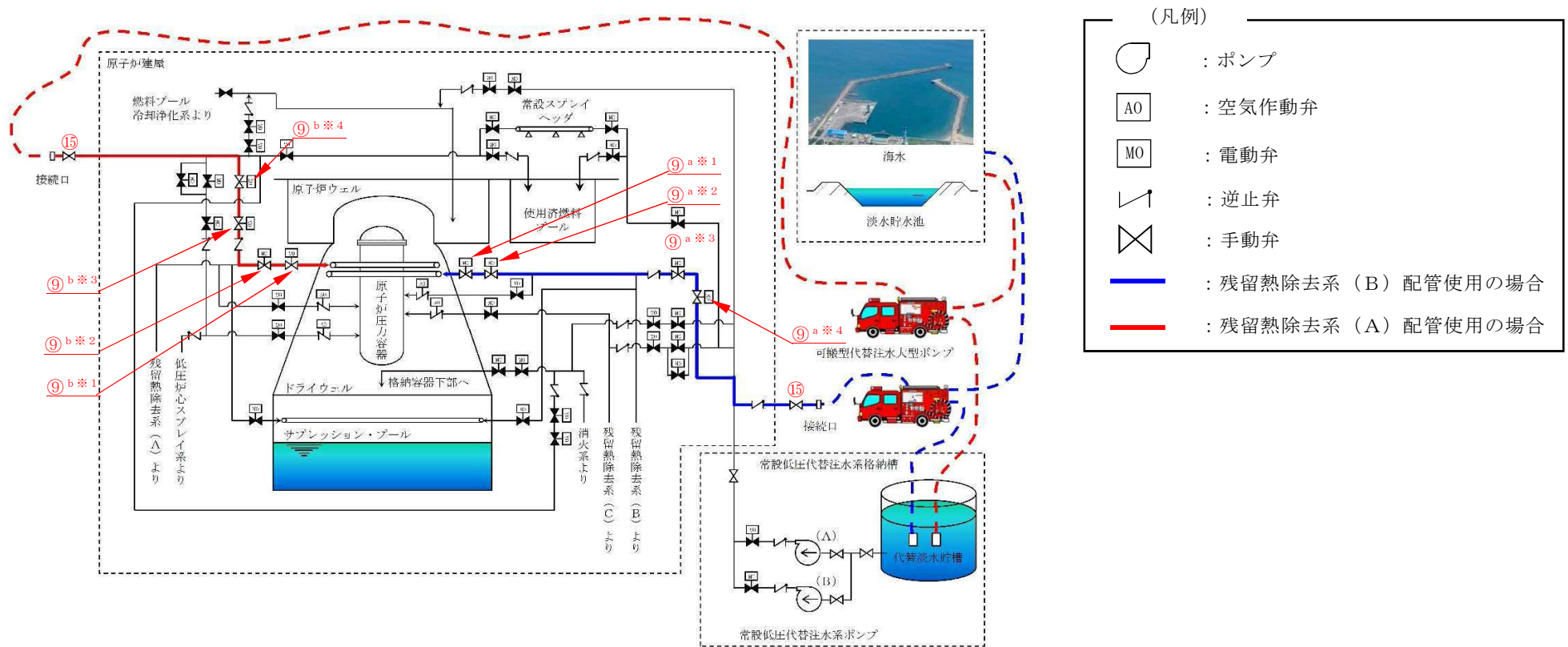
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.6-4図 代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器内の冷却 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
			代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器内の冷却 10分											
代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器内の冷却	運転員等(当直運転員)(中央制御室)	1	必要な負荷の定規切替操作											
			系統構成, 冷却開始操作											

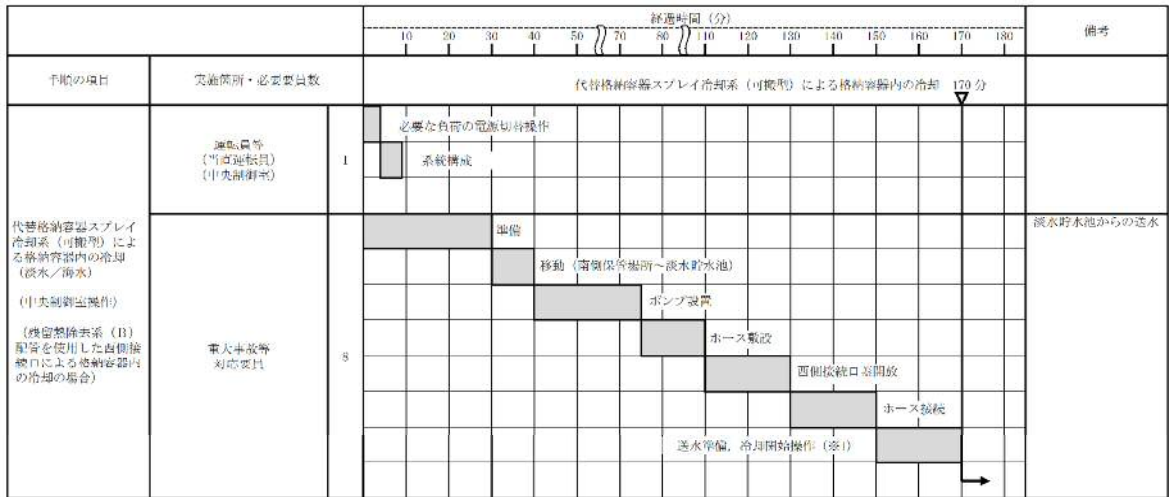
第1.6-5図 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器内の冷却タイムチャート



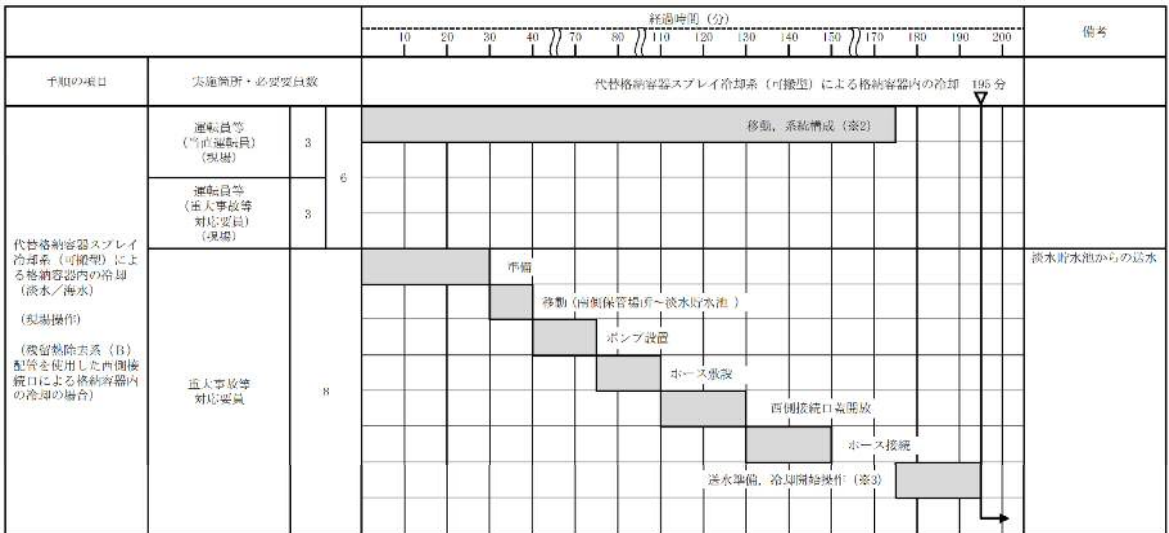
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑨ a ※ 1, ※ 2	残留熱除去系 (B) D/Wスプレイ弁	⑨ a ※ 4, b ※ 4	代替格納容器スプレイ流量調整弁
⑨ b ※ 1, ※ 2	残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁	⑮	西側接続口又は東側接続口の弁
⑨ a ※ 3, b ※ 3	代替格納容器スプレイ注水弁		

記載例 ① : 操作手順番号を示す。
 a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。
 ※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.6-6図 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器内の冷却 (淡水/海水) 概要図



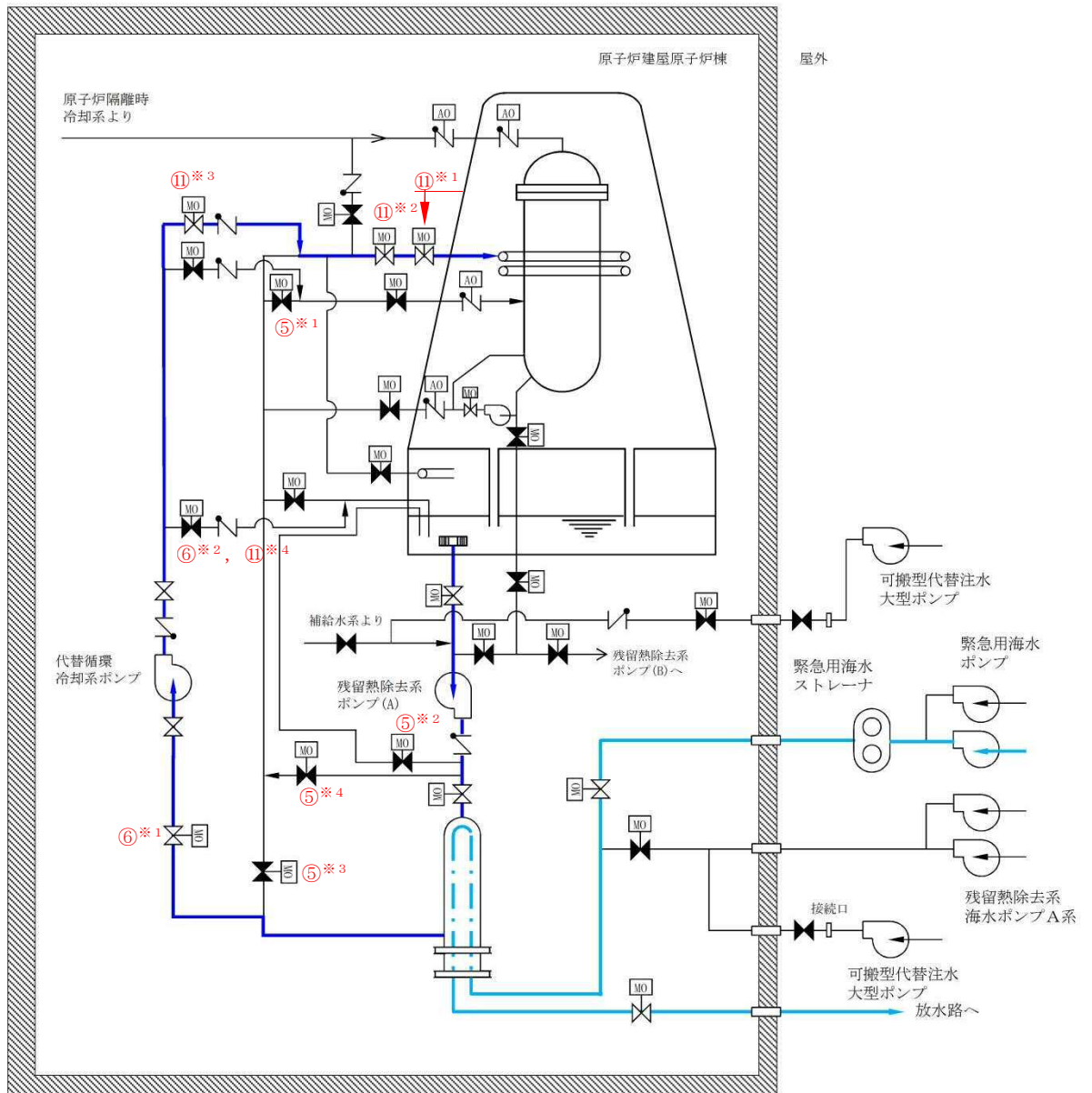
※1：残留熱除去系（A）配管を使用した東側接続口への送水の場合、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却開始まで135分以内と想定する。



※2：残留熱除去系（A）配管を使用した東側接続口への送水の場合、移動、系統構成は175分以内と想定する。

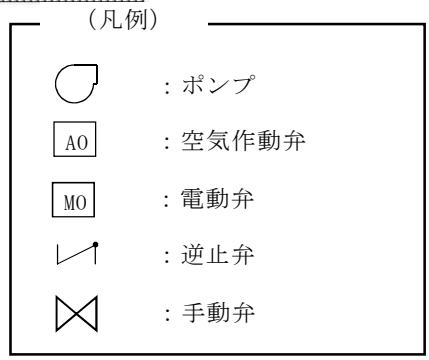
※3：残留熱除去系（A）配管を使用した東側接続口への送水の場合、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却開始まで195分以内と想定する。

第1.6-7図 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水） タイムチャート



操作手順	弁名称
⑤※1	残留熱除去系注水配管分離弁
⑤※2	残留熱除去系 (A) ミニフロー弁
⑤※3	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁
⑤※4	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁
⑥※1	代替循環冷却系入口弁
⑥※2, ⑪※4	代替循環冷却系テストライン弁
⑪※1, ※2	残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁
⑪※3	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量調節弁

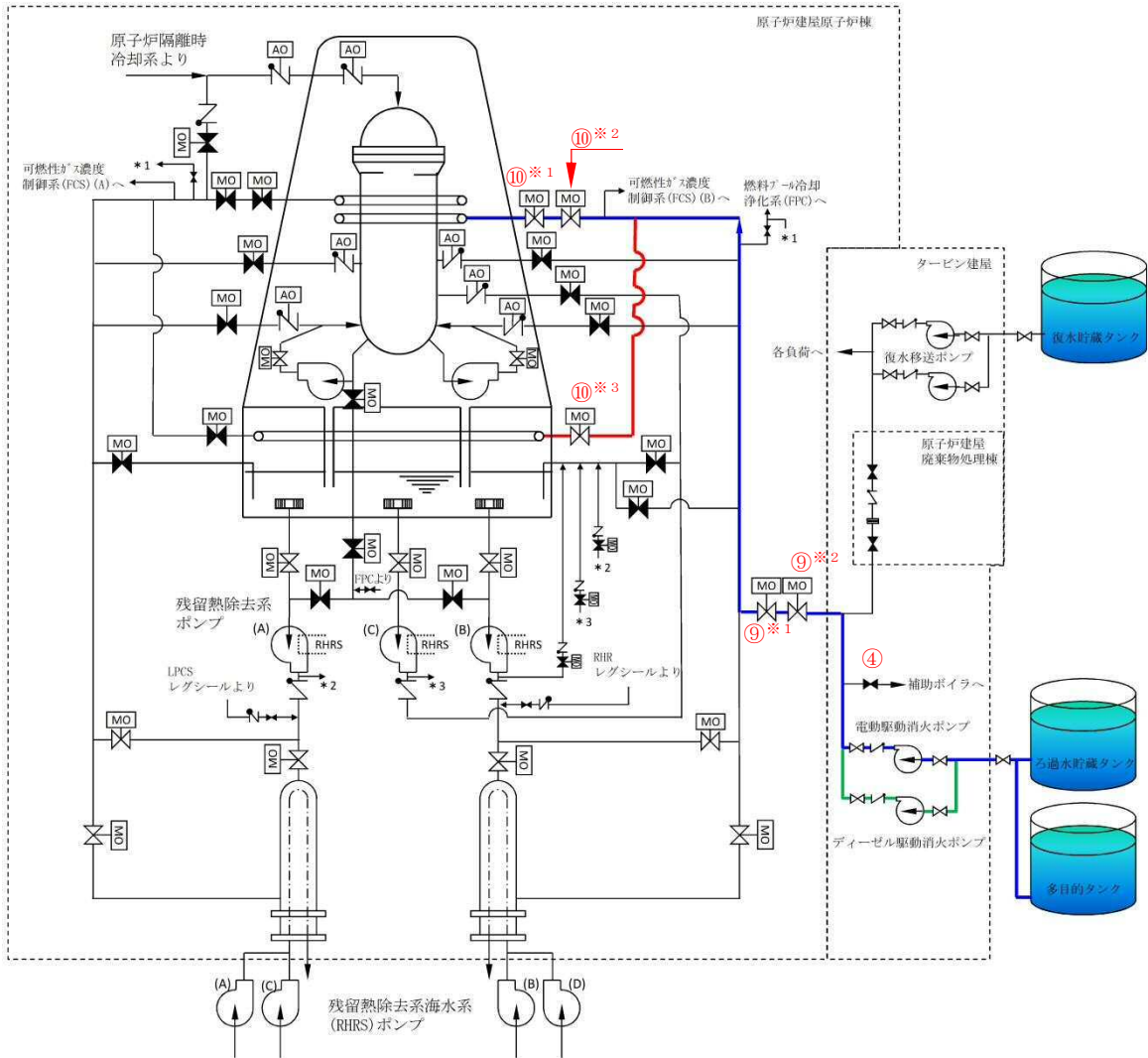
記載例 ① : 操作手順番号を示す。
 ※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。



第1.6-8図 代替循環冷却系による格納容器内の除熱 概要図

		経過時間 (分)										備考	
		5	10	15	20	25	30	35	40	45			
手順の項目	実施箇所・必要要員数	代替循環冷却系による格納容器内の除熱 35分											
代替循環冷却系による格納容器内の除熱	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	系統構成					除熱開始操作					
			→										

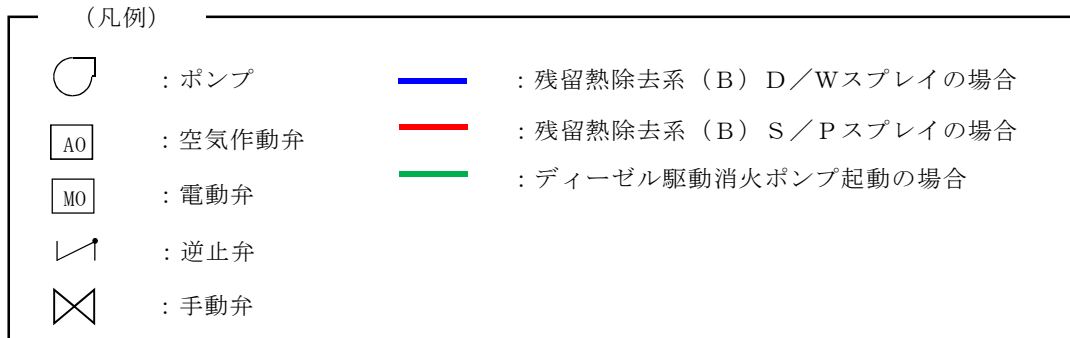
第1.6-9図 代替循環冷却系による格納容器内の除熱 タイムチャート



操作手順	弁名称
④	補助ボイラ冷却水元弁
⑨※1, ※2	残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁
⑩※1, ※2	残留熱除去系 (B) D/Wスプレイ弁
⑩※3	残留熱除去系 (B) S/Pスプレイ弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

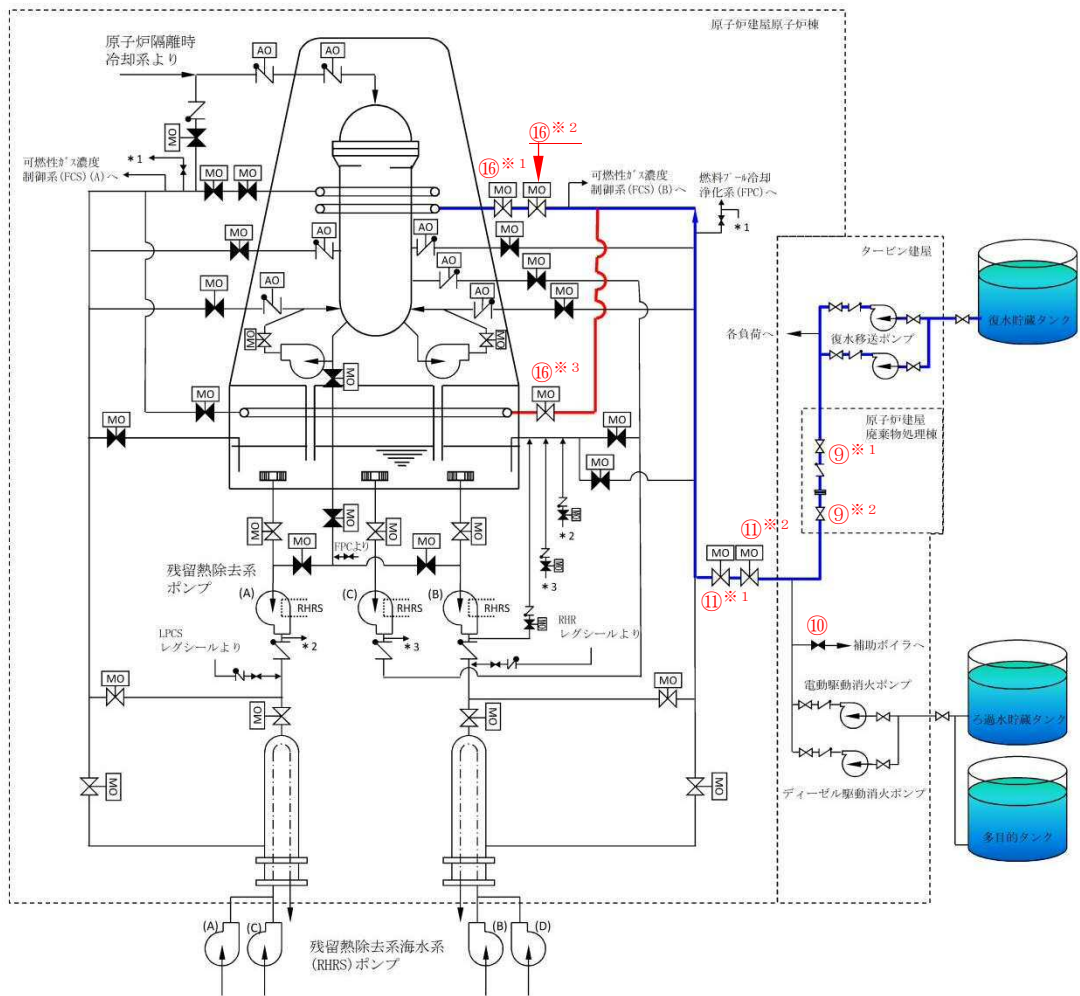
※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。



第1.6-10図 消火系による格納容器内の冷却 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	消火系による格納容器内の冷却 53分										
消火系による格納容器内の冷却	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	必要負荷の電流切替操作				系統構成、冷却開始操作					
	運転員等 (当直運転員) (現場)	2					移動、系統構成					

第1.6-11図 消火系による格納容器内の冷却 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑨※1, ※2	補給水系-消火系連絡ライン止め弁
⑩	補助ボイラ冷却水元弁
⑪※1, ※2	残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁
⑯※1, ※2	残留熱除去系 (B) D/Wスプレイ弁
⑯※3	残留熱除去系 (B) S/Pスプレイ弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。
 ※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

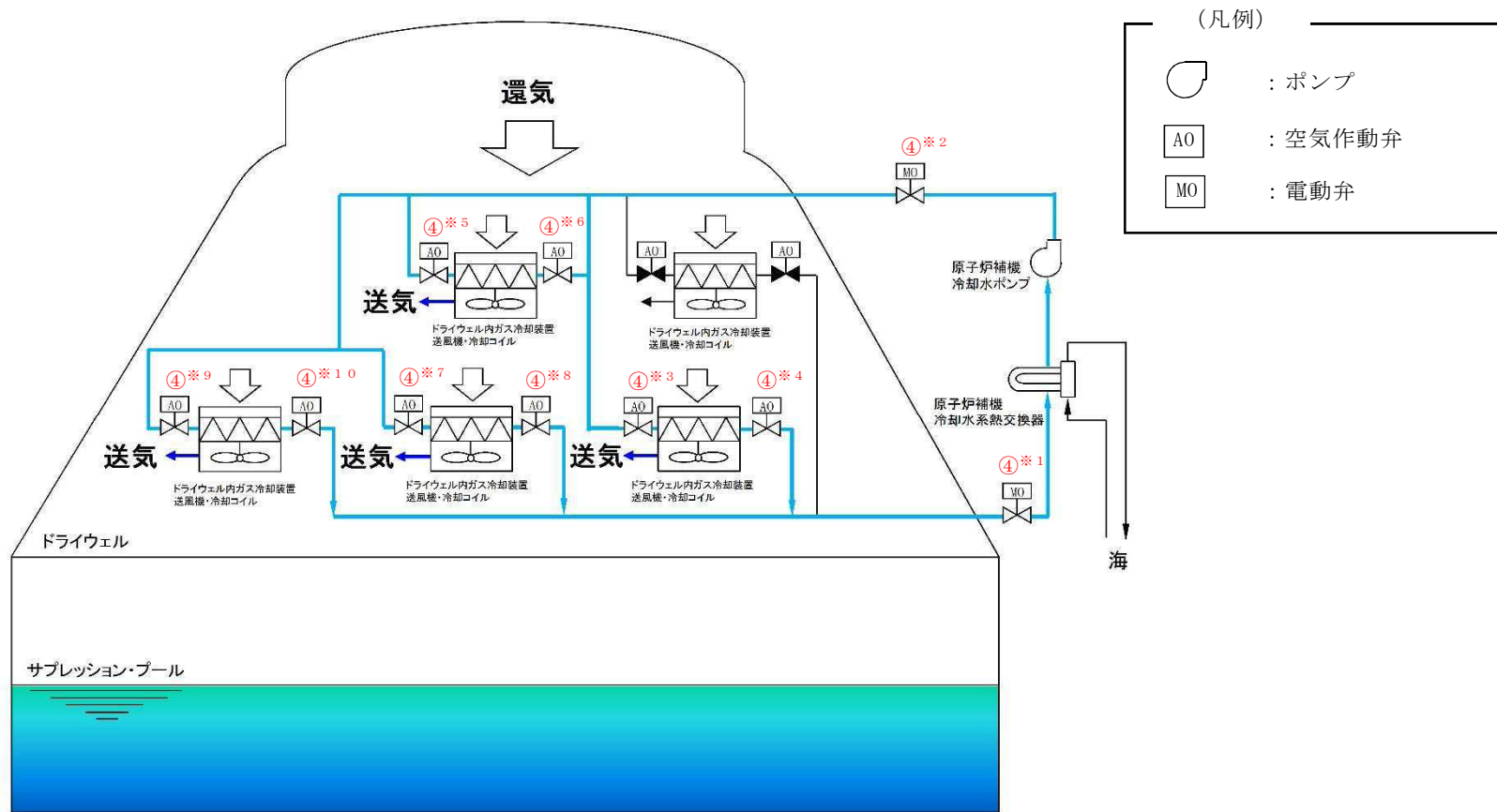
(凡例)

	: ポンプ		: 残留熱除去系 (B) D/Wスプレイの場合
	: 空気作動弁		: 残留熱除去系 (B) S/Pスプレイの場合
	: 電動弁		
	: 逆止弁		
	: 手動弁		

第1.6-12図 補給水系による格納容器内の冷却 概要図

		経過時間(分)															備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150		
工場の項目	実施箇所・必要要員数	補給水系による格納容器内の冷却 105分																
補給水系による格納容器内の冷却	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	必要な負荷の電源切り操作										系統構成、冷却開始操作					
	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 1.6-13 図 補給水系による格納容器内の冷却 タイムチャート



操作手順	弁名称
④※1, ※2	原子炉補機冷却水系隔離弁
④※3～※10	ドライウエル内ガス冷却装置送風機 原子炉補機冷却水系出入口弁

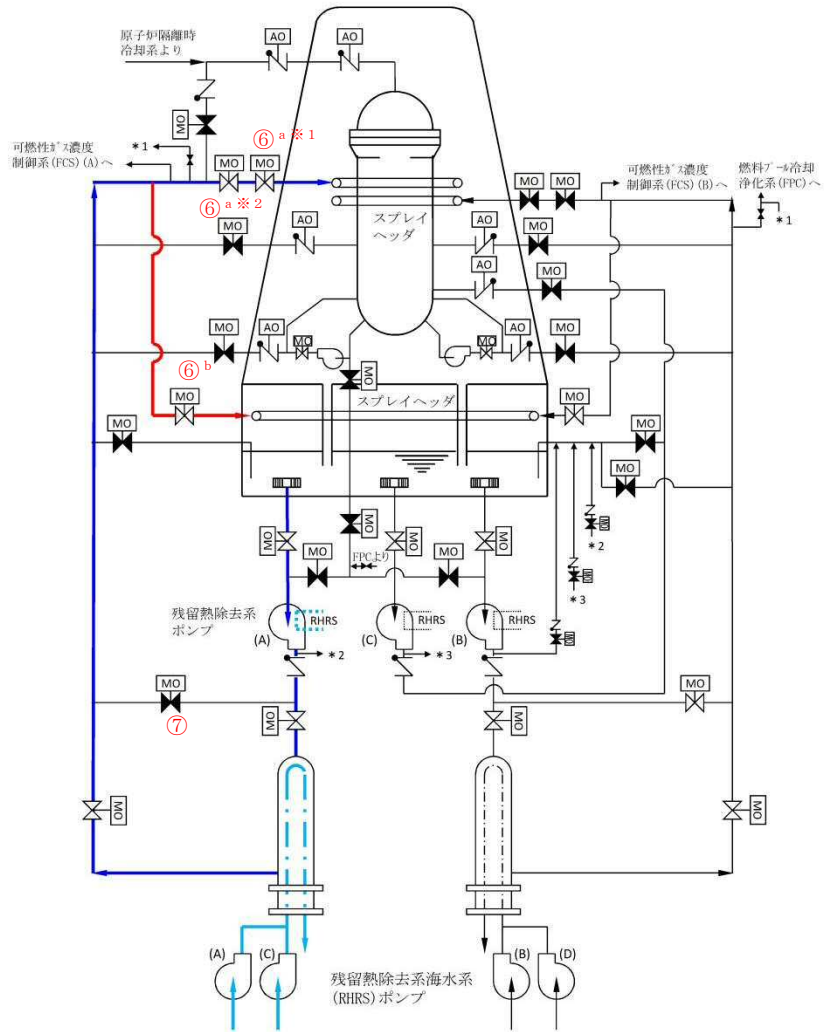
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第 1.6-14 図 ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱 概要図

		経過時間(分)										備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10		11
手順の項目	実施箇所・必要要員数	ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱 10分											
ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	系統構成、除熱開始操作										

第 1.6-15 図 ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱 タイムチャート



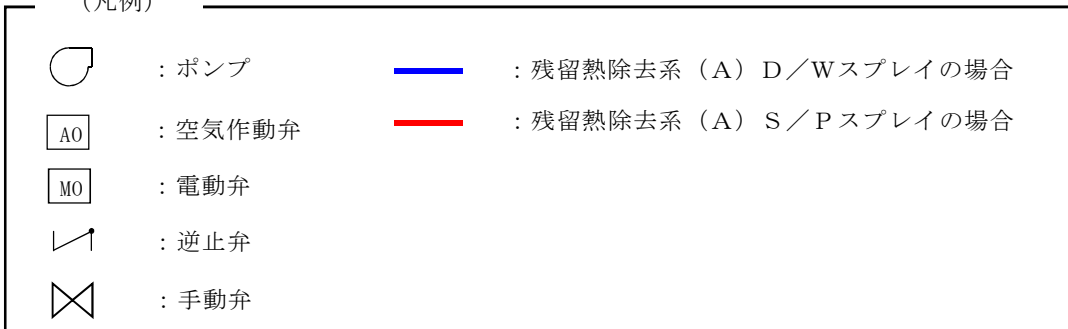
操作手順	弁番号
⑥ ^a ※1, ※2	残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁
⑥ ^b	残留熱除去系 (A) S/Pスプレイ弁
⑦	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

(凡例)

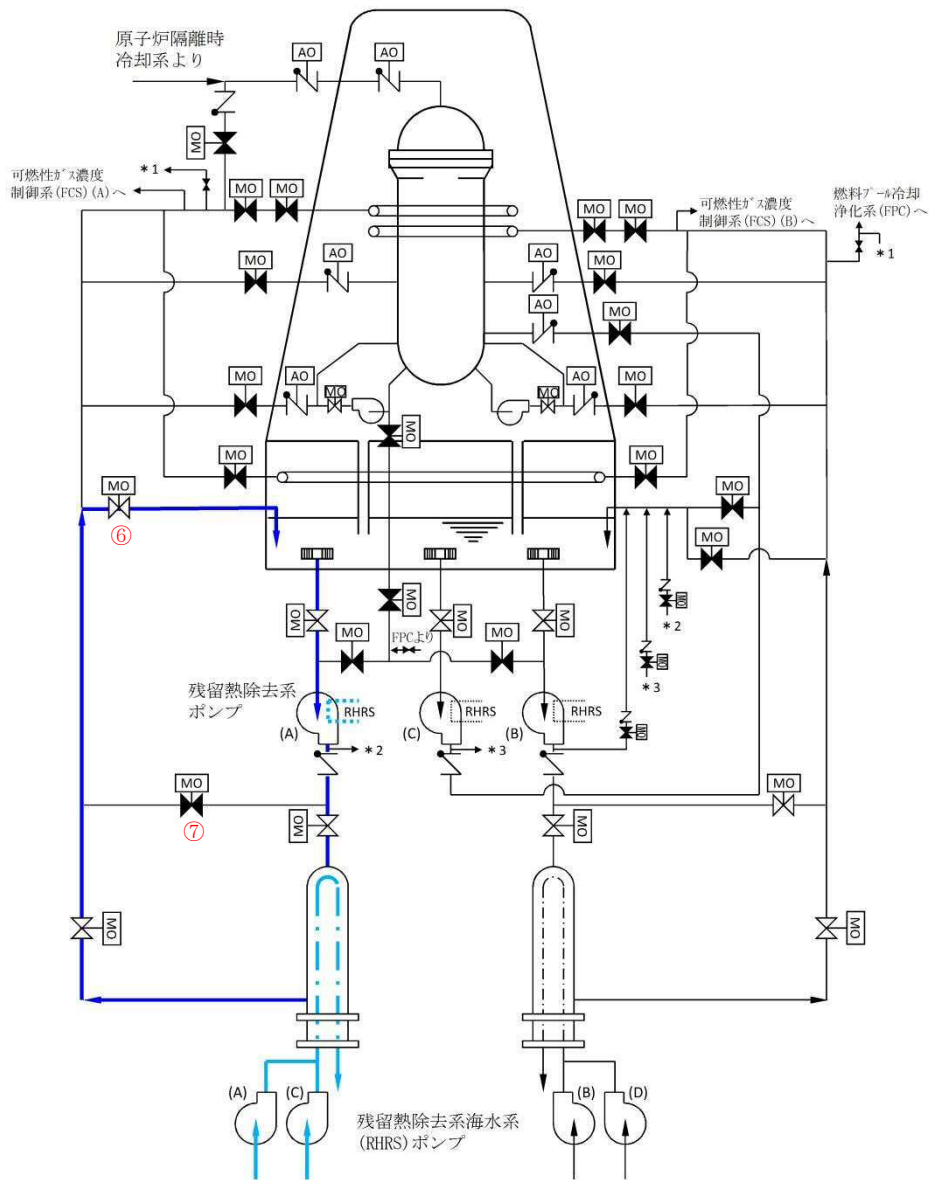


第1.6-16図 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 復旧後の格納容器内の除熱 概要図

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	10		11	12		
			残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱 7分														
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	1								系統構成、除熱開始操作							残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（A）による格納容器内の除熱 ^①

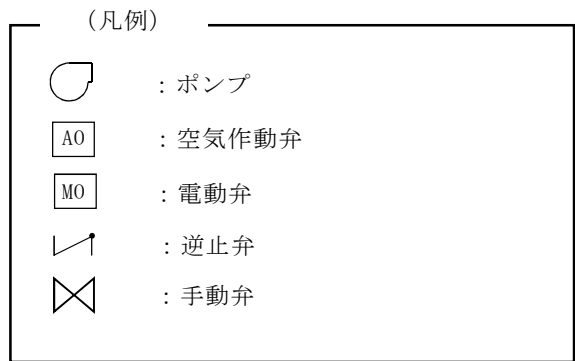
※1：残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）（B）による格納容器内の冷却開始まで7分以内と想定する。

第1.6-17図 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱 タイムチャート



操作手順	弁番号
⑥	残留熱除去系 (A) テスト弁
⑦	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。



第 1.6-18 図 残留熱除去系 (サプレッション・プール冷却系) 復旧後のサプレッション・プール水の除熱 概要図

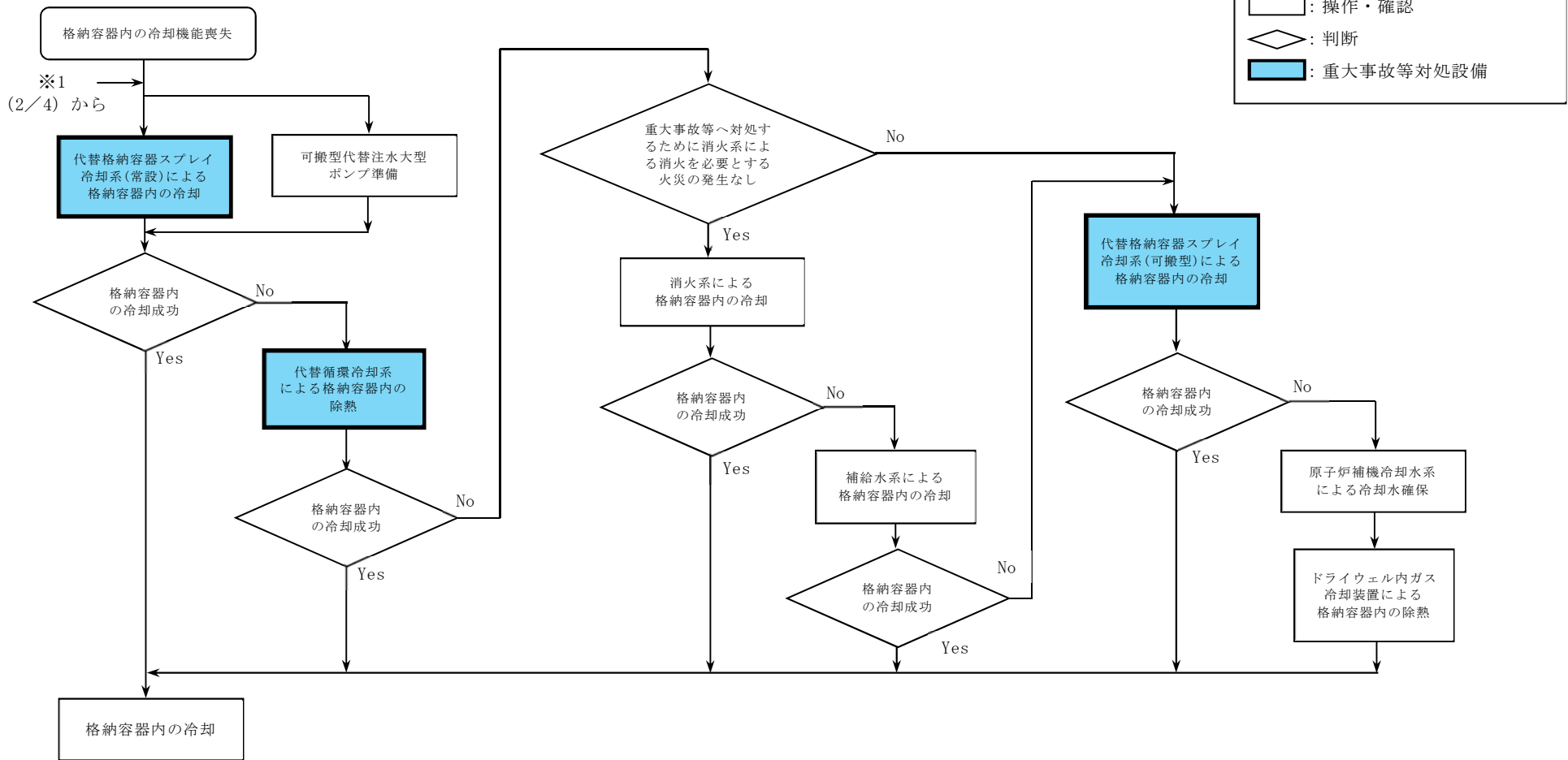
		経過時間 (分)									備考
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後のサブプレッション・プール水の除熱									
残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後のサブプレッション・プール水の除熱	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	1									残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）（A）によるサブプレッション・プール水の除熱※1

※1：残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）（B）によるサブプレッション・プール水の冷却開始まで3分以内と想定する。

第 1.6-19 図 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 タイムチャート

炉心の著しい損傷防止のための対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択

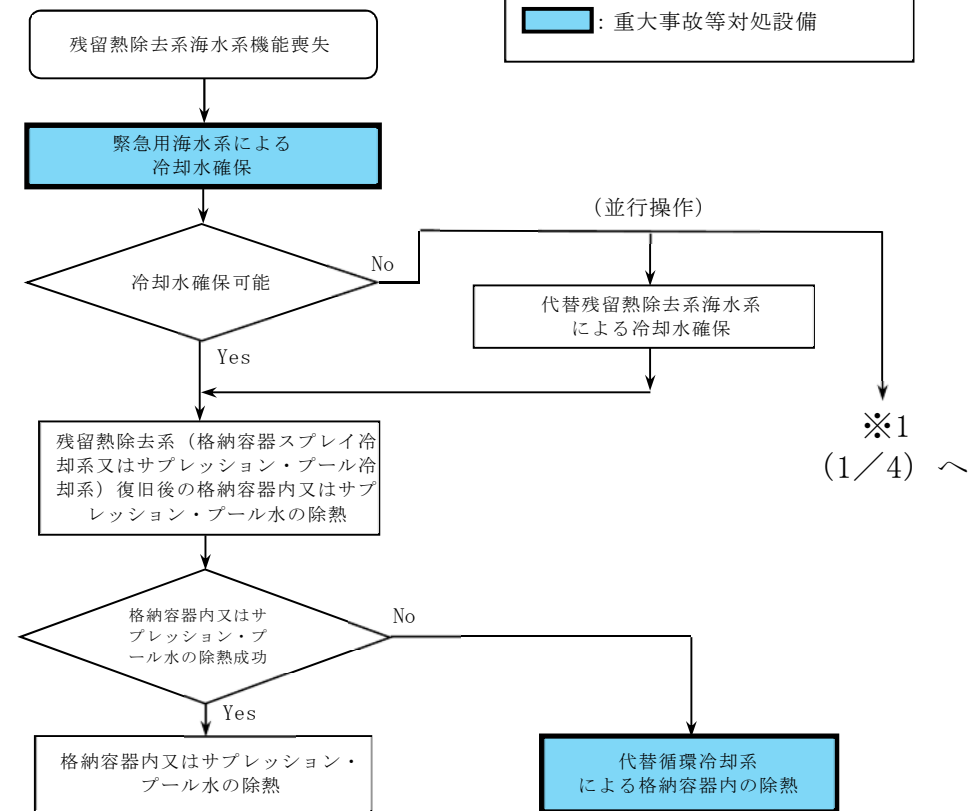
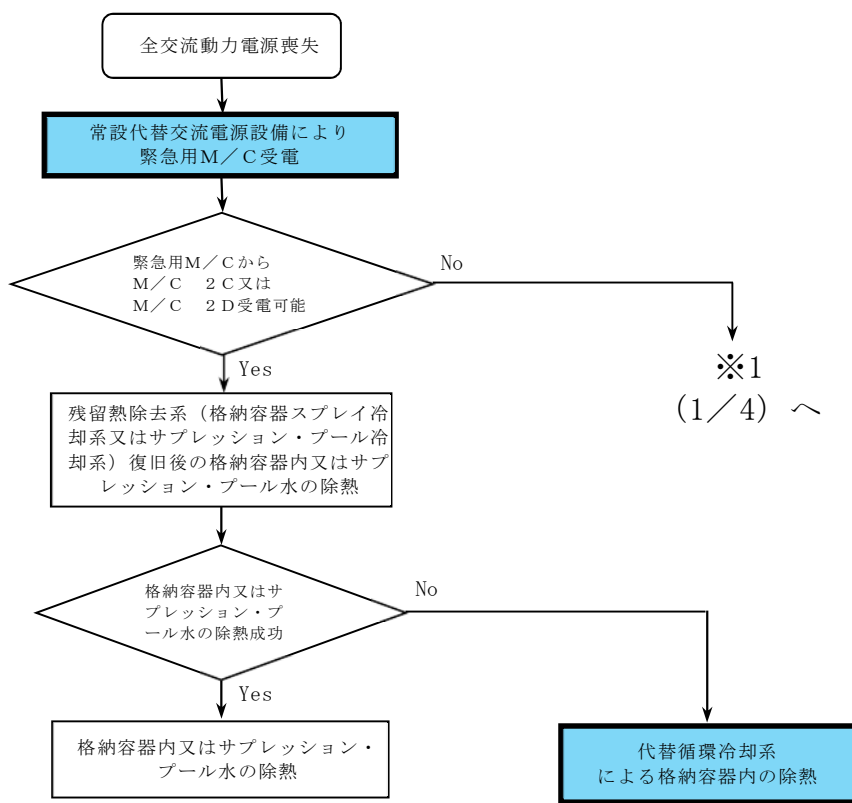
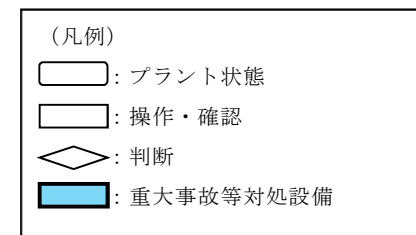


1.6-130

第 1.6-20 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/4)

炉心の著しい損傷防止のための対応手順

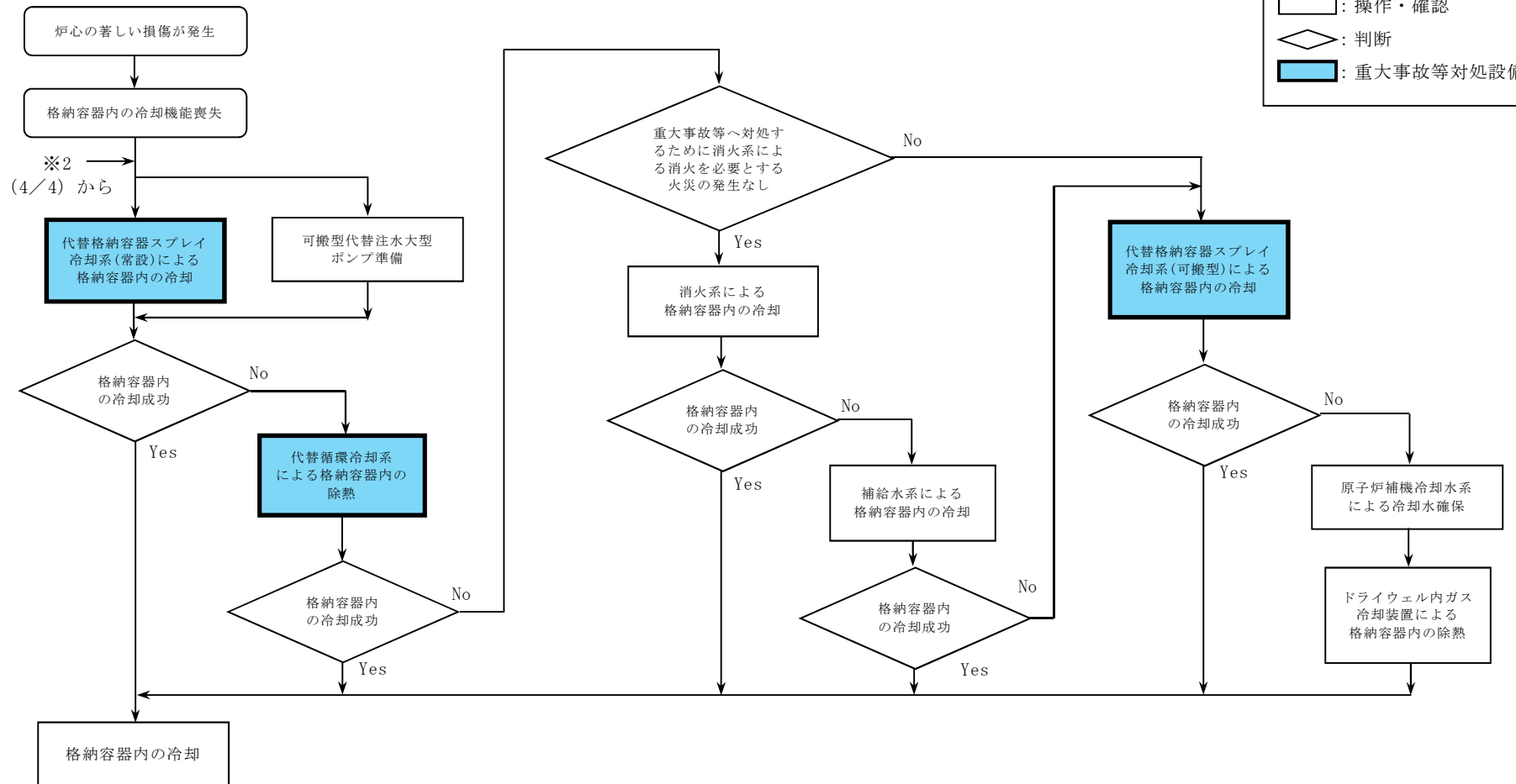
(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第 1.6-20 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/4)

格納容器破損を防止するための対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



(凡例)

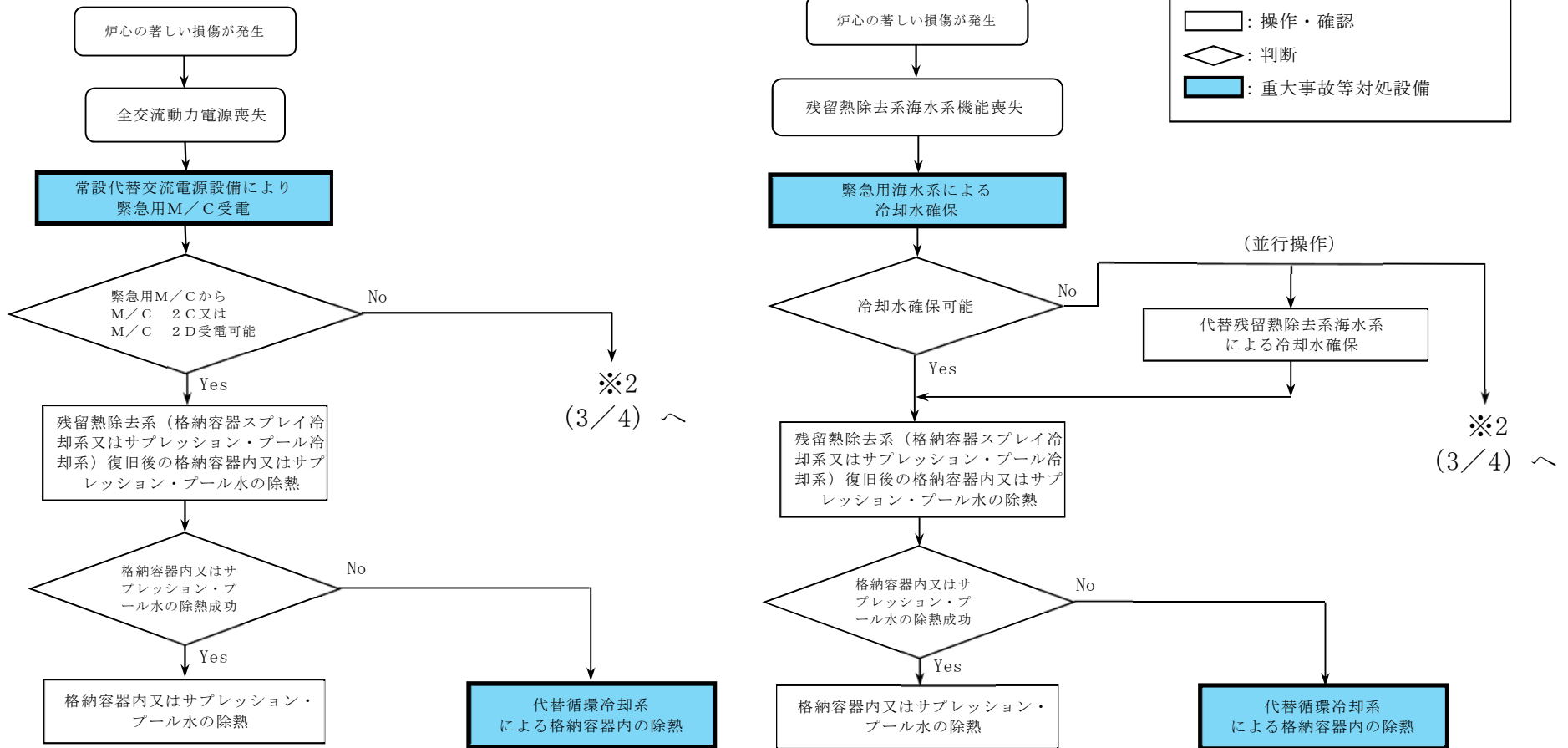
- : プラント状態
- : 操作・確認
- ◇: 判断
- : 重大事故等対処設備

1.6-132

第 1.6-20 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/4)

格納容器破損を防止するための対応手順

(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第 1.6-20 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (4/4)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/7）

技術的能力審査基準（1.6）	番号	設置許可基準規則（第49条）	技術基準規則（第64条）	番号
<p>【本文】</p> <p>1 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原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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>2 発電用原子炉設置者は、炉心の著しい損傷が発生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、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させ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>1 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生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、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させ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>1 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生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、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させ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 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させ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1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させ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) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等</p> <p>a) 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>(1) 重大事故等対処設備</p> <p>a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。</p>	<p>(1) 重大事故等対処設備</p> <p>a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。</p>	⑤
<p>(2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生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、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	③	<p>b) 上記a)の格納容器スプレイ代替注水設備は、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>b) 上記a)の格納容器スプレイ代替注水設備は、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>	⑥
		<p>(2) 兼用</p> <p>a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p>	<p>(2) 兼用</p> <p>a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p>	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/7)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) による格納容器内の除熱	サブプレッション・プール	既設	① ④	-		
	残留熱除去系熱交換器	既設				
	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) ポンプ	既設				
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				
	格納容器	既設				
	燃料補給設備	既設				
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド	既設				
	非常用交流電源設備	既設				
残留熱除去系 (サブプレッション・プール水の除熱)	サブプレッション・プール	既設	① ④	-		
	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	既設				
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				
	格納容器	既設				
	燃料補給設備	既設				
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設				
	非常用交流電源設備	既設				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3/7）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	—	消火系による格納容器内の冷却	電動駆動消火ポンプ
	代替淡水貯槽	新設				ディーゼル駆動消火ポンプ
	低圧代替注水系配管・弁	新設				ろ過水貯蔵タンク
	代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁	新設				多目的タンク
	残留熱除去系（B）配管・弁・スプレイヘッド	既設				残留熱除去系（B）配管・弁・スプレイヘッド
	格納容器	既設				格納容器
	常設代替交流電源設備	新設				常設代替交流電源設備
	燃料補給設備	新設				可搬型代替交流電源設備
	非常用交流電源設備	既設				燃料補給設備
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	—	消火系による格納容器内の冷却	非常用交流電源設備
	代替淡水貯槽	新設				消火系配管・弁
	低圧代替注水系配管・弁	新設			補給水系による格納容器内の冷却	復水移送ポンプ
	代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁	新設				復水貯蔵タンク
	残留熱除去系（A）配管・弁・スプレイヘッド	既設				残留熱除去系（B）配管・弁・スプレイヘッド
	残留熱除去系（B）配管・弁・スプレイヘッド	既設				格納容器
	格納容器	既設				常設代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				可搬型代替交流電源設備
	可搬型代替交流電源設備	新設				燃料補給設備
	燃料補給設備	新設				非常用交流電源設備
非常用交流電源設備	既設	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（4/7）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
代替循環冷却系による格納容器内の除熱①	代替循環冷却系ポンプ	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	—		代替循環冷却系ポンプ
	残留熱除去系熱交換器（A）	既設				残留熱除去系熱交換器（A）
	サブプレッション・プール	既設				サブプレッション・プール
	緊急用海水ポンプ	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
	残留熱除去系海水ポンプ	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）配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド
	残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド	既設				格納容器
	格納容器	既設				非常用取水設備
	非常用取水設備	既設 新設				常設代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				燃料補給設備
	燃料補給設備	新設				非常用交流電源設備
	非常用交流電源設備	既設				—
—	—	—	—	—	ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱	ドライウエル内ガス冷却装置送風機
						ドライウエル内ガス冷却装置冷却コイル
						常設代替交流電源設備
						燃料補給設備
						非常用交流電源設備
					原子炉補機冷却水系	

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/7)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

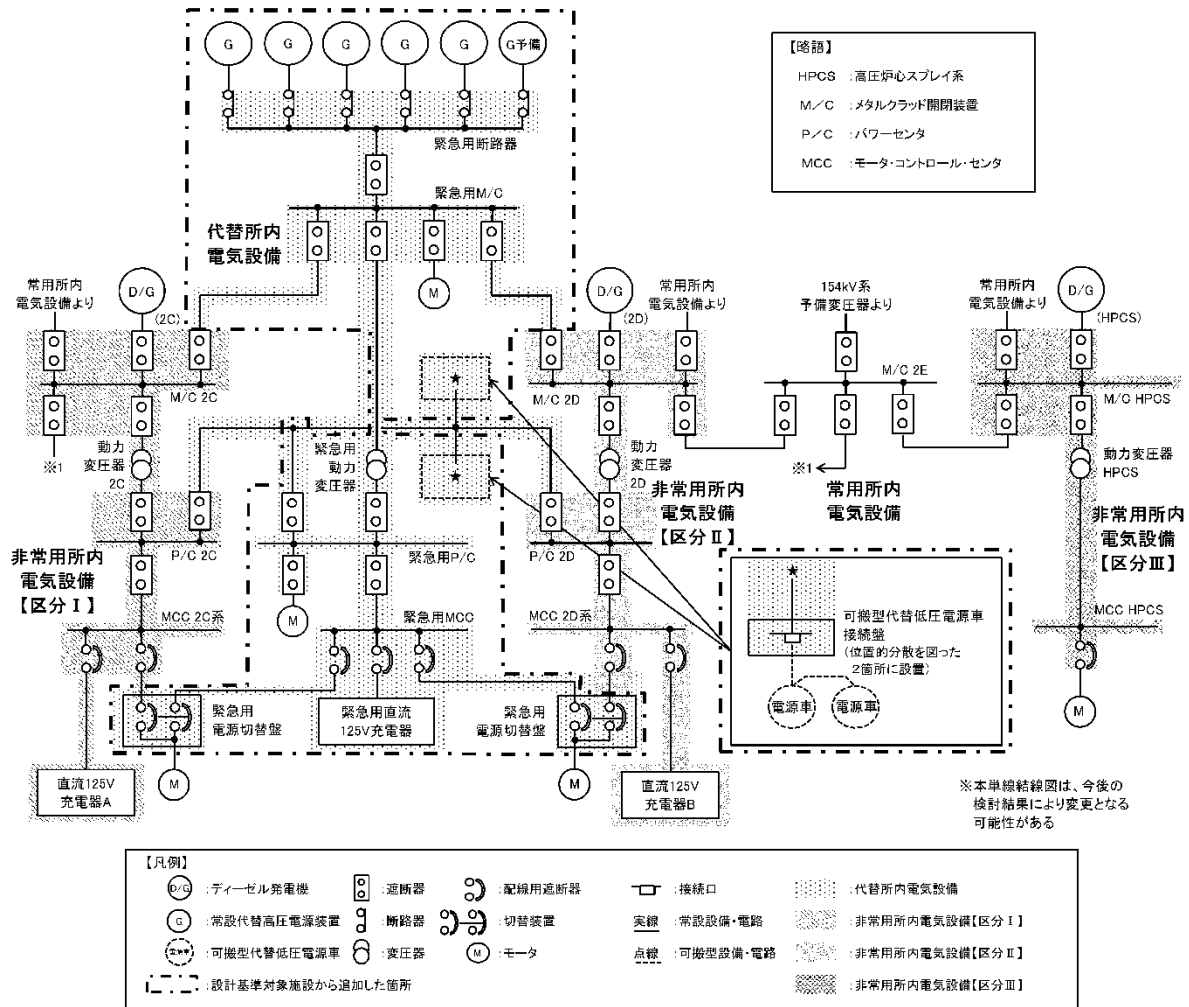
重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 復旧後の 格納容器内の除熱①	サブプレッション・プール	既設	① ④	-	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 復旧後の 格納容器内の除熱②	サブプレッション・プール
	残留熱除去系熱交換器	既設				残留熱除去系熱交換器
	緊急用海水ポンプ	新設				残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) ポンプ (海水冷却)
	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) ポンプ (海水冷却)	既設				可搬型代替注水大型ポンプ
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				格納容器
	格納容器	既設				非常用取水設備
	非常用取水設備	既設 新設				常設代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				燃料補給設備
	燃料補給設備	新設				残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド	既設				-
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	サブプレッション・プール	既設	① ④	-	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②	サブプレッション・プール
	残留熱除去系熱交換器	既設				残留熱除去系熱交換器
	緊急用海水ポンプ	新設				残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) ポンプ (海水冷却)
	残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) ポンプ (海水冷却)	既設				可搬型代替注水大型ポンプ
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				格納容器
	格納容器	既設				非常用取水設備
	非常用取水設備	既設 新設				常設代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				燃料補給設備
	燃料補給設備	新設				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				-

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6／7）

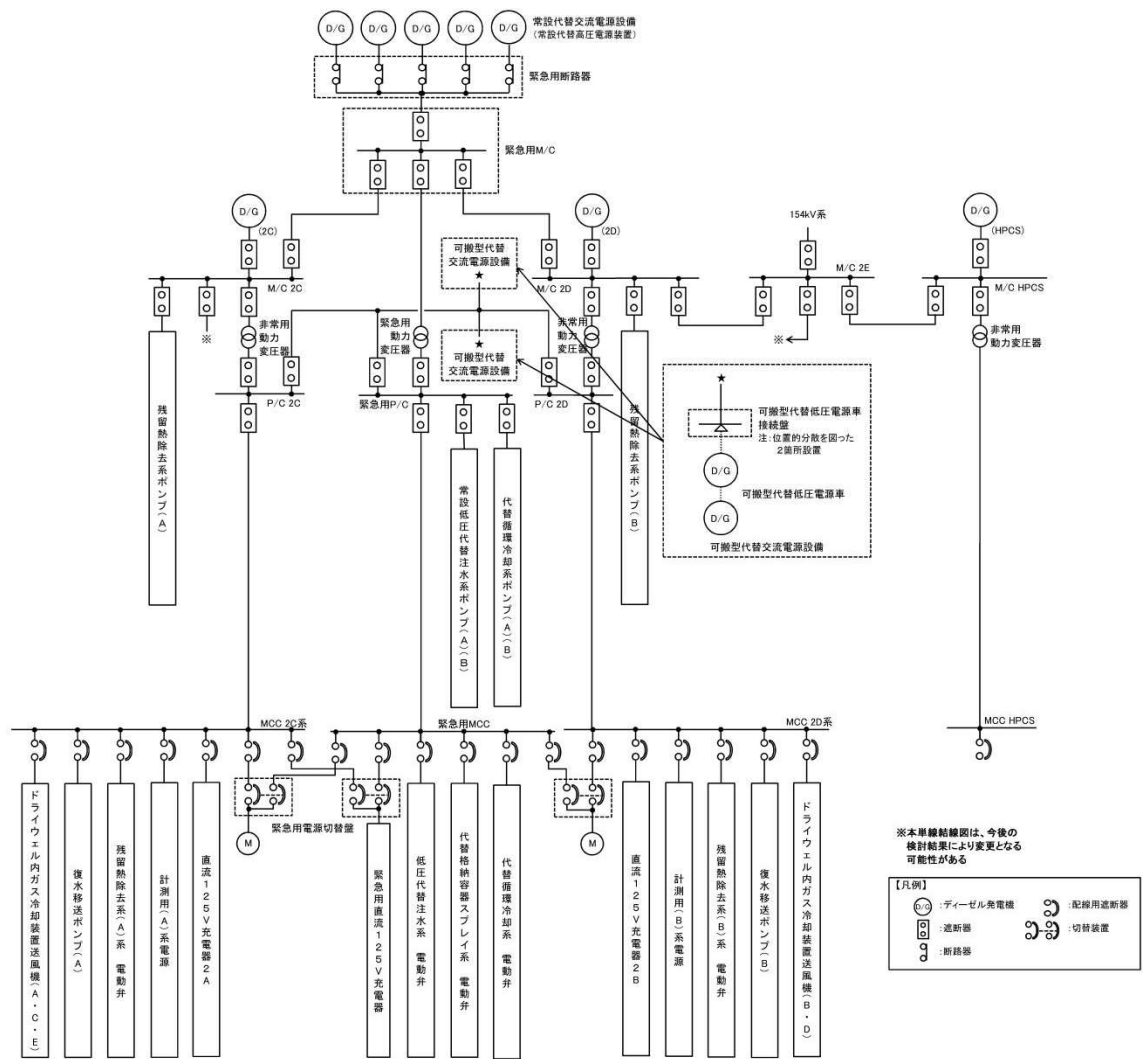
技術的能力審査基準（1.6）	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）ポンプが有する格納容器内の除熱機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止する手段として、常設低圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプにより格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備する。</p>
<p>2 発電用原子炉設置者は、炉心の著しい損傷が発生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、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させ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>炉心の著しい損傷が発生した場合において、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，代替循環冷却系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプにより、格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させ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（7/7）

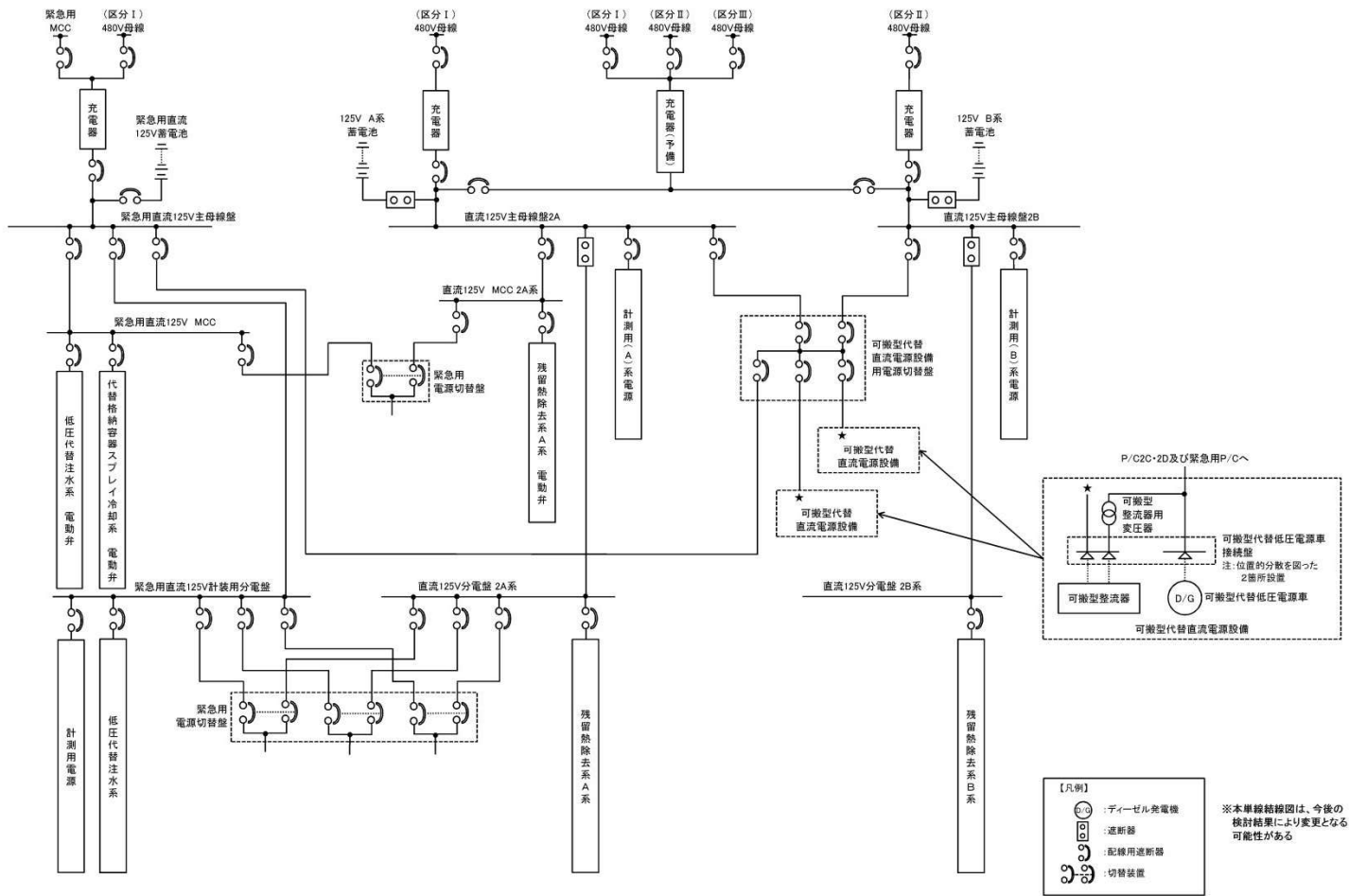
技術的能力審査基準（1.6）	適合方針
<p>（1）炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等</p> <p>a）設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）ポンプが有する格納容器内の除熱機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止する手段として、格納容器スプレイ代替注水設備である常設低圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備する。</p>
<p>（2）原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等</p> <p>a）炉心の著しい損傷が発生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、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止する手段として、格納容器スプレイ代替注水設備である常設低圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプにより、格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備する。</p>



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）

重大事故対策の成立性

1. 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）

(1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

a. 操作概要

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却が必要な状況において、外部接続口及び水源を選定し、取水箇所まで移動するとともに送水ルートを確認した後、可搬型代替注水大型ポンプにより格納容器へ送水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋原子炉棟東側及び西側周辺、取水箇所（代替淡水貯槽及び淡水貯水池）周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水大型ポンプによる送水として、最長時間を要する取水箇所から残留熱除去系（B）配管を使用する西側接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：195分以内（放射線防護具の着用，移動及びホースの敷設を含む）

（当該設備は，設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトによ

り、夜間における作業性を確保している。また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他、ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は、専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

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



可搬型代替注水大型ポンプ



車両の作業用照明



ホース脱着訓練



車両操作訓練（ポンプ起動）



夜間での送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具装着による送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具装着による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

(2) 系統構成

a. 操作概要

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却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、格納容器への送水を実施する。

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

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却における、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：175分以内（放射線防護具の着用及び移動を含む）

（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

原子炉建屋原子炉棟地上3階：

124分以内（操作対象：4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）を装備して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており近接可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：手動ハンドルにて操作を実施する。なお、設置未完のた

め，設置工事完了後，操作性について検証する。

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

2. 消火系による格納容器内の冷却

(1) 系統構成

a. 操作概要

消火系による格納容器内の冷却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格納容器へ送水する。

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

消火系による格納容器内の冷却における、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2名）

所要時間目安 : 40分以内（放射線防護具の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）を装備して作業を行う。

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），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. 補給水系による格納容器内の冷却

(1) 系統構成

a. 操作概要

補給水系による格納容器内の冷却が必要な状況において、タービン建屋地上1階及び原子炉建屋廃棄物処理棟中地下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格納容器へ送水する。

b. 作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階（管理区域）、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

補給水系による格納容器内の冷却における、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（放射線防護具の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：1弁）

タービン建屋地上1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）を装備して作業を行う。

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），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－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)

解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧 (1/8)

手順		判断基準記載内容	解釈
1.6.2.1 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)による 対応手順	(1) 残留熱除去系 (格納容器スプレ イ冷却系)に よる格納容器内 の除熱	—	格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合 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。 —
	(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	—	サブプレッション・プール水温度指示値が32℃以上 又はサブプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値 が82℃以上に到達した場合において、サブプレッ ション・プールの水位が確保されている場合。 —

1. 判断基準の解釈一覧 (2/8)

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.6.2.2 炉心の著しい損傷防止 のための対応手順	(1) フロントライン 系故障時の対応 手順 a. 代替格納容器スプレ イ	(a) 代替格納容器ス プレイ冷却系 (常設)による 格納容器内の冷 却	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブ レッション・プール冷却系）による格納容器内の 除熱ができず、格納容器スプレイ開始の判断基準 に到達した場合において、代替淡水貯槽の水位が 確保されている場合。	—
		(b) 代替格納容器ス プレイ冷却系 (可搬型)によ る格納容器内の 冷却（淡水/海 水）	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブ レッション・プール冷却系）、代替格納容器スプレ イ冷却系（常設）、代替循環冷却系、消火系及 び補給水系による格納容器内の冷却ができず、格 納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合に おいて、代替淡水貯槽の水位が確保されている場 合。	—
		(c) 代替循環冷却系 による格納容器 内の除熱	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブ レッション・プール冷却系）及び代替格納容器ス プレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却が できず、格納容器スプレイ開始の判断基準に到達 した場合において、サブレッション・プールの水 位が確保されている場合。	—
		(d) 消火系による格 納容器内の冷却	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブ レッション・プール冷却系）、代替格納容器スプレ イ冷却系（常設）及び代替循環冷却系による格 納容器内の冷却ができず、格納容器スプレイ開始 の判断基準に到達した場合において、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、重大事故等へ対処するために消火 系による消火を必要とする火災が発生していない 場合。	—

1. 判断基準の解釈一覧 (3/8)

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.6.2.2 炉心の著しい損傷防止 のための対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ	(e) 補給水系による格納容器内の冷却	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替循環冷却系及び消火系による格納容器内の冷却ができず、格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。	—
	(1) フロントライン系故障時の対応手順 b. ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱	(a) ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱ができず、さらに代替格納容器スプレイができない場合。	—
1.6.2.2 炉心の著しい損傷防止 のための対応手順	(2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧	(a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱	全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了し、格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。 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を確保し、格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。	—

1. 判断基準の解釈一覧 (4/8)

手順		判断基準記載内容	解釈
1.6.2.2 炉心の著しい損傷防止 のための対応手順	(2) サポート系故障 時の対応手順 a. 復旧	(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	全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了し、サブプレッショ ン・プール水温度指示値が32℃以上又はサブプレッショ ン・チェンバ雰囲気温度指 示値が82℃以上に到達した場合において、サブ プレッショ ン・プールの水位が確保されている場合。 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を確保し、サブプレッショ ン・プール水温度指示値が32℃以上又はサブプレッショ ン・チェンバ雰囲気温度指 示値が82℃以上に到達した場合において、サブ プレッショ ン・プールの水位が確保されている場合。

1. 判断基準の解釈一覧 (5/8)

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.6.2.3 格納容器破損を防止するための対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ	(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却	炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）による格納容器内の除熱ができず、格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。	—
			原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度で 300℃以上
		(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水／海水）	炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による格納容器内の冷却ができず、格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。	—
			原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度で 300℃以上
		(c) 代替循環冷却系による格納容器内の除熱	炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却ができず、格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。	—
			原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度で 300℃以上

1. 判断基準の解釈一覧 (6/8)

手順		判断基準記載内容		解釈
1.6.2.3 格納容器破損を防止するための対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ	(d) 消火系による格納容器内の冷却	炉心損傷を判断した場合において、残残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッショ ン・プール冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系による格納容器内の冷却ができず、格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合において、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、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。	—
			原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度で300℃以上
		(e) 補給水系による格納容器内の冷却	炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッショ ン・プール冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替循環冷却系及び消火系による格納容器内の冷却ができず、格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合において、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。	—
			原子炉圧力容器温度指示値で300℃以上	原子炉圧力容器温度指示値で300℃以上
	(1) フロントライン系故障時の対応手順 b. ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱	(a) ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱	炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッショ ン・プール冷却系）による格納容器内の除熱ができず、さらに代替格納容器スプレイができない場合。	—
			原子炉圧力容器温度指示値で300℃以上	原子炉圧力容器温度指示値で300℃以上

1. 判断基準の解釈一覧 (7/8)

手順		判断基準記載内容	解釈
1.6.2.3 格納容器破損を防止するための対応手順	(2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧	(a) 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 復旧後の格納容器内の除熱	炉心損傷を判断した場合において、全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了し、格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合で、サブレーション・プールの水位が確保されている場合。
			炉心損傷を判断した場合において、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を確保し、格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合で、サブレーション・プールの水位が確保されている場合。
		原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度で 300℃以上

1. 判断基準の解釈一覧 (8/8)

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.6.2.3 格納容器破損を防止するための対応手順	(2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧	(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	炉心損傷を判断した場合において、全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/CからM/C 2C又はM/C 2Dの受電が完了し、サブプレッション・プール水温度指示値が32℃以上又はサブプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が82℃以上に到達した場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。 炉心損傷を判断した場合において、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を確保し、サブプレッション・プール水温度指示値が32℃以上又はサブプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が82℃以上に到達した場合において、サブプレッション・プールの水位が確保されている場合。	—
			原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度で300℃以上

2. 操作手順の解釈一覧 (1/4)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.6.2.1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順	(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上	残留熱除去系系統圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上まで上昇
		残留熱除去系（A）D/Wスプレイ弁	—
		残留熱除去系（A）S/Pスプレイ弁	—
		残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁	—
		残留熱除去系系統流量の上昇	残留熱除去系系統流量の上昇
	(2) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上	残留熱除去系系統圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上まで上昇
		残留熱除去系（A）テスト弁	—
		残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁	—
残留熱除去系系統流量の上昇		残留熱除去系系統流量の上昇	

2. 操作手順の解釈一覧 (2/4)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.6.2.2 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 1.6.2.3 格納容器破損を防止するための対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ	(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上	
			代替格納容器スプレイ注水弁	—
			代替格納容器スプレイ流量調整弁	—
			残留熱除去系（B）D/Wスプレイ弁	—
			低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の上昇	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の上昇
		(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（淡水/海水）	残留熱除去系（A）D/Wスプレイ弁	—
			代替格納容器スプレイ注水弁	—
			代替格納容器スプレイ流量調整弁	—
			残留熱除去系（B）D/Wスプレイ弁	—
			代替格納容器スプレイ注水弁	—
			代替格納容器スプレイ流量調整弁	—
			西側接続口又は東側接続口の弁	—
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の上昇	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の上昇	
	(c) 代替循環冷却系による格納容器内の除熱	残留熱除去系注水配管分離弁	—	
		残留熱除去系（A）ミニフロー弁	—	
		残留熱除去系熱交換器（A）出口弁	—	
		残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁	—	
		代替循環冷却系入口弁	—	
		代替循環冷却系テストライン弁	—	
		残留熱除去系（A）D/Wスプレイ弁	—	
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量調整弁	—	
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上		代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上		
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の上昇		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の上昇		

2. 操作手順の解釈一覧 (3/4)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.6.2.2 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 1.6.2.3 格納容器破損を防止するための対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 代替格納容器スプレイ	(d) 消火系による格納容器内の冷却	補助ボイラ冷却水元弁 —
		消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上 消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上	
		残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁 —	
		残留熱除去系 (B) D/Wスプレイ弁 —	
		残留熱除去系 (B) S/Pスプレイ弁 —	
		残留熱除去系系統流量の上昇 残留熱除去系系統流量の上昇	
		(e) 補給水系による格納容器内の冷却	補給水系-消火系連絡ライン止め弁 —
		補助ボイラ冷却水元弁 —	
		残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁 —	
		復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上	
	残留熱除去系 (B) D/Wスプレイ弁 —		
	残留熱除去系 (B) S/Pスプレイ弁 —		
	残留熱除去系系統流量の上昇 残留熱除去系系統流量の上昇		
	(1) フロントライン系故障時の対応手順 b. ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱	(a) ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱	原子炉補機冷却水系隔離弁 —
ドライウエル内ガス冷却装置送風機原子炉補機冷却水系出入口弁 —			

2. 操作手順の解釈一覧 (4/4)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.6.2.2 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 1.6.2.3 格納容器破損を防止するための対応手順	(2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧	(a) 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 復旧後の格納容器内の除熱	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上	残留熱除去系系統圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上まで上昇
			残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁	—
			残留熱除去系 (A) S/Pスプレイ弁	—
			残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁	—
			残留熱除去系系統流量の上昇	残留熱除去系系統流量の上昇
		(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	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上	残留熱除去系系統圧力指示値が0.81MPa [gage] 以上まで上昇
			残留熱除去系 (A) テスト弁	—
			残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁	—
			残留熱除去系系統流量の上昇	残留熱除去系系統流量の上昇

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

< 目 次 >

1.7.1 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. 格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備
 - (a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱
 - (b) 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱
 - (c) サプレッション・プール水 pH制御設備による薬液注入
 - (d) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - b. 手順等

1.7.2 重大事故等時の手順

1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順

- (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順
 - a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱
 - b. 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱
 - c. サプレッション・プール水 pH制御
- (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順
 - a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）
- (3) 二次隔離弁操作室の正圧化
 - a. 二次隔離弁操作室空気ボンベユニットによる二次隔離弁操作室の正圧化
- (4) 重大事故等時の対応手段の選択

1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.7.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.7.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.7.3 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による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) 格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

(4) フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換

(5) フィルタ装置スクラビング水移送

(6) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄

2. 二次隔離弁操作室の正圧化

添付資料1.7.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

2. 操作手順の解釈一覧

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

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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) 原子炉格納容器の過圧破損の防止

a) 炉心の著しい損傷が発生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、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。

(2) 悪影響防止

a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。

(3) 現場操作等

a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。

b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。

c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。

(4)放射線防護

a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.7.1 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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内へ流出した高温の冷却材及び熔融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気により、格納容器内の圧力及び温度が上昇し、格納容器の過圧破損に至るおそれがある。

格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

なお、設備の選定にあたっては、様々な条件下での事故対処を想定し、全交流動力電源の喪失を考慮する。

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と自主対策設備^{※1}を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上の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五十条及び技術基準規則第六十五条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

全交流動力電源が喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定する。ただし、全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備により給電する。

審査基準及び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、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1.7-1表に示す。

a. 格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備

(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱

i) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

格納容器圧力逃がし装置による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。

- ・フィルタ装置
- ・圧力開放板

- ・フィルタ装置遮蔽
- ・配管遮蔽
- ・二次隔離弁操作室遮蔽
- ・二次隔離弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）
- ・二次隔離弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁）

格納容器ベントを実施する際の設備とラインの優先順位は以下のとおりとする。

優先①：格納容器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

ii) 遠隔人力操作機構による現場操作

一次隔離弁（S／C側，D／W側）及び二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁の駆動源が喪失した場合，隔離弁を手動にて遠隔操作することで格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。放射線防護対策として，隔離弁を手動にて遠隔操作するエリアは二次格納施設外とする。

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

iii) 不活性ガス（窒素）による系統内の置換

排気中に含まれる可燃性ガス及び格納容器圧力逃がし装置の使用後に水の放射線分解により発生する可燃性ガスによる爆発を防ぐため，格納容器圧力逃がし装置の系統内を不活性ガス（窒素）で置換する手段がある。

不活性ガス（窒素）による系統内の置換で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素供給装置

iv) 格納容器負圧破損の防止

格納容器圧力逃がし装置の使用後に格納容器スプレイを実施する場合は、格納容器の負圧破損を防止するため、格納容器の圧力を監視し、サブプレッション・チェンバ圧力指示値が13.7kPa [gage] に到達した時点で格納容器スプレイを停止する手順を規定している。格納容器スプレイについては、「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。

また、中長期的に格納容器内の水蒸気凝縮による格納容器の負圧破損を防止するとともに格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬型窒素供給装置により格納容器への窒素ガスを供給する手段がある。

可搬型窒素供給装置により格納容器負圧破損の防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素供給装置

(b) 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段がある。

代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱に使用する設備は以下のとおり。

- ・代替循環冷却系ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器 (A)
- ・サブプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ

- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

(c) サプレッション・プール水 pH制御設備による薬液注入

格納容器圧力逃がし装置を使用する際、サプレッション・プール水 pH制御設備による薬液注入により格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッション・プール水中によう素を捕捉することで、よう素の放出量を低減する手段がある。

サプレッション・プール水 pH制御設備による薬液注入で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 薬注蓄圧タンク

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.7.1(2) a. (a) i) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱」で使用する設備のうち、フィルタ装置、圧力開放板、フィルタ装置遮蔽、配管遮蔽、二次隔離弁操作室遮蔽、二次隔離弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）及び二次隔離弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.7.1(2) a. (a) ii) 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。

「1.7.1(2) a. (a) iii) 不活性ガス（窒素）による系統内の置換」で使用する設備のうち、可搬型窒素供給装置は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.7.1(2) a. (b) 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱」で使用する設備のうち、代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系

熱交換器 (A), サプレッション・プール及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.7.1(2) a. (b) 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱」で使用する設備のうち、残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

これらの設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料 1.7.1)

以上の重大事故等対処設備により、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる。

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

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動、設置及び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、格納容器内の減圧及び除熱の手段として有効である。

- ・薬注蓄圧タンク

重大事故等対処設備である格納容器圧力逃がし装置により中央制御室の被ばく低減効果が得られており、サプレッション・プール水 pH制御設備により格納容器内に薬剤を注入することで格納容器外に放出されるよう素の放出量を低減する手段は更なるよう素低減対策として有効である。

b. 手順等

上記「a. 格納容器の過圧破損防止のため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^{※1}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1.7-1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1.7-2表，第1.7-3表）

※1 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1.7.2）

1.7.2 重大事故等時の手順

1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順

(1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順

a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合、及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合に、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、格納容器の過圧破損を防止する。

また、格納容器への十分な注水等ができない場合には、格納容器内の雰囲気は過熱状態になり、格納容器内温度指示値が限界温度200℃に達する可能性があることから、格納容器内温度指示値が200℃到達した場合に、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、格納容器の過温破損を防止する。

さらに、炉心の著しい損傷が発生した場合には、ジルコニウム-水反

応及び水の放射線分解等により発生した水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいする可能性があることから、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値により格納容器からの異常な漏えいを判断し、格納容器内の水素を排出することで、原子炉建屋原子炉棟への水素の漏えいを防止する。

格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、格納容器ベント後、中央制御室待避室へ待避又は二次隔離弁操作室で待機し、プラントパラメータについては、中央制御室待避室内で継続して監視する。

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格納容器除熱機能、及び可燃性ガス濃度制御系の機能が回復し、格納容器圧力逃がし装置を停止できると判断した場合に、格納容器ベントを停止する。

(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）及び代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱ができず、以下のいずれかの状況に至った場合。

- ①炉心損傷を判断した場合^{*1}において、サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合。
- ②炉心損傷を判断した場合^{*1}において、格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗した場合。
- ③炉心損傷を判断した場合^{*1}において、格納容器内温度指示値が200℃に到達した場合。
- ④炉心損傷を判断した場合^{*1}において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が2%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格納容器ベント手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.7-3図に，概要図を第1.7-4図に，タイムチャートを第1.7-5図に示す。

[S/C側ベントの場合（D/W側ベントの場合，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のため，二次隔離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には、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、運転員等に一次隔離弁（S/C側又はD/W側）の電源の供給状態に応じて、S/C側ベント又はD/W側ベントを選択し、S/C側ベント又はD/W側ベントを指示する。

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、一次隔離弁（S/C側）を開にし、発電長に報告する。

⑫^b D/W側ベントの場合

一次隔離弁（S/C側）が開できない場合、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、一次隔離弁（D/W側）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^a サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5mに到達した場合

発電長は、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。

⑭^b 格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗した場合
発電長は，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。

⑭^c 格納容器内温度指示値が200℃に到達した場合
発電長は，格納容器内温度指示値が200℃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。

⑭^d 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が2%に到達した場合
発電長は，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が2%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，二次隔離弁を開とする。二次隔離弁が開できない場合には二次隔離弁バイパス弁を開とする。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格納容器内圧力の低下，フィルタ装置圧力の上昇及びフィルタ装置スクラビング水温度の上昇を確認するとともに，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。

⑰ 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開始を災害対策本部長に連絡する。

⑱ 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

却系による格納容器除熱機能及び可燃性ガス濃度制御系の機能が復旧し、格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以下であること及び格納容器内温度指示値が200℃以下であること並びに格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満を確認することにより、格納容器圧力逃がし装置の停止を判断する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、格納容器ベント準備は、作業開始を判断してから格納容器ベント準備完了までS/C側は5分以内、D/W側は5分以内と想定する。

格納容器ベント開始は、格納容器ベント基準到達から格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱開始まで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。

(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を下回り、下限水位に到達する前に、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1,500 mmを下回ると判断した場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置にスクラビング水を補給する手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.7-6図に、タイムチャートを第1.7-7図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にフィルタ装置スクラビング水の補給準備を指示する。

- ②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。
- ③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を依頼する。
- ④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。
- ⑤重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホース接続を実施する。
- ⑥重大事故等対応要員はフィルタ装置格納槽近傍屋外又はフィルタ装置格納槽附属室にて、フィルタ装置補給水ライン元弁を開にし、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の補給準備が完了したことを災害対策本部長へ報告する。
- 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の補給準備が完了したことを連絡する。
- ⑧発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプの起動を依頼する。
- ⑨災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。
- ⑩重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、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、発電長に可搬型代替注水大型ポンプを起動し、送水を開始したことを連絡する。
- ⑫発電長は、運転員等にフィルタ装置水位の確認を指示する。
- ⑬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値で

あることを確認し、発電長に報告する。

⑭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停止を依頼する。

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スクラビング水の補給停止を指示する。

⑯重大事故等対応要員は、フィルタ装置格納槽近傍屋外又はフィルタ装置格納槽附属室にて、可搬型代替注水大型ポンプを停止後、フィルタ装置補給水ライン元弁を閉とし、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水の補給を停止したことを報告する。

⑰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の補給停止を連絡する。

iii) 操作の成立性

上記の現場対応を重大事故等対応要員 8 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の補給開始まで 170 分以内と想定する。

なお、屋外における本操作は、フィルタ装置スクラビング水が格納容器ベント開始後 24 時間以上、補給操作が不要となる水量を保有していることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しており、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。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう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。

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。

(c) 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するため、可搬型窒素供給装置により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

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能が確保されている場合。

ii) 操作手順

格納容器内を不活性ガス（窒素）で置換する手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.7-8 図に、タイムチャートを第 1.7-9 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格納容器内の不活性ガス（窒素）置換準備を指示する。
- 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附属棟東側屋外に配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。
- 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格納容器内の不活性ガス（窒素）置換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格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の開始を連絡する。

- ⑥災害対策本部長は、重大事故等対応要員に格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の開始を指示する。
- ⑦重大事故等対応要員は原子炉建屋附属棟東側屋外にて、窒素供給ライン元弁（D/W側又はS/C側）を開とし、格納容器内の不活性ガス（窒素）置換を開始する。なお、格納容器内に可燃性ガスが滞留している可能性があることから、窒素供給ライン元弁はD/W側を優先する。
- ⑧重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置により格納容器内の不活性ガス（窒素）置換を開始し、災害対策本部長に格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の開始を報告する。
- ⑨災害対策本部長は、発電長に格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の開始を連絡する。
- ⑩発電長は、運転員等に格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の確認を指示する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、格納容器内水素濃度及び酸素濃度指示値が許容濃度未満まで低下したことを確認し、発電長に報告する。
- ⑫発電長は、災害対策本部長に格納容器内の水素濃度又は酸素濃度が許容濃度未満まで低下したことを連絡する。
- ⑬災害対策本部長は、重大事故等対応要員に格納容器内の不活性ガス（窒素）による置換の停止を指示する。
- ⑭重大事故等対応要員は原子炉建屋附属棟東側屋外にて、窒素供給ライン元弁（D/W側又はS/C側）を閉とし、格納容器内の不活性ガス（窒素）置換を停止する。
- ⑮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

よる格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の停止を報告する。

⑩災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による格納容器内の不活性ガス（窒素）置換の停止を連絡する。

⑪発電長は、運転員等に一次隔離弁（S／C側又はD／W側）の閉を指示する。

⑫^a S／C側ベントの場合

運転員等は中央制御室にて、一次隔離弁（S／C側）を閉にし、発電長に報告する。

⑫^b D／W側ベントの場合

運転員等は中央制御室にて、一次隔離弁（D／W側）を閉にし、発電長に報告する。

iii) 操作の成立性

上記の現場対応を重大事故等対応要員2名にて実施した場合、作業開始を判断してから格納容器内への不活性ガス（窒素）供給開始まで220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。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。

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している。

(添付資料 1.7.3)

(d) フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換

格納容器ベント停止後において、排気中に含まれる可燃性ガス及び水の放射線分解により発生する可燃性ガスによる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

格納容器内の不活性ガス（窒素）置換が終了した¹場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置内を不活性ガス（窒素）で置換する手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.7-10図に、タイムチャートを第1.7-11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の不活性ガス（窒素）置換の準備を指示する。
- 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附属棟東側屋外に配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。
- 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の不活性ガス（窒素）置換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の不活性ガス（窒素）置換の開始を連絡する。
- ⑥災害対策本部長は、重大事故等対応要員にフィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換の開始を指示する。
- ⑦重大事故等対応要員は原子炉建屋附属棟東側屋外にて、フィルタ装置窒素供給ライン元弁を開とする。

- ⑧重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置によりフィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換を開始し、災害対策本部長にフィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換の開始を報告する。
- ⑨災害対策本部長は、発電長にフィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換の開始を連絡する。
- ⑩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。
- ⑪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50℃以下であることを確認し、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スクラビング水温度が低下したことを連絡する。
- ⑬災害対策本部長は、重大事故等対応要員にフィルタ装置の不活性ガス（窒素）による置換の停止を指示する。
- ⑭重大事故等対応要員は原子炉建屋附属棟東側屋外にて、フィルタ装置窒素供給ライン元弁を閉とし、フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換を停止する。
- ⑮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の不活性ガス（窒素）置換の停止を報告する。
- 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。
- ⑰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指示値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指示する。
- ⑱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水素濃度指示値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し、発電長に報告する。

⑱発電長は、運転員等に二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁の閉を指示する。

⑳運転員等は中央制御室にて、二次隔離弁又は二次隔離弁バイパス弁を閉にし、発電長に報告する。

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の不活性ガス（窒素）供給開始まで225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。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。

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している。

(添付資料 1.7.3)

(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

フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換により、スクラビング水の温度が低下した場合において、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を移送する手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.7-12図に、タイムチャートを第1.7-13図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にフィルタ装置のスクラビング水の移送準備を指示する。
- ②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。
- ③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。
- ④運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置移送ポンプ入口側止め弁を開にする。
- ⑤運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、フィルタ装置ドレン移送ライン切替え弁（S/C側）を開にする。
- ⑥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。
- ⑦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。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、移送ポンプを起動し、移送ポンプが起動したことをフィルタ装置水位の低下により確認する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置水位指示値が180mmまで低下したことを確認し、移送ポンプを停止する。
- ⑩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。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を運転員等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。

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1.7.3)

(f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄

フィルタ装置のスクラビング水移送後の配管等に残留した水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置スクラビング水移送ラインに蓄積することを防止するため，スクラビング水移送ラインを可搬型代替注水大型ポンプにより洗浄し，配管等に残留した水をサプレッション・プールに排水する。

i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置スクラビング水の移送が完了した場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置スクラビング水移送ラインを洗浄する手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.7-14図に，タイムチャートを第1.7-15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移送ラインの洗浄を依頼する。

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移送ラインの洗浄準備を指示する。

③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移送ライン洗浄に必要な系統構成を依頼する。

- ④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の洗浄準備を指示する。
- ⑤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移送ラインの洗浄に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることの状態表示等による確認及び水源が確保されていることを確認し、発電長に報告する。
- ⑥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の洗浄に必要な系統構成を指示する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置移送ポンプ入口側止め弁を開にする。
- ⑧運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、フィルタ装置ドレン移送ライン切替え弁（S/C側）を開にする。
- ⑨運転員等は、発電長にフィルタ装置スクラビング水移送ラインの洗浄に必要な系統構成が完了したことを報告する。
- ⑩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移送ライン洗浄に必要な系統構成が完了したことを連絡する。
- ⑪重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプの配備及びホース接続を実施する。
- ⑫重大事故等対応要員はフィルタ装置格納槽近傍屋外又はフィルタ装置格納槽附属室にて、フィルタ装置補給水ライン元弁を開にし、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の移送ライン洗浄準備が完了したことを災害対策本部長へ報告する。
- ⑬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の移送ライン洗浄準備が完了したことを連絡する。

- ⑭発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプの起動を依頼する。
- ⑮災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。
- ⑯重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、送水を開始したことを、災害対策本部長に報告する。
- ⑰災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプを起動し、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の確認及び移送ポンプの起動を指示する。
- 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値以上であることを確認し、移送ポンプを起動する。移送ポンプの起動をフィルタ装置水位の低下により確認し、発電長に報告する。
- ⑳発電長は、運転員等にフィルタ装置水位の確認及び移送ポンプの停止を指示する。
- ㉑運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置水位指示値が180mmまで低下したことを確認し、移送ポンプを停止し、発電長に報告する。
- ㉒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移送ラインの洗浄が完了したことを連絡する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名及び重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合、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ライン洗浄開始まで174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。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう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。

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1.7.3)

b. 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、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を用いた代替循環冷却系により、格納容器内の減圧及び除熱を実施し、格納容器の過圧破損を防止する。

(a) 手順着手の判断基準

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

※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。

(b) 操作手順

代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱する手順の概要は

以下のとおり。

手順の対応フローを第1.7-1図及び第1.7-2図に、概要図を第1.7-16図に、タイムチャートを第1.7-17図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器スプレイを実施するための準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源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。
- ④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。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注水配管分離弁、残留熱除去系（A）ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器（A）出口弁及び残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を閉にする。
- ⑥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。
- ⑦運転員等は、発電長に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑧発電長は、運転員等に代替循環冷却系ポンプの起動を指示する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系ポンプを起動し、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。

- 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、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑪ 運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）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。
- ⑫ 運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器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により確認し、発電長に報告する。
- ⑬ 発電長は、運転員等に代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上又は崩壊熱相当の注水流量に調整するよう指示する。
- ⑭ 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原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上又は崩壊熱相当の注水流量に調整し、発電長に報告する。
- ⑮ 発電長は、運転員等に代替循環冷却系による格納容器スプレイの系統構成を指示する。
- ⑯ 運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）D/Wスプレイ弁を開にする。
- ⑰ 運転員等は、発電長に代替循環冷却系による格納容器スプレイの系統構成が完了したことを報告する。
- ⑱ 発電長は、運転員等に代替循環冷却系による格納容器スプレイの開始を指示する。
- ⑲ 運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量調節弁を開にする。

⑳ 運転員等は中央制御室にて、格納容器スプレイが開始されたことを代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の上昇、格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し、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1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱開始まで35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いずれかの冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

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

c. サプレッション・プール水 pH制御

炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心に含まれるよう素がサプレッション・プール水へ流入し溶解する。また、格納容器内のケーブル被覆材には塩素等が含まれており、重大事故時にケーブルの放射線分解と熱分解により塩酸等の酸性物質が大量に発生するため、サプレッション・プール水が酸性化する可能性がある。サプレッション・プール水が酸性化すると、水中に溶解しているよう素が有機よう素としてサプレッション・チェンバの気相部へ放出されるという知見がある。これにより格納容器圧力逃がし装置を使用する際、格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッション・プール水中によう素を捕捉することでよう素の放出量を低減する。

格納容器ベント時の放射性物質の系外放出量を低減させるため、残留熱除去系配管からサプレッション・プールに薬液（水酸化ナトリウム）を注入し、サプレッション・プール水の酸性化を防止する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}で、サプレッション・プール水 pH 制御設備薬液タンクの水位が確保されている場合。

※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。

(b) 操作手順

サプレッション・プール水 pH を制御する手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.7-18図に、タイムチャートを第1.7-19図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にサプレッション・プール水 pH 制御のため、薬液注入準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）及び（B）のサプレッション・プールのスプレイ弁が閉であることを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、弁駆動用窒素供給弁を開とする。
- ④運転員等は、発電長にサプレッション・プール水 pH 制御のため、薬液注入準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、運転員等にサプレッション・プール水 pH 制御のため、薬液注入を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、圧送用窒素供給弁を開とし、薬液タンク

ク圧力の上昇を確認する。

⑦運転員等は中央制御室にて、薬液注入室素作動弁を開とし、薬液注入が開始されたことを薬液タンク液位が低下することで確認し、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1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからサプレッション・プール水 pH制御開始まで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。

(2) 全交流動力電源喪失時の対応手順

a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

残留熱除去系の機能が喪失した場合、及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合に、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、格納容器の過圧破損を防止する。

また、格納容器への十分な注水等ができない場合には、格納容器内の雰囲気は過熱状態になり、格納容器内温度指示値が限界温度200℃に達する可能性があることから、格納容器内温度指示値が200℃到達した場合に、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、格納容器の過温破損を防止する。

さらに、炉心の著しい損傷が発生した場合には、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生した水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいする可能性があることから、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度により格納容器からの異常な漏えいを判断し、格納容器内の水素を排出することで、原子炉建屋原子炉棟への水素の漏えいを防止する。

格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、格納容器ベント後、中央制御室待避室へ待避又は二次隔離弁操作室で待機し、プラントパラメータについては、中央制御室待避室内で継続して監視する。

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格納容器除熱機能、及び可燃性ガス濃度制御系の機能が回復し、格納容器圧力逃がし装置を停止できると判断した場合に、格納容器ベントを停止する。

なお、中央制御室からの遠隔操作が実施できない場合を想定し、現場（二次格納施設外）における操作の手順を示す。

(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

i) 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）及び代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱ができず、以下のいずれかの状況に至った場合。

①炉心損傷を判断した場合^{*1}において、サブプレッション・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の隔離弁のいずれかが中央制御室からの遠隔操作が実施できない場合。

②炉心損傷を判断した場合^{*1}において、格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗した場合で、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁が中央制御室からの遠隔操作が実施できない場合。

③炉心損傷を判断した場合^{*1}において、格納容器内温度指示値が200℃に到達した場合で、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁が中

中央制御室からの遠隔操作が実施できない場合。

- ④炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が2%に到達した場合で、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁が中央制御室からの遠隔操作が実施できない場合。

※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格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）の手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.7-3図に、概要図を第1.7-20図に、タイムチャートを第1.7-21図に示す。

[S/C側ベントの場合（D/W側ベントの場合、手順④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のため、二次隔離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^a S/C側の場合

一次隔離弁（S/C側）が中央制御室からの遠隔操作により開で

できない場合において、運転員等は原子炉建屋附属棟にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため、一次隔離弁（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。

④^b D／W側の場合

一次隔離弁（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及び一次隔離弁（S／C側）が遠隔人力操作機構により開できない場合において、運転員等は原子炉建屋附属棟にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため、一次隔離弁（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。

⑤ 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。

⑥^a サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋6.5mに到達した場合

発電長は、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。

⑥^b 格納容器スプレイによる格納容器内の圧力制御に失敗した場合

発電長は、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。

⑥^c 格納容器内温度指示値が200℃に到達した場合

発電長は、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。

⑥^d 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が2%に到達した場合

発電長は、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。

⑦発電長は、重大事故等対応要員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。

⑧二次隔離弁及び二次隔離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において、重大事故等対応要員は二次隔離弁操作室にて、二次隔離弁を遠隔人力操作機構により開とする。二次隔離弁が開できない場合には、二次隔離弁バイパス弁を遠隔人力操作機構により開とし、発電長に報告する。

⑨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格納容器内圧力の低下、フィルタ装置圧力の上昇、フィルタ装置スクラビング水温度の上昇を確認するとともに、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認するよう指示する。

⑩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格納容器内圧力の低下、フィルタ装置圧力の上昇、フィルタ装置スクラビング水温度の上昇を確認するとともに、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認し、発電長に報告する。

⑪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開始を災害対策本部長に連絡する。

⑫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格納容器除熱機能、及び可燃性ガス濃度制御系の機能が復旧し、格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以下であること及び格納容器内温度指示値が200℃以下であること並びに格納

容器内水素濃度指示値が可燃限界未満を確認することにより、格納容器圧力逃がし装置の停止を判断する。

iii) 操作の成立性

上記の操作のうち格納容器ベント準備は、現場対応を運転員等3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器ベント準備完了までS/C側は125分以内、D/W側は140分以内と想定する。

格納容器ベント開始は、重大事故等対応要員3名にて作業を実施した場合、格納容器ベント基準到達から格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱開始まで75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。

遠隔人力操作機構の操作については、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1.7.3)

(b) フィルタ装置スクラビング水補給

フィルタ装置水位指示値が通常値を下回り、下限値に到達する前に、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を下回ると判断した場合。

ii) 操作手順

フィルタ装置スクラビング水補給については、「1.7.2.1(1) a .

(b) フィルタ装置スクラビング水補給」の操作手順と同様である。

iii) 操作の成立性

フィルタ装置スクラビング水補給については、「1.7.2.1(1) a .

(b) フィルタ装置スクラビング水補給」の操作の成立性と同様である。

(c) 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するため、可搬型窒素供給装置により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

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能が確保されている場合。

ii) 操作手順

格納容器内の不活性ガス（窒素）置換については、「1.7.2.1(1)

a. (c) 格納容器内の不活性ガス（窒素）置換」の操作手順と同様である。

iii) 操作の成立性

格納容器内の不活性ガス（窒素）置換については、「1.7.2.1(1)

a. (c) 格納容器内の不活性ガス（窒素）置換」の操作の成立性と同様である。

(d) フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換

格納容器ベント停止後において、排気中に含まれる可燃性ガス及び使用後に水の放射線分解により発生する可燃性ガスによる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

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

フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換については、
「1.7.2.1(1) a. (d) フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換」
の操作手順と同様である。

iii) 操作の成立性

フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換については、
「1.7.2.1(1) a. (d) フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換」
の操作の成立性と同様である。

(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

フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換により、スクラビング水の温度が低下した場合において、**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については、「1.7.2.1(1) a. (e) フィルタ装置スクラビング水移送」の操作手順と同様である。

iii) 操作の成立性

フィルタ装置スクラビング水移送については、「1.7.2.1(1) a. (e) フィルタ装置スクラビング水移送」の操作の成立性と同様である。

(f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄

フィルタ装置のスクラビング水移送後の配管等に残留した水の放射

線分解により発生する水素がフィルタ装置スクラビング水移送ラインに蓄積することを防止するため、スクラビング水移送ラインを可搬型代替注水大型ポンプにより洗浄し、配管等に残留した水をサプレッション・プールに排水する。

i) 手順着手の判断基準

フィルタ装置スクラビング水の移送が完了した場合。

ii) 操作手順

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、

「1.7.2.1(1) a. (f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄」の操作手順と同様である。

iii) 操作の成立性

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、

「1.7.2.1(1) a. (f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄」の操作の成立性と同様である。

(3) 二次隔離弁操作室の正圧化

a. 二次隔離弁操作室空気ボンベユニットによる二次隔離弁操作室の正圧化

格納容器圧力逃がし装置を使用する際に、二次隔離弁操作室を二次隔離弁操作室空気ボンベユニットにより加圧し、二次隔離弁操作室の居住性を確保する。

(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炉心損傷を判断した場合^{*1}において、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.4mに到達した場合。

②炉心損傷を判断した場合^{*1}において、格納容器スプレイによる格

納容器内の圧力制御に失敗した場合。

③炉心損傷を判断した場合^{※1}において、格納容器内温度指示値が200℃に到達した場合。

④炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉建屋原子炉棟の水素濃度指示値が2%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。

(b) 操作手順

サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.4mに到達した場合の二次隔離弁操作室空気ボンベユニットによる二次隔離弁操作室正圧化する手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.7-22図に、タイムチャートを第1.7-23図に示す。

[手順着手の判断基準②③④の場合、操作手順③以外は同様]

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員に二次隔離弁操作室の加圧準備を指示する。

②重大事故等対応要員は二次隔離弁操作室にて、空気ボンベユニット空気ボンベ元弁及び空気ボンベユニット空気供給流量調整弁後弁を開にし、二次隔離弁操作室の加圧準備が完了したことを発電長に報告する。

③発電長は、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.4mに到達したことを確認し、重大事故等対応要員に二次隔離弁操作室の加圧の開始を指示する。

④重大事故等対応要員は二次隔離弁操作室にて、空気ボンベユニット

空気供給流量調整弁により規定流量に調整し、二次隔離弁操作室の加圧を開始する。

- ⑤重大事故等対応要員は、二次隔離弁操作室内外の差圧指示値により二次隔離弁操作室内の加圧開始を確認し、必要により空気ポンベユニット空気供給流量調整弁を調整し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応を重大事故等対応要員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから空気ポンベユニットによる二次隔離弁操作室の正圧化完了まで10分以内と想定する。

二次隔離弁操作室内の正圧化は空気ポンベユニット空気供給流量調整弁を開にすることより開始され、二次隔離弁操作室内の正圧化の操作については10分以内に可能である。

(添付資料1.7.3)

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.7-24図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合には、代替格納容器スプレイ冷却系によりスプレイを実施しながら格納容器の圧力及び温度の監視を行うとともに、格納容器ベント操作に備え、サブプレッション・プール水 pH制御設備による薬液の注入を行う。

代替循環冷却系が使用可能な場合は、代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する。

代替循環冷却系が起動できない場合は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントにより減圧を行う。

格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントは、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、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する場合には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるS/C側ベントを第一優先とする。ただし、S/C側ベントが実施できない場合には、D/W側ベントを実施する。

格納容器ベント実施後は、代替循環冷却系又は残留熱除去系の復旧を行い、長期的な格納容器の除熱を実施する。

1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

代替循環冷却系への冷却水を供給する手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視手順については、「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」にて整備する。

水源から格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置への可搬型代替注水大型ポンプによる送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

代替循環冷却系ポンプ、電動弁及び監視計器類への電源を供給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。

可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型窒素供給装置及び常設代替交流電源設備への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

第1.7-1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 (1/6)

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	
格納容器の過圧破損防止	-	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱①	主要設備	フィルタ装置 圧力解放板 フィルタ装置遮蔽 配管遮蔽 二次隔離弁操作室遮蔽 二次隔離弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンプ) 二次隔離弁操作室空気ポンプユニット (配管・弁)	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」, 「除熱-3」, 「放出」 重大事故等対策要領
			関連設備	フィルタ装置水位 フィルタ装置圧力 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 (高レンジ・低レンジ) フィルタ装置入口水素濃度 移送ポンプ 可搬型窒素供給装置*3 二次隔離弁操作室 格納容器 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 可搬型代替注水大型ポンプ*2 代替淡水貯槽*2 常設代替交流電源設備*3 可搬型代替交流電源設備*3 常設代替直流電源設備*3 可搬型代替直流電源設備*3 燃料補給設備*3 真空破壊弁 (S/C→D/W)	重大事故等対処設備	

※1: 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。
 ※2: 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。
 ※3: 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（2／6）

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	
格納容器の過圧破損防止	—	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱②	主要設備	フィルタ装置 圧力解放板 フィルタ装置遮蔽 配管遮蔽 二次隔離弁操作室遮蔽 二次隔離弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンプ） 二次隔離弁操作室空気ポンプユニット（配管・弁）	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱－1」， 「除熱－3」， 「放出」 重大事故等対策要領
			関連設備	フィルタ装置水位 フィルタ装置圧力 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（高レンジ・低レンジ） フィルタ装置入口水素濃度 移送ポンプ 可搬型窒素供給装置※3 二次隔離弁操作室 格納容器 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 可搬型代替注水大型ポンプ※2 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 燃料補給設備※3 真空破壊弁（S/C→D/W）	重大事故等対処設備	
				淡水タンク※3	自主設備	

※1：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。

※2：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。

※3：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 (3/6)

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
格納容器の過圧破損防止	—	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	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」, 「除熱-3」, 「放出」 重大事故等対策要領
			関連設備	—	—	—
		不活性ガス(窒素)による系統内の置換	主要設備	可搬型窒素供給装置 ^{※3}	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」 重大事故等対策要領
			関連設備	—	—	—

- ※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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 (4/6)

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
格納容器の過圧破損防止	—	代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱①	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換 (A) サプレッション・プール 緊急用海水ポンプ ^{※1}	重大事故等対処設備
				残留熱除去系海水ポンプ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系 (A) 配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド 原子炉圧力容器 格納容器 非常用取水設備 常設代替交流電源設備 ^{※3} 燃料補給設備 ^{※3}	重大事故等対処設備
					非常時運転手順Ⅲ (シビアアクシデント) 「除熱-1」, 「除熱-3」, 「放出」 重大事故等対策要領

※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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 (5/6)

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
格納容器の過圧破損防止	—	代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱②	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換 (A) サプレッション・プール	重大事故等対処設備
				可搬型代替注水大型ポンプ	自主対策設備
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系 (A) 配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ 原子炉圧力容器 格納容器 非常用取水設備 常設代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備

- ※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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 (6/6)

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
格納容器の過圧破損防止	-	サブプレッション・プール水 pH 制御設備による薬液注入	主要設備	薬注蓄圧タンク	自主対策設備 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」
			関連設備	残留熱除去系 (A) 配管・弁 残留熱除去系 スprayヘッダ サブプレッション・プール水 pH 制御設備 配管・弁 蓄圧タンク加圧用窒素ガスポンペ	自主対策設備 重大事故等対策要領

- ※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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1.7-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/9)

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)	
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による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格納容器内の減圧及び除熱	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		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
		格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度※ 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
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※ ¹
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟6階※ ¹
		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
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※ ¹
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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

※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：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (2/9)

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)	
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による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格納容器内の減圧及び除熱	操作	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
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ ¹ 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
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ※ ¹
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A) ※ ¹
		格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※ ¹
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟 6 階※ ¹
		最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置圧力※ ¹ 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 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※ 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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (3/9)

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)
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順			
(1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順			
a. 格納容器圧力逃がし装置による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) 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}
	操作	格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(SA) ^{※1}
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度(SA) ^{※1}
(d) フィルタ装置の不活性ガス(窒素)置換	判断基準	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}
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(SA) ^{※1}
	格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度(SA) ^{※1}	
	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}
(f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄	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}

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (4/9)

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)	
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順			
b. 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度※ ¹
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ ¹ 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
		水源の確保	サプレッション・プール水位※ ¹
		最終ヒートシンクの確保	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圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ ¹ 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
		最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系原子炉注水流量※ 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 代替循環冷却系ポンプ入口温度※ ¹ 残留熱除去系熱交換器入口温度※ ¹
		格納容器内の水位	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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (5/9)

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)
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順		
c. サプレッション・プール水 pH制御	判断基準	格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度※ ¹
		水源の確保 薬液タンク水位
	操作	補機監視機能 薬液タンク圧力 薬液タンク水位

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (6/9)

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)
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)		
(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	判断基準	格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度※ ¹
		格納容器内の圧力 ドライウエル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度※ ¹ 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
		格納容器内の水位 サプレッション・プール水位※ ¹
		原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟 6 階※ ¹
		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
		格納容器への注水量 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※ ¹
補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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		

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (7/9)

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)
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)		
(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	操作	格納容器内の放射線量率 格納容器内放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器内放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		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
		格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度 ※ 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
		格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (S A) ※ ¹
		格納容器内の酸素濃度 格納容器内酸素濃度 (S A) ※ ¹
		格納容器内の水位 サプレッション・プール水位 ※ ¹
		原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟 6 階 ※ ¹
		最終ヒートシンクの確保 フィルタ装置圧力 ※ ¹ 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 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※ 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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (8/9)

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)
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 全交流動力電源喪失時の対応手順 a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)			
(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) 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}
		操作	格納容器内の水素濃度
	操作	格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A) ^{※1}
(d) フィルタ装置の不活性ガス (窒素) 置換	判断基準	格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 ^{※1} サブプレッション・チェンバ圧力 ^{※1}
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ^{※1}
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A) ^{※1}
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}
(f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄	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}

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (9/9)

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)
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (3) 二次隔離弁操作室の正圧化		
a. 二次隔離弁操作室空気ポンベユニットによる二次隔離弁操作室の正圧化	判断基準	格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度※ ¹
		格納容器内の圧力 ドライウエル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度※ ¹ 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
		格納容器内の水位 サプレッション・プール水位※ ¹
		原子炉建屋内の水素濃度 原子炉建屋水素濃度 ・原子炉建屋原子炉棟 6 階※ ¹
		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
		格納容器への注水量 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※ ¹
	補機監視機能 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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	
操作	補機監視機能	二次隔離弁操作室差圧 空気ポンベユニット流量

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

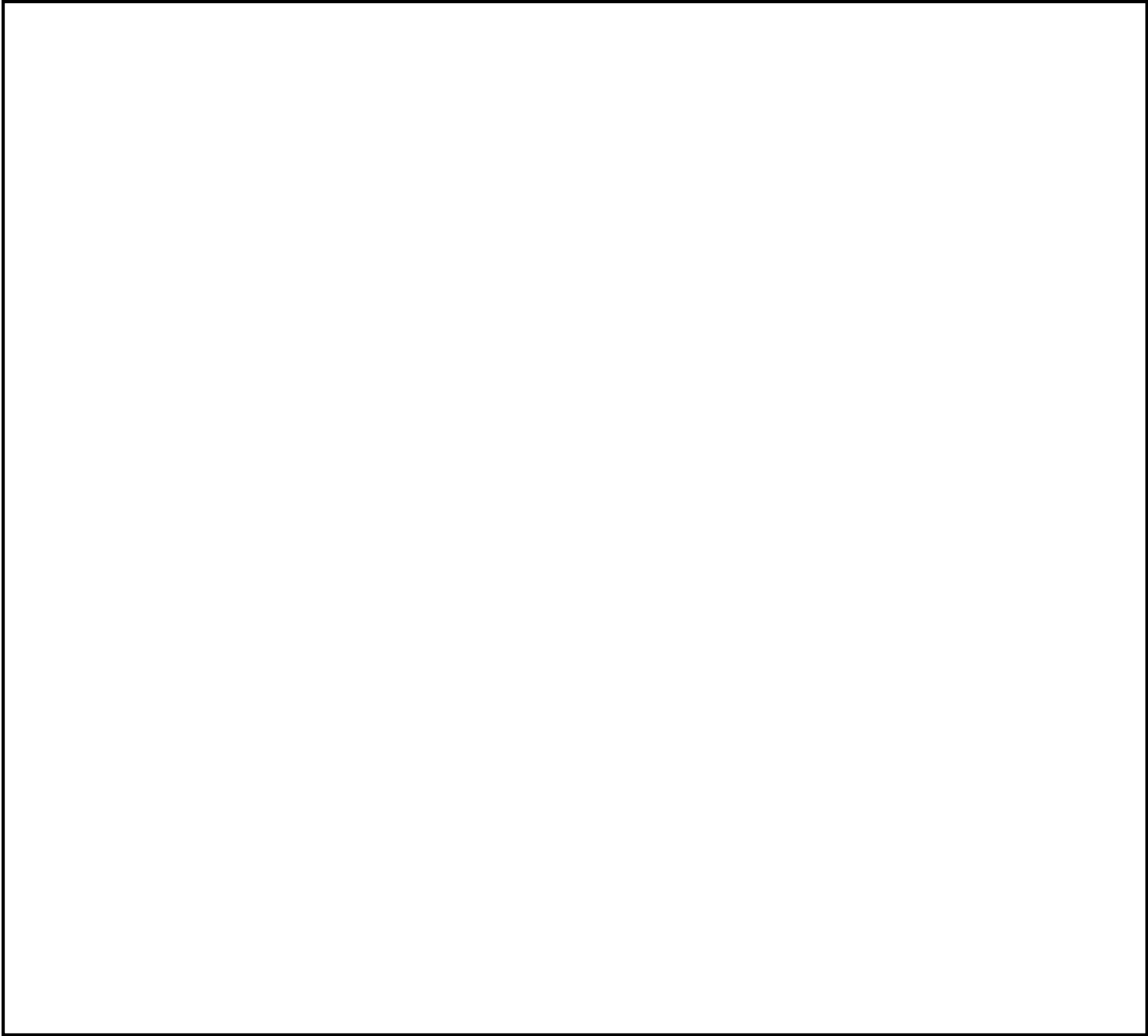
※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

第 1.7-3 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>【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p>	格納容器圧力逃がし装置	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M C C 緊急用直流125V主母線盤
	代替循環冷却系ポンプ	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P / C 緊急用直流125V主母線盤
	代替循環冷却系 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M C C
	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 M C C 2 C 系
	残留熱除去系海水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 M C C 2 C 系
	中央制御室監視計器類	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 120V / 240V計装用主母線盤 2 A 120V / 240V計装用主母線盤 2 B 緊急用M C C 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 緊急用直流 125V 主母線盤



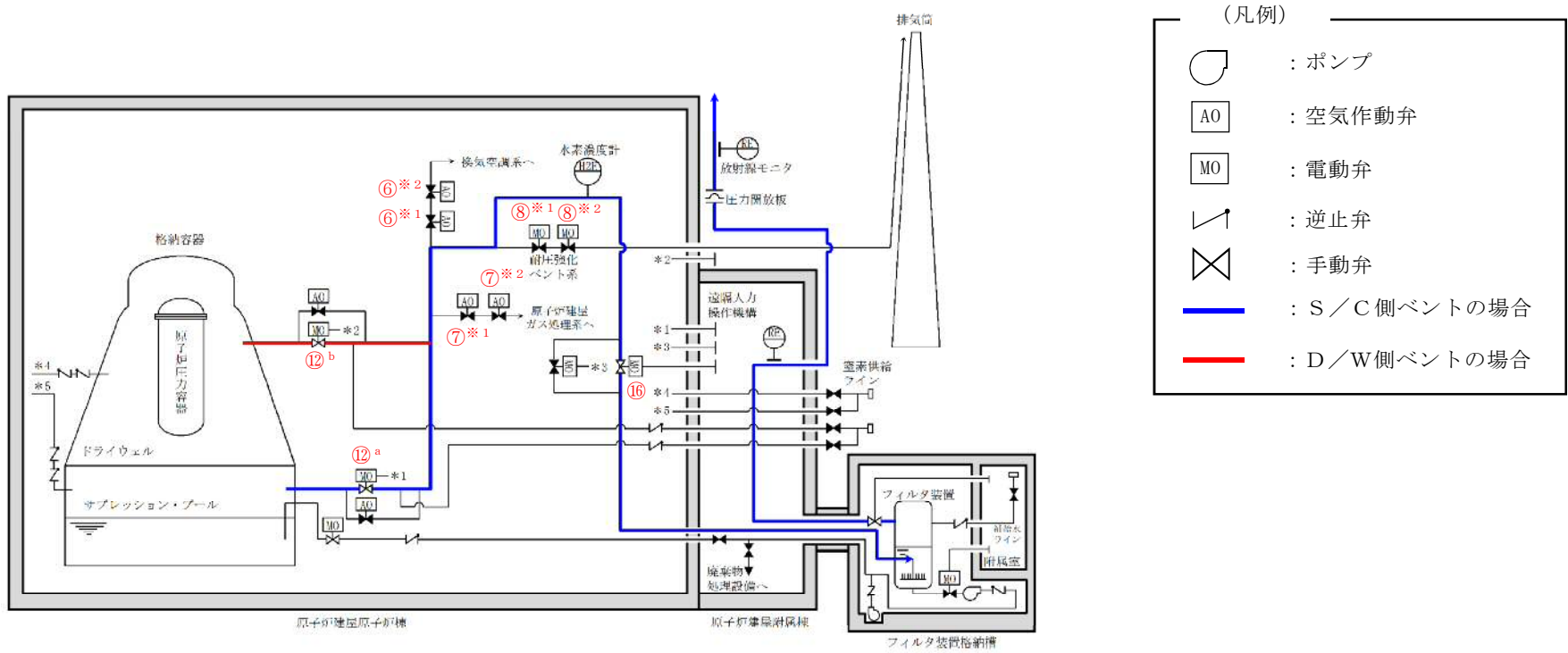
第 1.7-1 図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱-1」における対応フロー



第 1.7-2 図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱-3」における対応フロー



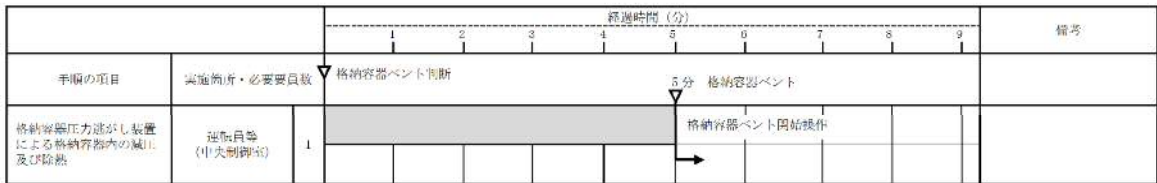
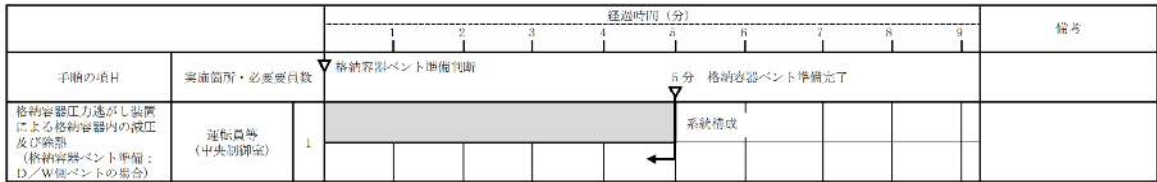
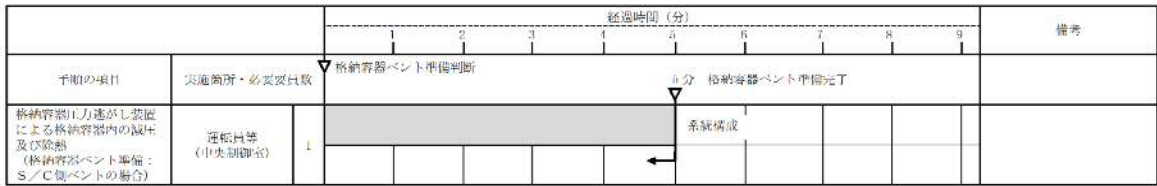
第 1.7-3 図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」における対応フロー



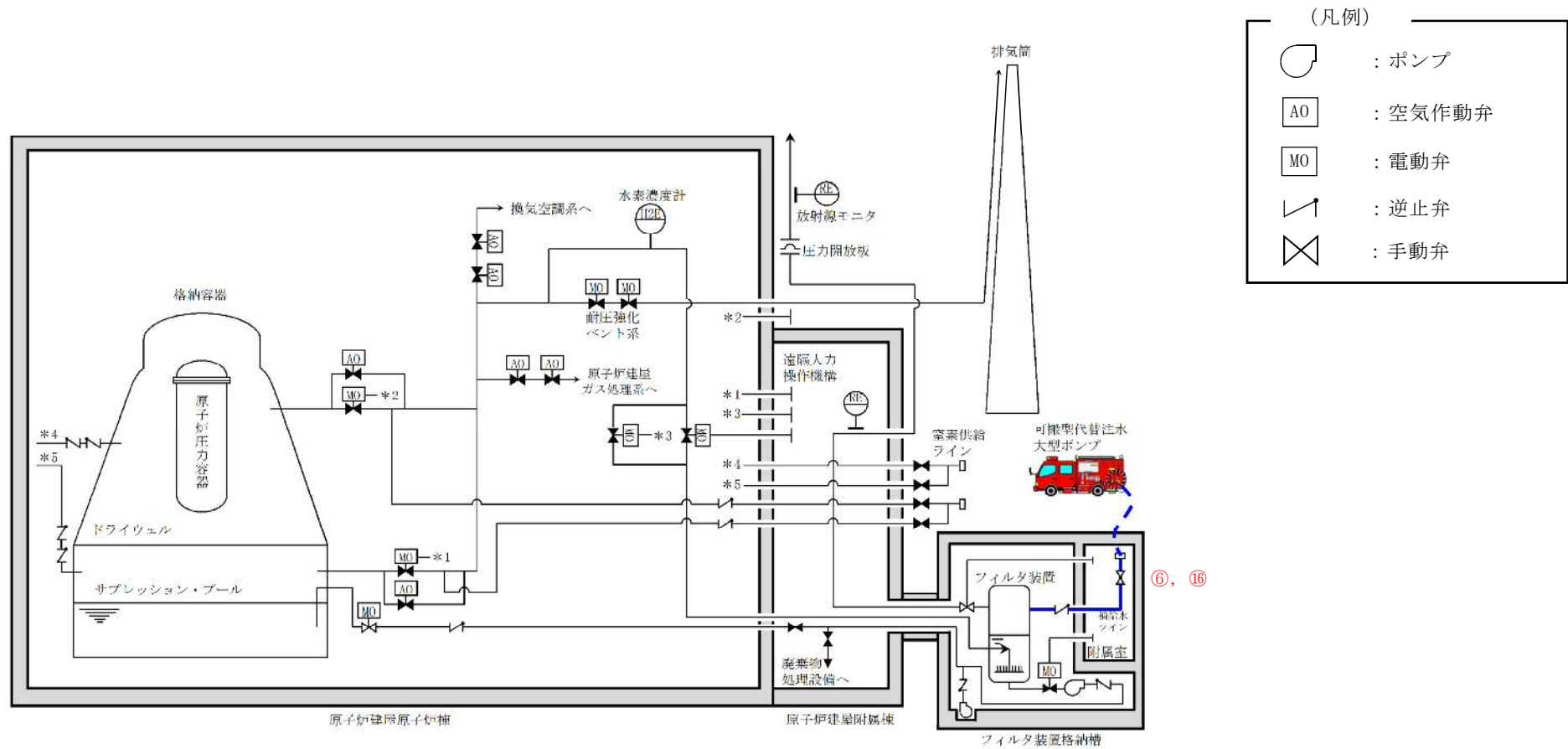
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥※ ¹	換気空調系一次隔離弁	⑧※ ²	耐圧強化ベント系二次隔離弁
⑥※ ²	換気空調系二次隔離弁	⑫ ^a	一次隔離弁 (S/C側)
⑦※ ¹	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	⑫ ^b	一次隔離弁 (D/W側)
⑦※ ²	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	⑬	二次隔離弁
⑧※ ¹	耐圧強化ベント系一次隔離弁		

記載例 ① : 操作手順番号を示す。
 a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。
 ※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第 1.7-4 図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 概要図



第 1.7-5 図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑥, ⑩	フィルタ装置補給水ライン元弁

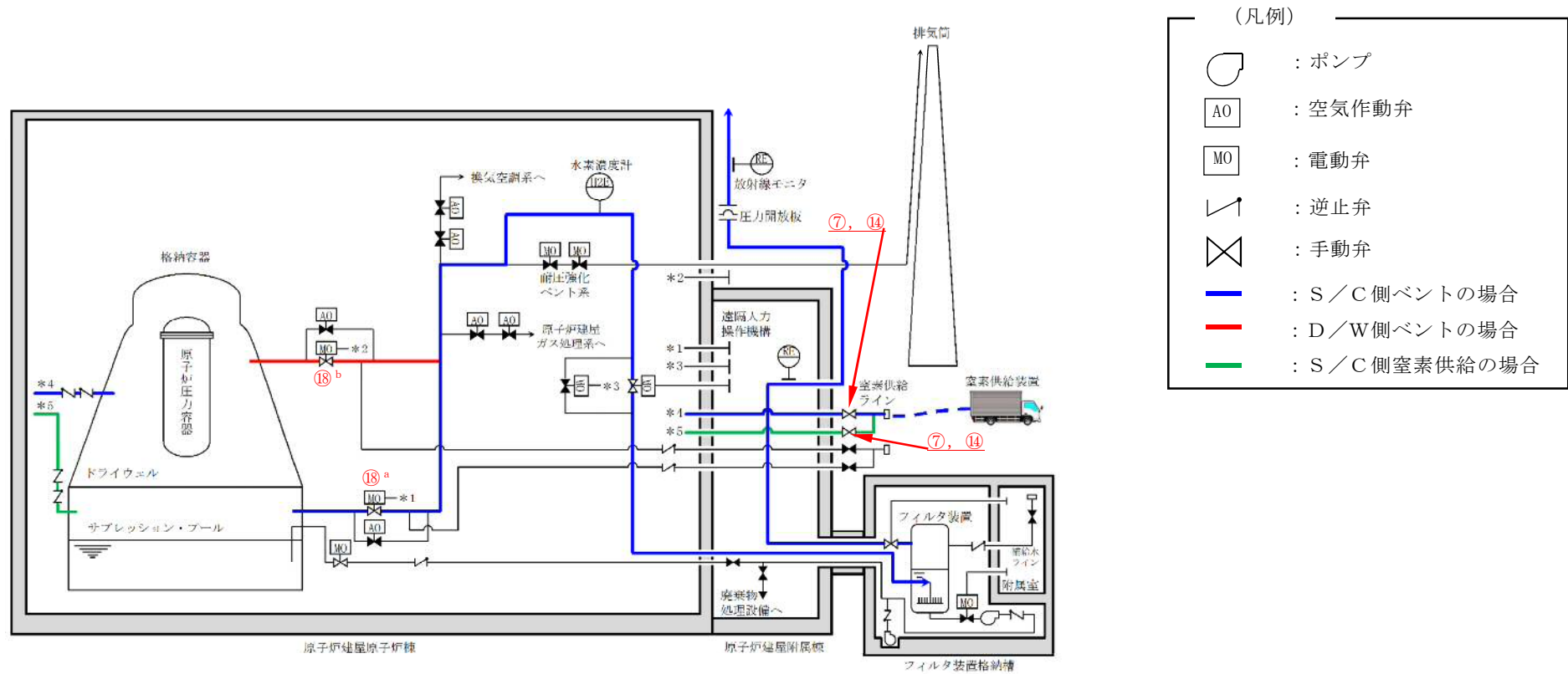
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第 1.7-6 図 フィルタ装置スクラビング水補給 概要図

		経過時間(分)																		備考
手順の項目	実施箇所・必要要員数	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	
		フィルタ装置スクラビング水補給 170分																		
フィルタ装置スクラビング水補給 (南廻りルートで敷した場合)	重大事故等 対応要員 N	準備																		多目的タンクからの送水
		移動(南側保管場所～多目的タンク)																		
		ポンプ設置																		
		ホース敷設																		
		ホース接続																		
		送水準備, 補給開始操作(※1)																		

※1: 西廻りルートでホースを敷設した場合, フィルタ装置スクラビング水補給開始まで130分以内と想定する。

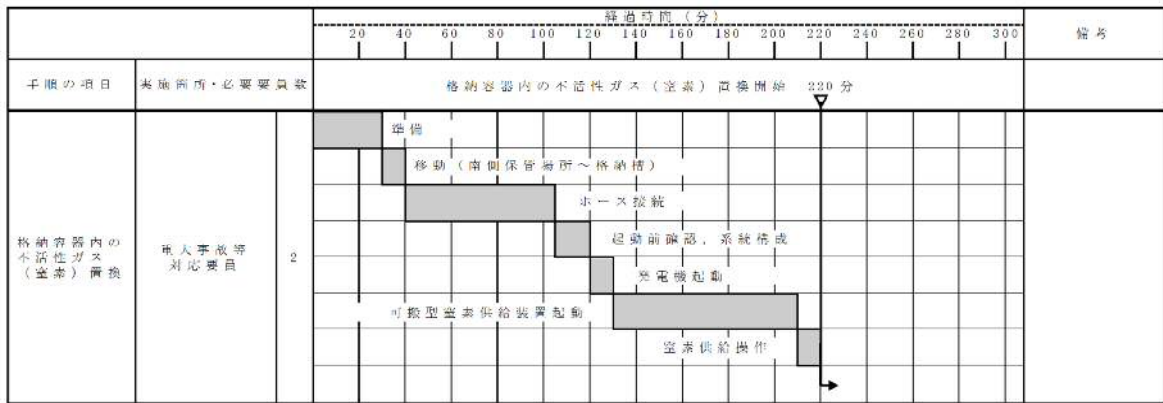
第 1.7-7 図 フィルタ装置スクラビング水補給 タイムチャート



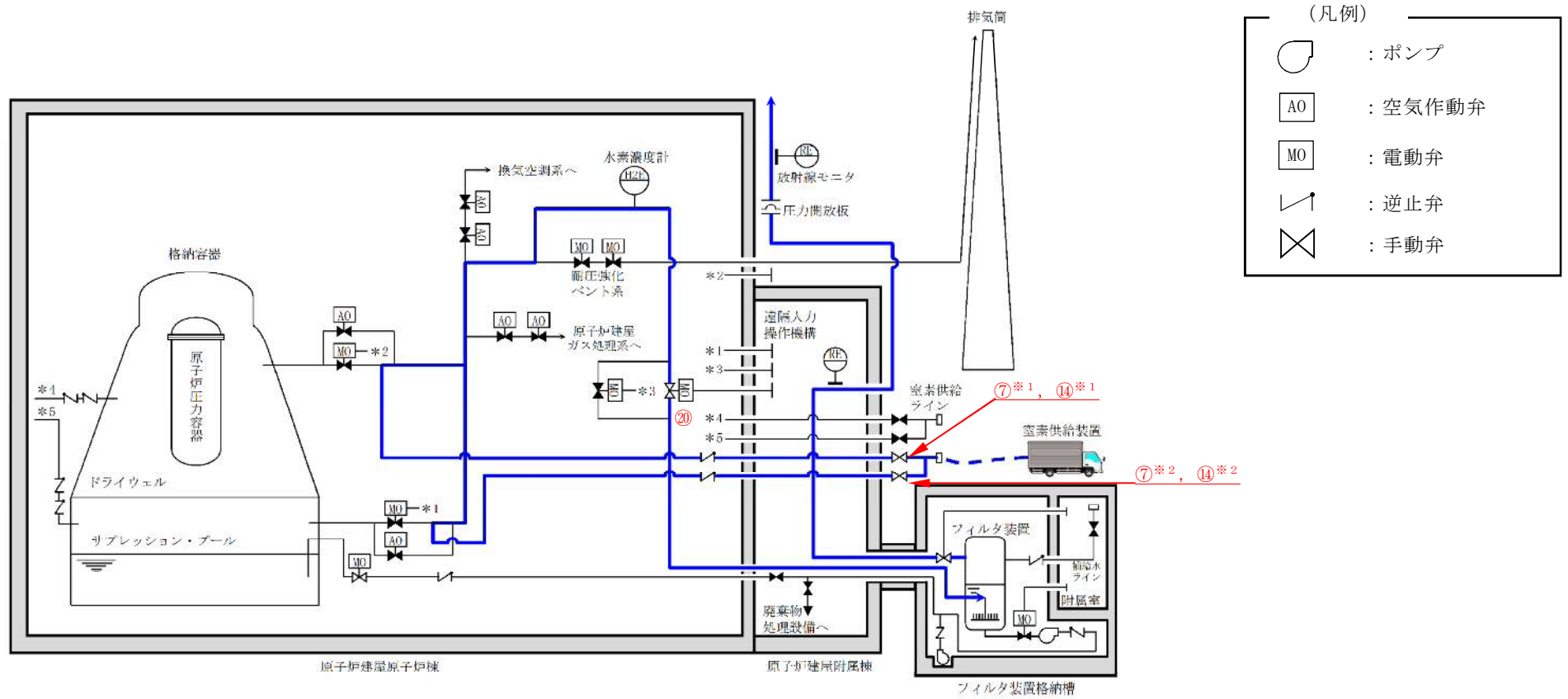
操作手順	弁名称
⑦, ⑭	窒素供給ライン元弁 (D/W側又はS/C側)
⑱ ^a	一次隔離弁 (S/C側)
⑱ ^b	一次隔離弁 (D/W側)

記載例 ① : 操作手順番号を示す。
 a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。

第 1.7-8 図 格納容器内の不活性ガス（窒素）置換 概要図



第 1.7-9 図 格納容器内の不活性ガス(窒素)置換 タイムチャート

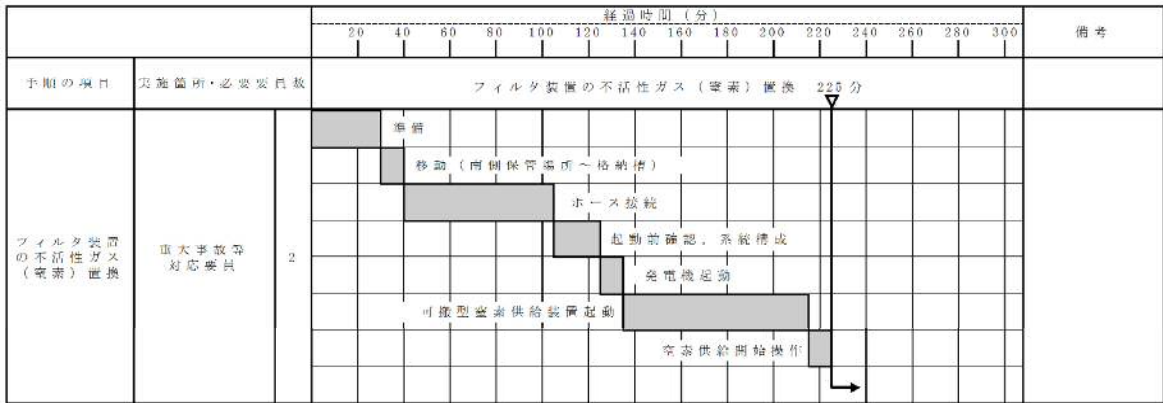


操作手順	弁名称
⑦*1, *2, ⑭*1, *2	フィルタ装置窒素供給ライン元弁
⑳	二次隔離弁

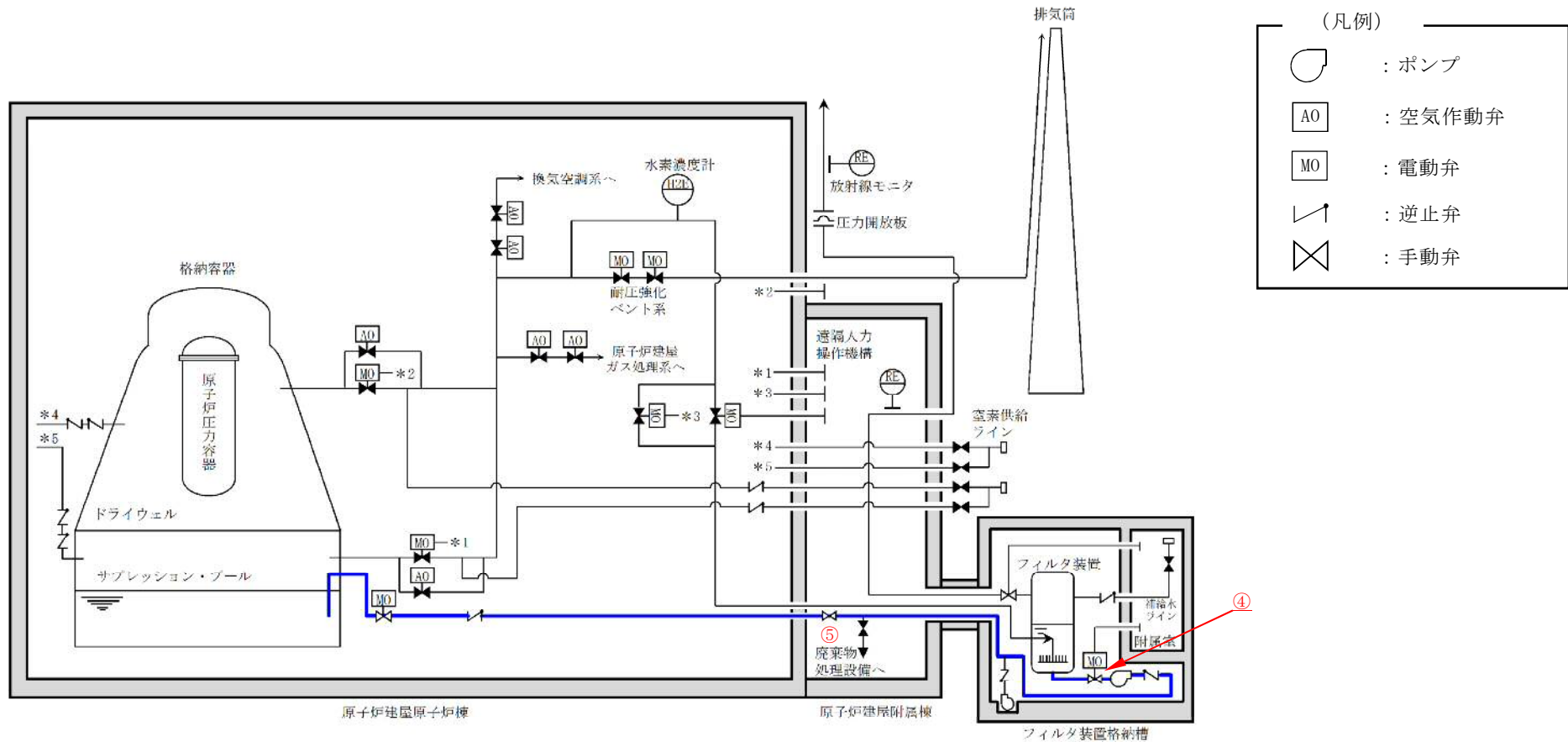
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

*1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.7-10図 フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換 概要図



第 1.7-11 図 フィルタ装置の不活性ガス(窒素)置換 タイムチャート



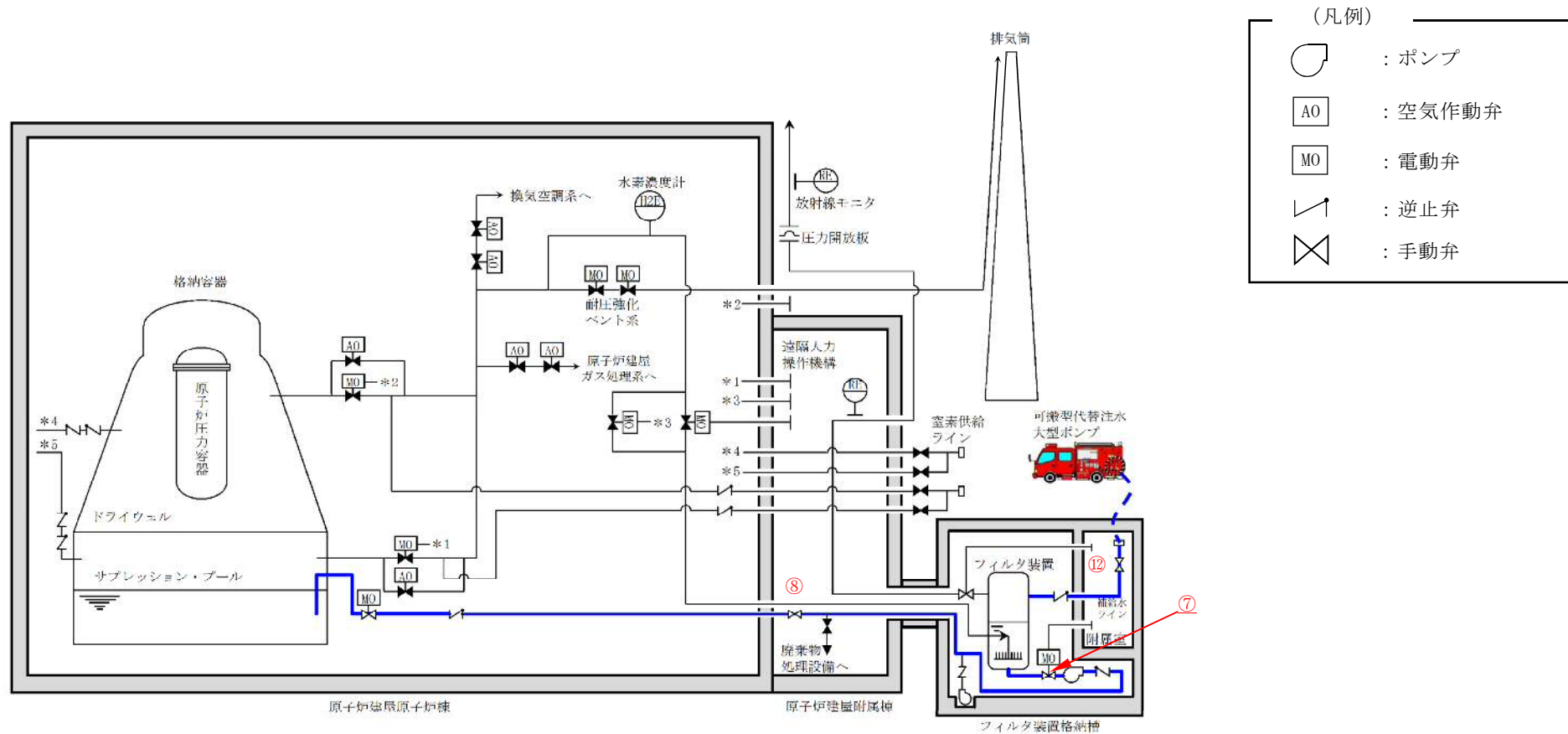
操作手順	弁名称
④	フィルタ装置移送ポンプ入口側止め弁
⑤	フィルタ装置ドレン移送ライン切替弁 (S/C側)

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第 1.7-12 図 フィルタ装置スクラビング水移送 概要図

		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・必要要員数	フィルタ装置スクラビング水移送 54分																
フィルタ装置スクラビング水移送	運転員等 (中央制御室)	1															自動操作	
	運転員等 (現場)	2															移動, 系統構成	

第 1.7-13 図 フィルタ装置スクラビング水移送 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑦	フィルタ装置移送ポンプ入口側止め弁
⑧	フィルタ装置ドレン移送ライン切替え弁 (S/C側)
⑫	フィルタ装置補給水ライン元弁

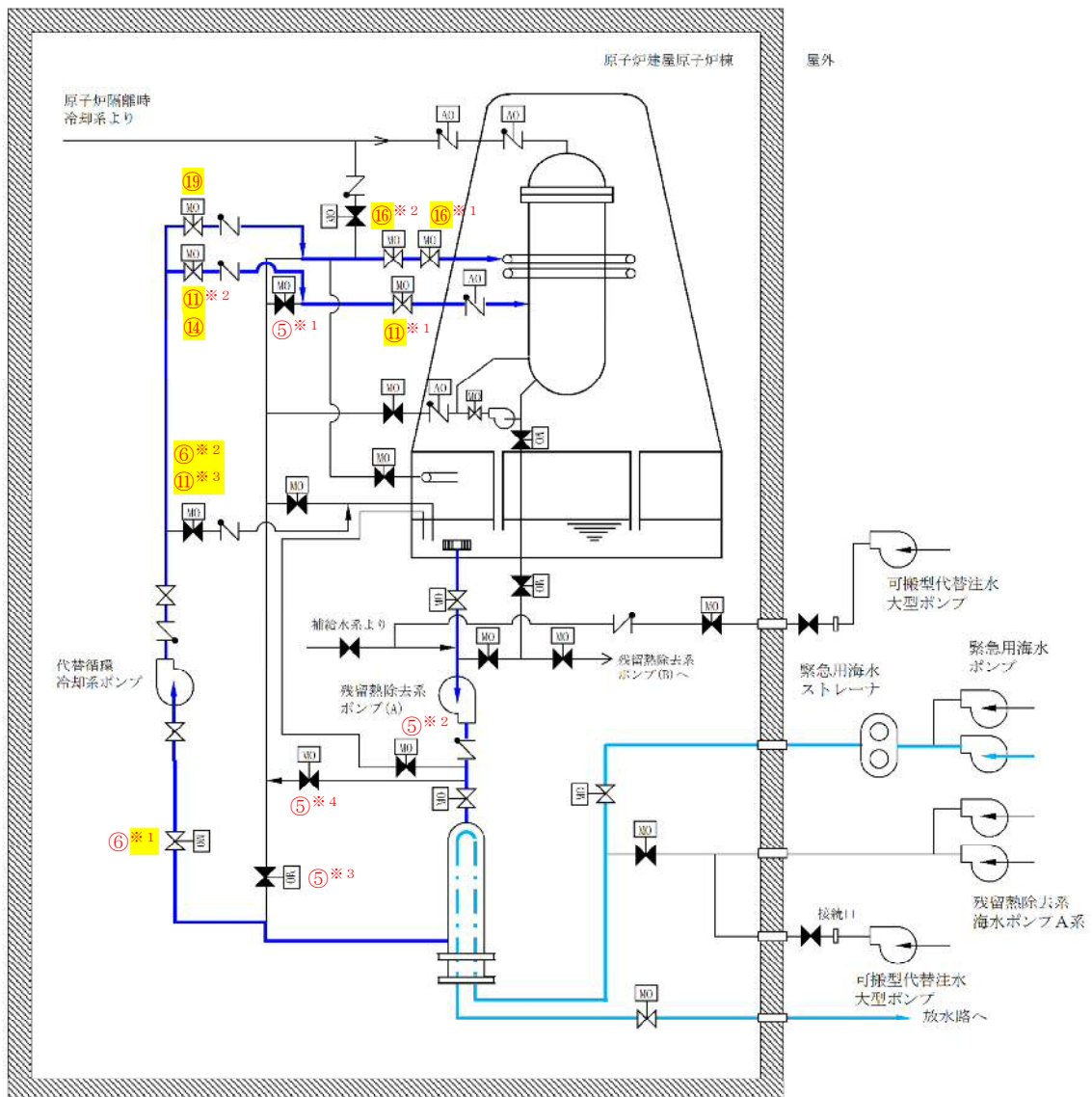
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第 1.7-14 図 フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄 概要図

		経過時間(分)																		備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180		
手順の項目	実施箇所・必要員数	フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄 174分																			
フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄 (南廻りルートでホースを敷設した場合)	運転員等 (中実面御意)	1																		起動操作	
	運転員等 (現場)	2																		移動、系統構成	
	重大事故等 対応要員	8																		準備	
																				移動(南廻り保管場所～多目的タンク)	
																			ポンプ設置		
																		ホース敷設			
																		ホース接続			
																		送水準備、送水開始操作(※1)			

※1：西廻りルートでホースを敷設した場合、フィルタ装置への送水開始まで130分以内と想定する。

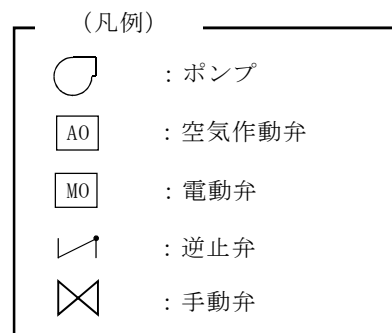
第 1.7-15 図 フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑤※1	残留熱除去系注水配管分離弁
⑤※2	残留熱除去系 (A) ミニフロー弁
⑤※3	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁
⑤※4	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁
⑥※1	代替循環冷却系入口弁
⑥※2, ⑪※3	代替循環冷却系テストライン弁
⑪※1	残留熱除去系 (A) 注入弁
⑪※2, ⑭	代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁
⑯※1, ※2	残留熱除去系 (A) D/Wスプレー弁
⑰	代替循環冷却系格納容器スプレー流量調節弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

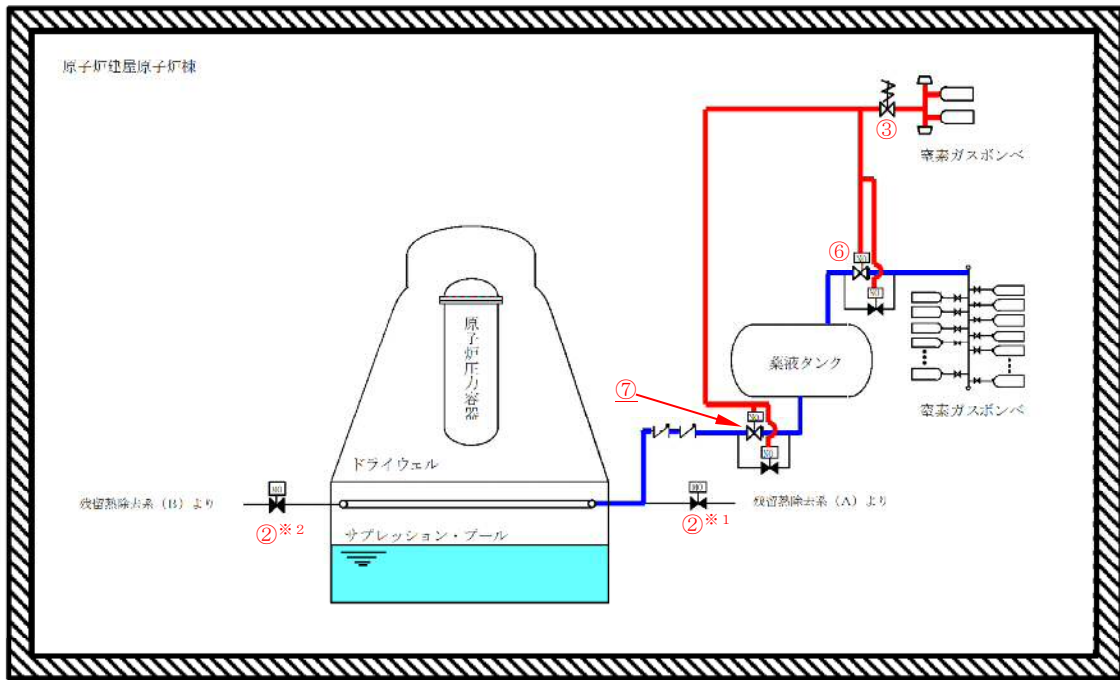
※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。



第 1.7-16 図 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱 概要図

		経過時間 (分)										備考		
		5	10	15	20	25	30	35	40	45				
手順の項目	実施箇所・必要要員数	代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱 35分												
代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱	運転員等 (中央制御室)	1	系統構成											
							注水開始操作							
								スプレー開始操作						

第 1.7-17 図 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート



操作手順	弁名称
②※1	残留熱除去系（A）サブプレッション・プールのスプレイ弁
②※2	残留熱除去系（B）サブプレッション・プールのスプレイ弁
③	弁駆動用窒素供給弁
⑥	圧送用窒素供給弁
⑦	薬液注入窒素作動弁

(凡例)

- MO : 電動弁
- NO : 窒素作動弁
- ↗ : 逆止弁
- ✕ : 手動弁
- ≡ : 電磁弁
- (Blue) : 薬液注入ライン側
- (Red) : 窒素作動弁用窒素供給ライン側

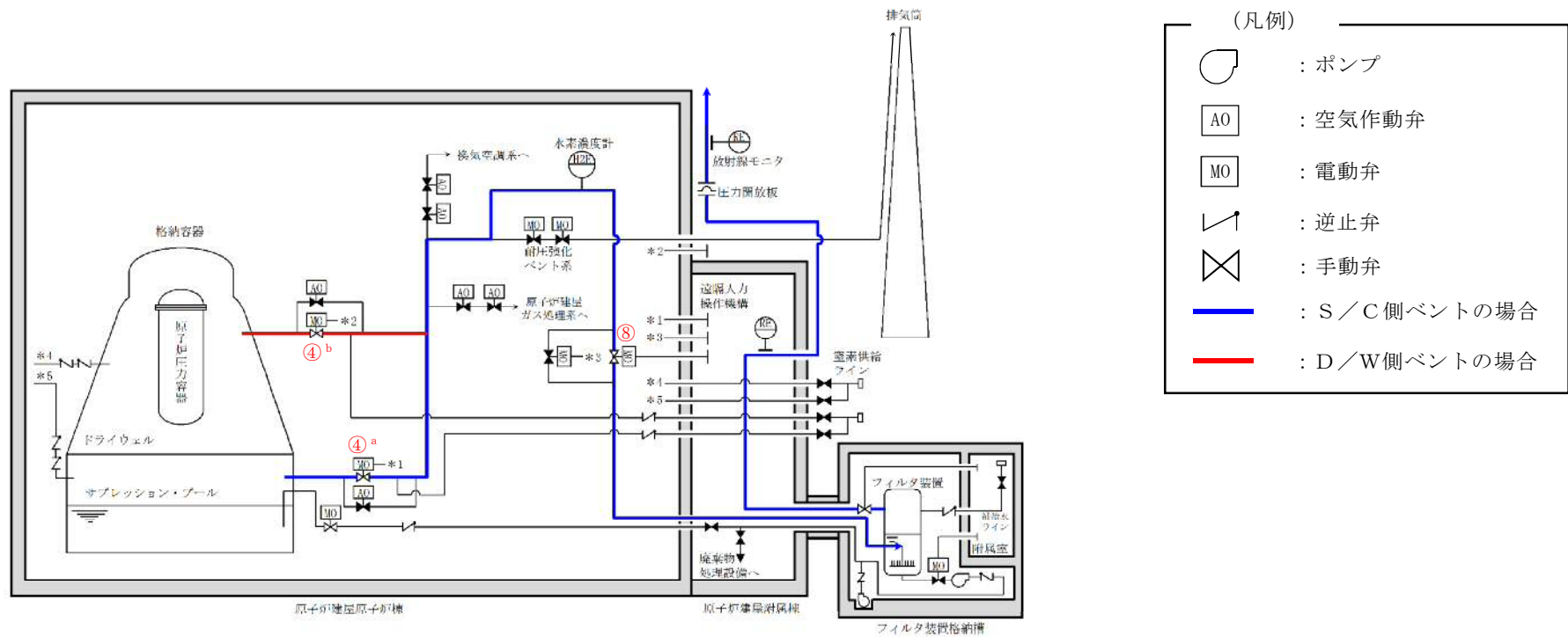
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第 1.7-18 図 サプレッション・プール水 pH制御 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	サブレスジョン・プール水 pH制御 15分											
サブレスジョン・プール水 pH制御	運転員等 (中央制御室)	1	系統構成、薬品注入開始操作										

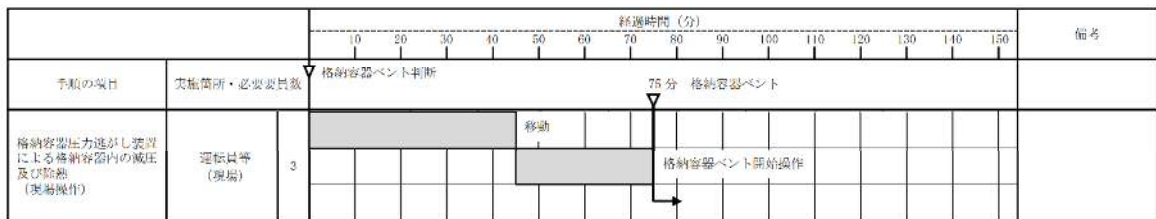
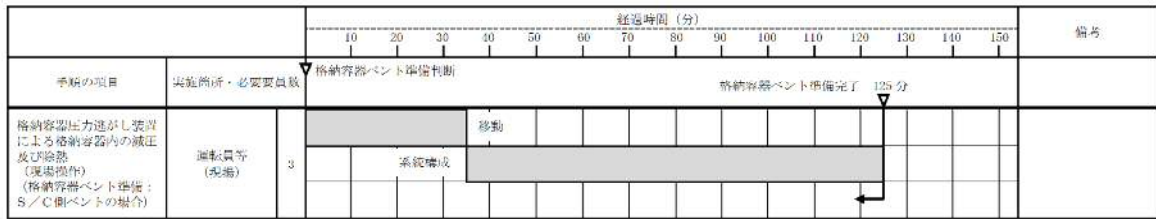
第 1.7-19 図 サブレスジョン・プール水 pH制御 タイムチャート



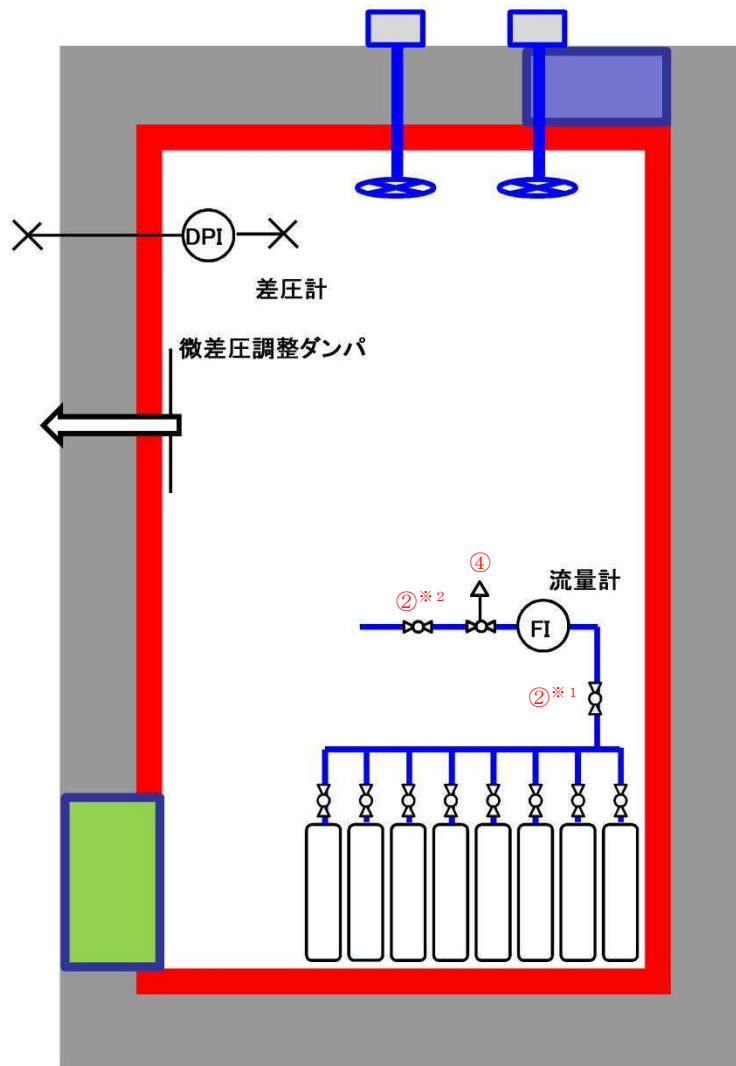
操作手順	弁名称
④ ^a	一次隔離弁 (S/C側)
④ ^b	一次隔離弁 (D/W側)
⑧	二次隔離弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。
 a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。

第 1.7-20 図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） 概要図




第 1.7-21 図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱
(現場操作) タイムチャート




二次隔離弁操作室(平面図)

操作手順	弁名称
②*1	空気ポンベユニット空気ポンベ元弁
②*2	空気ポンベユニット空気供給流量調整弁後弁
④	空気ポンベユニット空気供給流量調整弁

(凡例)

 : 手動弁

 : 流量調整弁

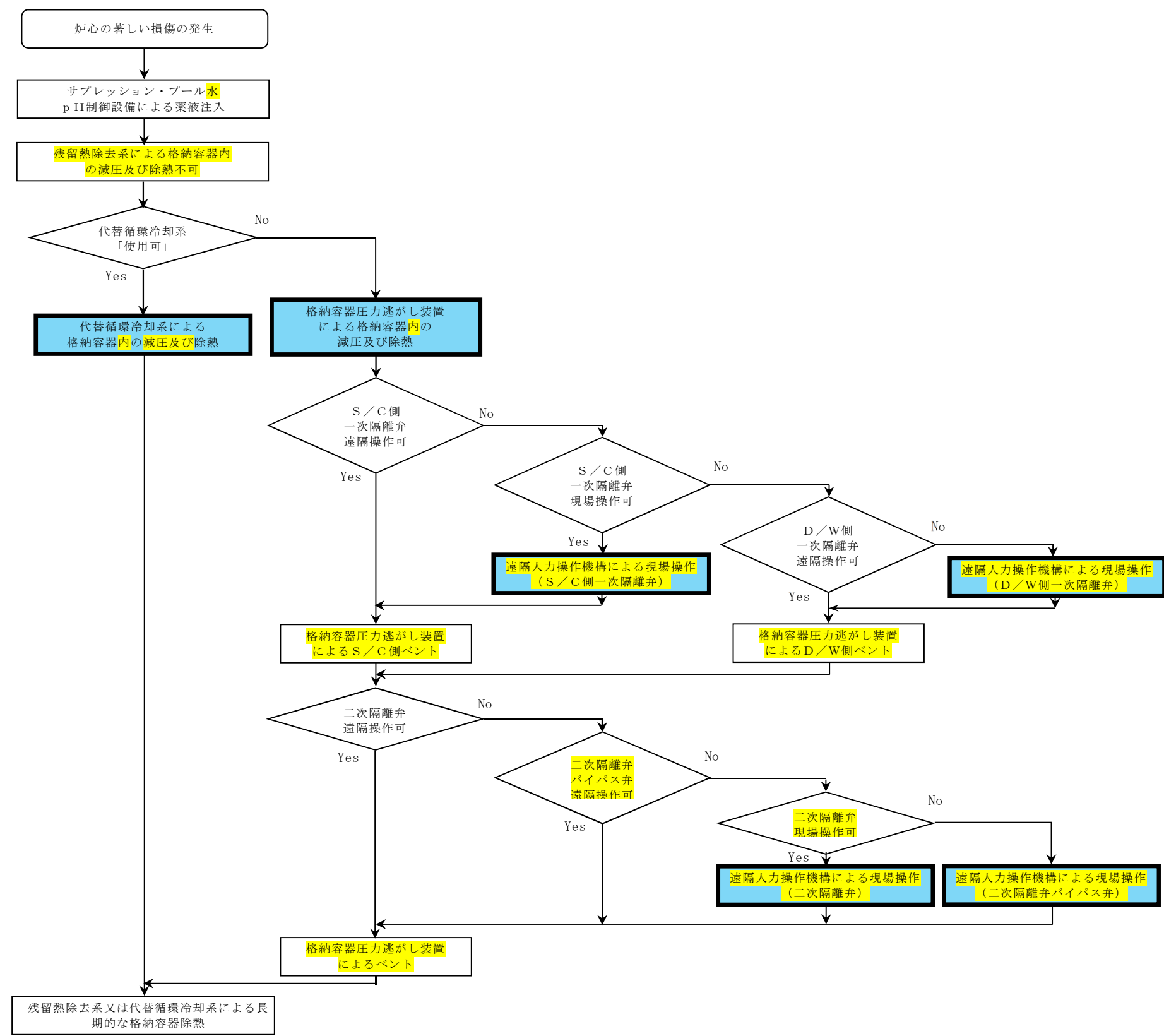
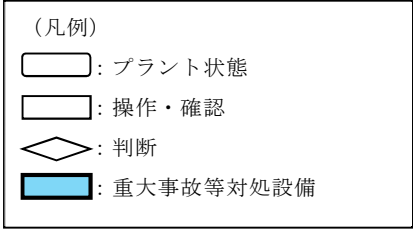
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第 1.7-22 図 二次隔離弁操作室空気ポンベユニットによる二次隔離弁操作室の正圧化 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	
			二次隔離弁操作室の正圧化 10分						
二次隔離弁操作室空気ポンベユニットによる二次隔離弁操作室の正圧化	重大事故等 対応要員	1	系統構成、正圧化開始操作						

第 1.7-23 図 二次隔離弁操作室空気ポンベユニットによる二次隔離弁操作室の正圧化 タイムチャート



第 1.7-24 図 重大事故等発生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 (1/5)

技術的能力審査基準 (1.7)	番号	設置許可基準規則 (第50条)	技術基準規則 (第65条)	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を施設しなければならない。	⑧
【解釈】 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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。	—	【解釈】 1 第50条に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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。	【解釈】 1 第65条に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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。	—
(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止 a) 炉心の著しい損傷が発生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、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。	②	a) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。	a) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。	⑨
(2) 悪影響防止 a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。	③	b) 上記a)の格納容器圧力逃がし装置とは、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。 i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。	b) 上記a)の格納容器圧力逃がし装置とは、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。 i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。	⑩
(3) 現場操作等 a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。	④	ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。	ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。	⑪
b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	⑤	iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器(例えばSGTS)や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。	iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器(例えばSGTS)や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。	⑫
c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。	⑥	iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。	iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。	⑬
(4) 放射線防護 a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	⑦	v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。 vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。 vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	⑭ ⑮
		vii) ラブチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラブチャーディスク(原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの)を使用する場合は又はラブチャーディスクを強制的に手で破壊する装置を設置する場合を除く。	vii) ラブチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラブチャーディスク(原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの)を使用する場合は又はラブチャーディスクを強制的に手で破壊する装置を設置する場合を除く。	⑯
		viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。	viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。	⑰
		ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	⑱

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/5)

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱①	フィルタ装置	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑱	フィルタ装置	常設	10分以内	1人	自主対策とする理由は本文参照	
	フィルタ装置水位	新設		フィルタ装置水位	常設				
	フィルタ装置圧力	新設		フィルタ装置圧力	常設				
	フィルタ装置スクラビング水温度	新設		フィルタ装置スクラビング水温度	常設				
	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	新設		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	常設				
	フィルタ装置入口水素濃度	新設		フィルタ装置入口水素濃度	常設				
	移送ポンプ	新設		移送ポンプ	常設				
	圧力開放板	新設		圧力開放板	常設				
	フィルタ装置遮蔽	新設		フィルタ装置遮蔽	常設				
	可搬型窒素供給装置	新設		可搬型窒素供給装置	可搬				
	配管遮蔽	新設		配管遮蔽	常設				
	二次隔離弁操作室	新設		二次隔離弁操作室	常設				
	二次隔離弁操作室遮蔽	新設		二次隔離弁操作室遮蔽	常設				
	二次隔離弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）	新設		二次隔離弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）	常設				
	二次隔離弁操作室空気ポンベユニット（配管・弁）	新設		二次隔離弁操作室空気ポンベユニット（配管・弁）	常設				
	格納容器	新設		格納容器	常設				
	格納容器圧力逃がし装置配管・弁	新設		格納容器圧力逃がし装置配管・弁	常設				
	不活性ガス系配管・弁	既設 新設		不活性ガス系配管・弁	常設				
	耐圧強化ベント系配管・弁	既設 新設		耐圧強化ベント系配管・弁	常設				
	可搬型代替注水大型ポンプ	新設		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬				
	代替淡水貯槽	新設		淡水タンク	常設				
	常設代替交流電源設備	新設		常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設		可搬型代替交流電源設備	新設				
	常代替直流電源設備	新設		常代替直流電源設備	新設				
可搬型代替直流電源設備	新設	可搬型代替直流電源設備	新設						
燃料補給設備	新設	燃料補給設備	常設						
真空破壊弁（S/C→D/W）	新設	真空破壊弁（S/C→D/W）	常設						
			格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱②						

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/5)

■: 重大事故等対処設備 ■: 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

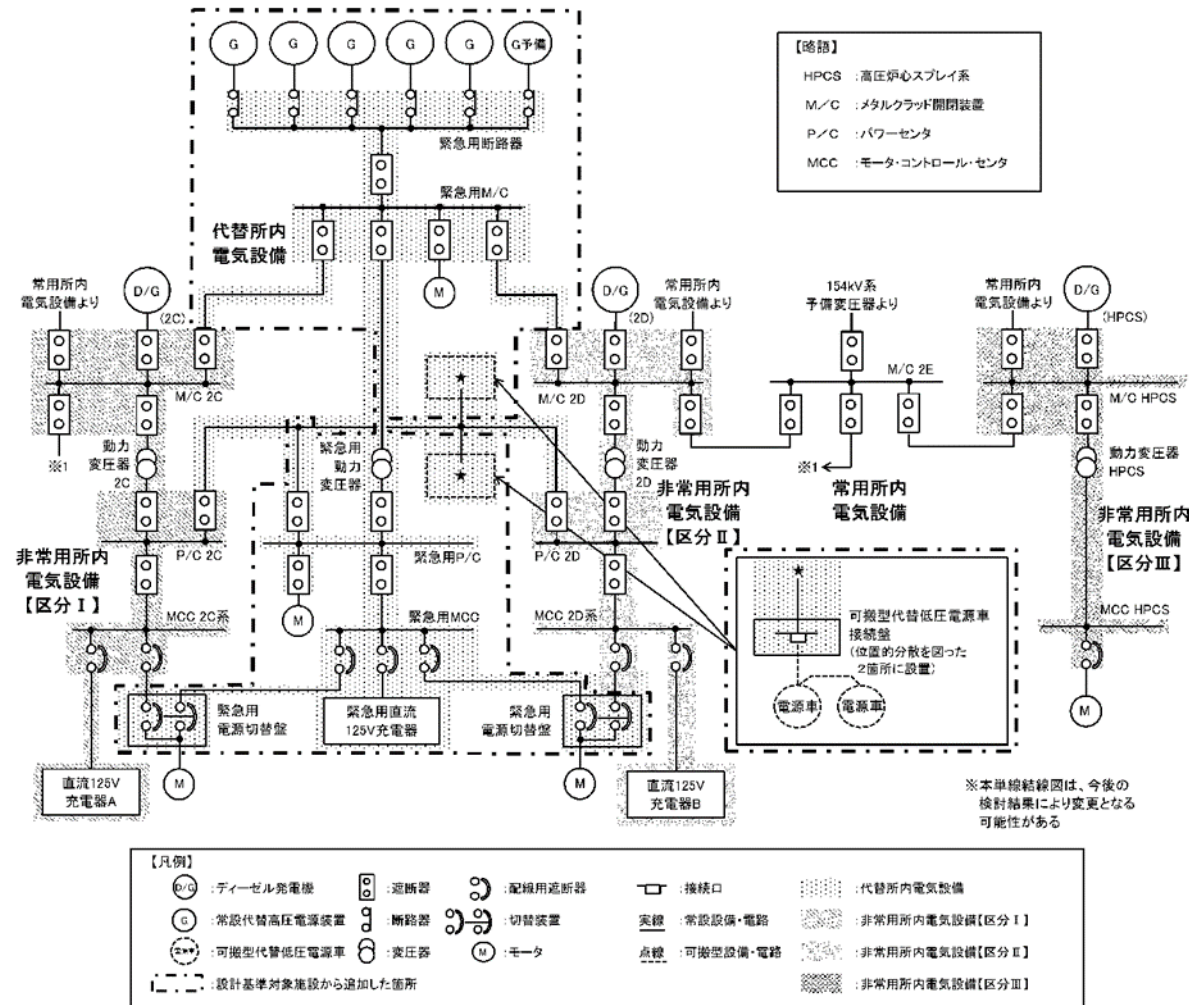
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
遠隔人力操作機構による 現場操作	遠隔人力操作機構	新設	① ② ④ ⑤ ⑧ ⑭ ⑮	サブプレッション・プール水 pH制御設備による薬液注入	残留熱除去系 (A) 配管・弁	常設	15分以内	1人	自主対策とする理由は本文参照
					残留熱除去系スプレイヘッド	常設			
不活性ガス (窒素) による 系統内の置換	可搬型窒素供給装置	新設	⑧ ⑪		サブプレッション・プール水 pH制御設備配管・弁	常設			
代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱 ①	代替循環冷却系ポンプ	新設	① ② ⑧ ⑨	代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱 ②	代替循環冷却系ポンプ	常設	35分以内	1人	自主対策とする理由は本文参照
	サブプレッション・プール	既設			サブプレッション・プール	常設			
	代替循環冷却系配管・弁	新設			代替循環冷却系配管・弁	常設			
	残留熱除去系熱交換器 (A)	既設			残留熱除去系熱交換器 (A)	常設			
	残留熱除去系 (A) 配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド	既設			残留熱除去系 (A) 配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド	既設			
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設			
	格納容器	既設			格納容器	常設			
	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	常設			
	緊急用海水ポンプ	新設			非常用取水設備	常設			
	非常用取水設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			燃料補給設備	常設			
	燃料補給設備	新設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/5）

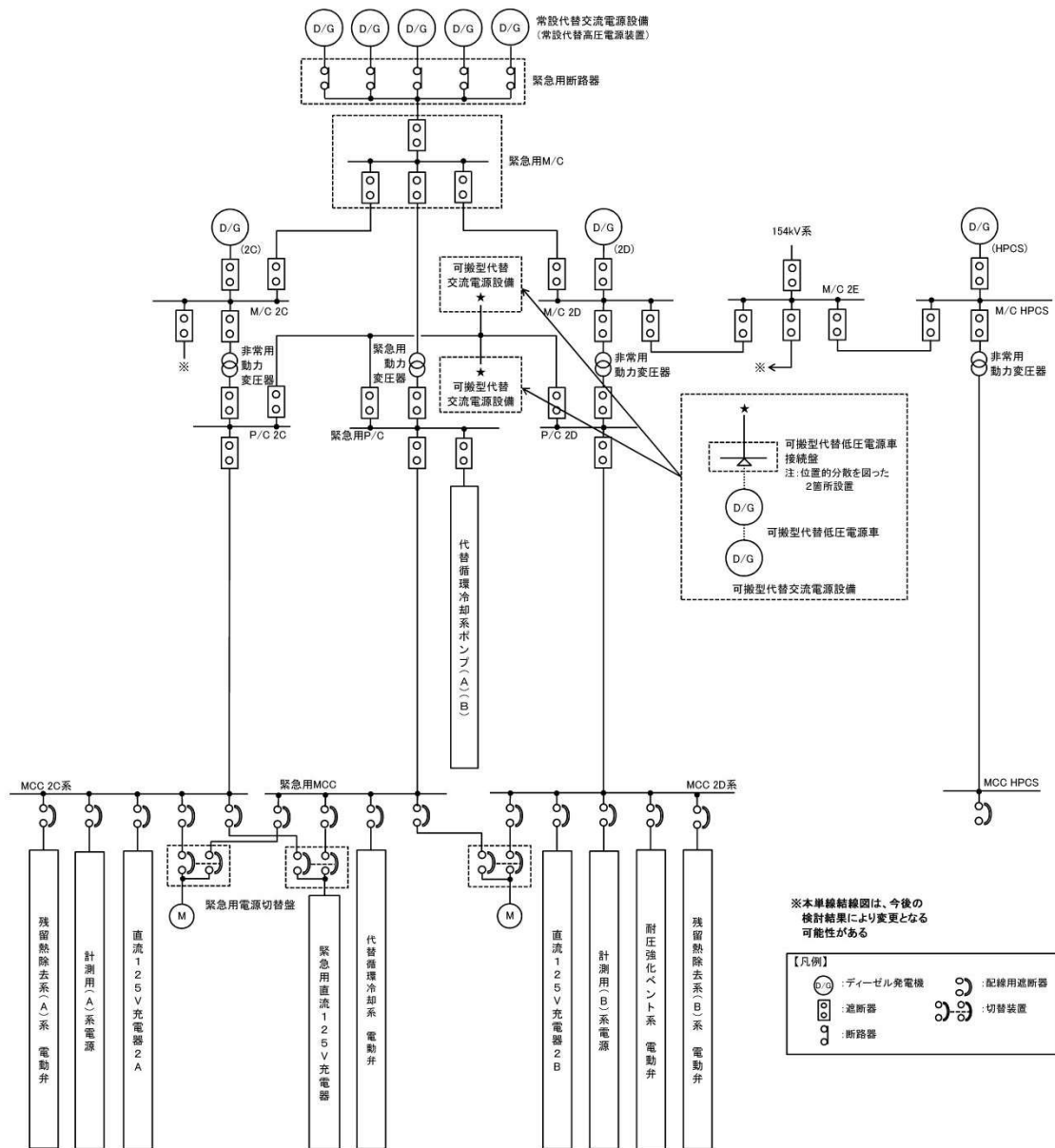
技術的能力審査基準（1.7）	適合方針
<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止する手段として、格納容器圧力逃がし装置又は代替循環冷却系ポンプによる格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p>—</p>
<p>(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止 a) 炉心の著しい損傷が発生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、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置又は代替循環冷却系ポンプにより、格納容器内の圧力及び温度を防止させるために必要な手順等を整備する。</p>
<p>(2) 悪影響防止 a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置の使用後に格納容器スプレイを実施する場合において、格納容器の負圧破損を防止するため、格納容器の圧力を監視し、格納容器スプレイを停止する手順等を整備する。 なお、格納容器スプレイに関する手順等については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」で示す。</p>
<p>(3) 現場操作等 a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を人力により容易かつ確実に操作可能とするため、遠隔人力操作機構を整備する。</p>

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5/5）

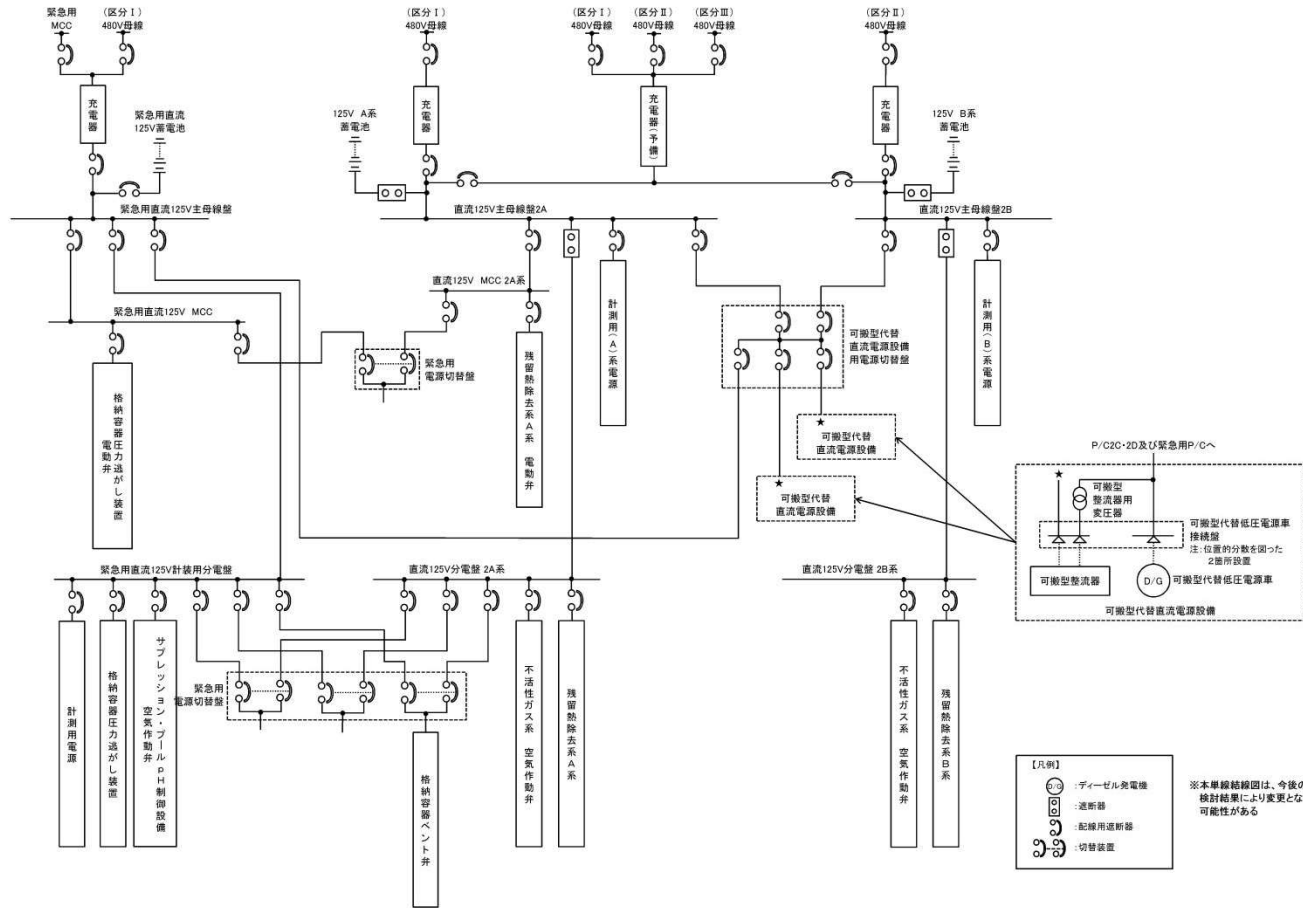
技術的能力審査基準（1.7）	適合方針
<p>b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p>	<p>炉心の著しい損傷時において、運転員等の被爆を低減するため、原子炉建屋原子炉棟外で操作可能な遠隔人力操作機構を整備する。 また、格納容器ベント後の運転員等の被爆を低減するため、遮蔽等を考慮した二次隔離弁操作室を整備する。</p>
<p>c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるように、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。</p>	<p>隔離弁の駆動源が喪失した場合において、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作可能とするため、遠隔人力操作機構を整備する。</p>
<p>(4) 放射線防護 a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置はフィルタ装置格納槽（地下埋設）に格納し、十分な暑さのコンクリートと覆土により地上面の放射線量を十分に低減する設計とする。また、フィルタ装置に接続する配管等については、原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋附属棟内に設置することにより、復旧作業における被ばく低減を行うこととしている。</p>



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第3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. 格納容器圧力逃がし装置による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による現場操作による格納容器ベント

a. 操作概要

炉心損傷時に格納容器内の減圧及び除熱を格納容器圧力逃がし装置を使用して行う。中央制御室から遠隔にて格納容器圧力逃がし装置の操作ができない場合に、遠隔人力操作機構により操作を実施する。

b. 作業場所

一次隔離弁（S/C側）：原子炉建屋附属棟（二次格納施設外）

一次隔離弁（D/W側）：原子炉建屋附属棟（二次格納施設外）

二次隔離弁：原子炉建屋廃棄物処理棟（二次格納施設外）

二次隔離弁バイパス弁：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による格納容器内の除熱及び減圧に必要な要員数、所要時間のうち、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3名、重大事故等対応要員3名）

所要時間目安（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

一次隔離弁（S/C側）：格納容器ベント準備を判断してから 125 分
以内

一次隔離弁（D/W側）：格納容器ベント準備を判断してから 140 分
以内

二次隔離弁：格納容器ベント判断から 75 分以内

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、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）を装備して作業を行う。

移動経路：ヘッドライト又はLEDライトを携行しており、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：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

格納容器ベント操作時に想定されるフィルタ装置の水位変動に対し、フィルタ装置機能維持のため、フィルタ装置のスクラビング水補給を実施する。

b. 作業場所

フィルタ装置格納槽近傍屋外又はフィルタ装置格納槽附属室

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に必要な要員数（8名）、所要時間（170分以内）のうち、最長時間を要する多目的タンクから接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：170分以内（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保する。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）を装備して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の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，災害対策本部長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)



放射線防護具装着による送水訓練
(ホース敷設)



放射線防護具装着による送水訓練
(水中ポンプユニット設置)

(3) 格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

a. 操作概要

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水素により系統内の水素濃度が上昇するため、系統内の水素濃度が可燃限界を超えないように窒素を供給する。

b. 作業場所

原子炉建屋附属棟東側屋外

c. 必要要員数及び操作時間

格納容器ベント停止時の格納容器内の不活性ガス（窒素）置換に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（重大事故等対応要員2名）

所要時間目安：220分以内（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

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

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，災害対策本部長との連絡が可能である。

(4) フィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換

a. 操作概要

格納容器ベント停止後において，排気中に含まれる可燃性ガス及び水の放射線分解により発生する水素により系統内の水素濃度が上昇するため，系統内の水素濃度が可燃限界を超えないように窒素を供給する。

b. 作業場所

原子炉建屋附属棟東側屋外

c. 必要要員数及び操作時間

格納容器ベント停止時のフィルタ装置の不活性ガス（窒素）置換に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：2名（重大事故等対応要員2名）

所要時間目安：225分以内（当該設備は，設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

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

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，災害対策本部長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. 操作概要

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プレッション・プールへの移送を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟（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必要な要員数（3名）、所要時間（54分以内）のうち、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2名）

所要時間目安 : 50分以内（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境 : 常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。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）を装備して作業を行う。

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 : 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。

(6) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄

a. フィルタ装置スクラビング水移送ライン系統構成

(a) 操作概要

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、スクラビング水移送ラインの洗浄を実施する。

(b) 作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟（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ライン洗浄に必要な要員数（11名）、所要時間（174分以内）のうち、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2名）

所要時間目安：50分以内（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

(d) 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。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）を装備して作業を行う。

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：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。

b. 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

(a) 操作概要

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、スクラビング水移送ラインの洗浄を実施する。

(b) 作業場所

フィルタ装置格納槽近傍屋外又はフィルタ装置格納槽附属室

(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に必要な要員数（11名）、所要時間（174分以内）のうち、最長時間を要する取水箇所から接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安 : 170分以内（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

(d) 操作の成立性について

作業環境 : 車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。また、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）を装備して作業を行う。

移動経路 : 車両のヘッドライトの他、ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は、専用の結合金具を使用して容易に接続可能とする。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，災害対策本部長との連絡が可能である。

2. 二次隔離弁操作室の正圧化

(1) 操作概要

格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時における過剰被ばくを防止するため、二次隔離弁操作室空気ポンプユニットにより二次隔離弁操作室を加圧する。

(2) 作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟（管理区域）

(3) 必要要員数及び操作時間

二次隔離弁操作室の正圧化に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：1名（重大事故等対応要員1名）

所要時間目安：10分以内（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

(4) 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。重大事故等対応要員の放射線防護を考慮し、二次隔離弁操作室は、二次格納施設外に設置している。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）を装備して作業を行う。

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：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。

解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧 (1/2)

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順	(1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順	a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合。	
		(a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+5.5mに到達した場合。	
			格納容器内温度指示値が200℃に到達した場合。	格納容器内温度指示値が200℃に到達した場合。
			原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が2%に到達した場合。	原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が2%に到達した場合。
			原子炉圧力容器温度で300℃以上	原子炉圧力容器温度で300℃以上
		(b) フィルタ装置スクラビング水補給	フィルタ装置水位指示値が1,500mmを下回ると判断した場合。	フィルタ装置水位指示値が1,500mmを下回ると判断した場合。
		(c) 格納容器内の不活性ガス(窒素)置換	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系)又は代替循環冷却系による格納容器除熱機能が確保されている場合。	—
		(d) フィルタ装置の不活性ガス(窒素)置換	格納容器内の不活性ガス(窒素)置換が終了した場合。	—
(e) フィルタ装置スクラビング水移送	フィルタ装置の不活性ガス(窒素)置換により、スクラビング水の温度が低下した場合において、フィルタ装置水位が確保されている場合。	—		
(f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄	フィルタ装置スクラビング水の移送が完了した場合。	—		

1. 判断基準の解釈一覧 (2/2)

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順	(1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順	b. 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱	原子炉圧力容器温度で 300℃以上	原子炉圧力容器温度で 300℃以上
		c. サプレッション・プール水 pH制御	原子炉圧力容器温度で 300℃以上	原子炉圧力容器温度で 300℃以上
	(2) 全交流動力電源喪失時の対応手順	a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） (a) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	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。	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。
			格納容器内温度指示値が 200℃に到達した場合。	格納容器内温度指示値が 200℃に到達した場合。
			原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が 2%に到達した場合。	原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が 2%に到達した場合。
			原子炉圧力容器温度で 300℃以上	原子炉圧力容器温度で 300℃以上
	(3) 二次隔離弁操作室の正圧化	a. 二次隔離弁操作室空気ポンベユニットによる二次隔離弁操作室の正圧化	サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.4m に到達した場合。	サプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.4m に到達した場合。
			格納容器内温度指示値が 200℃に到達した場合。	格納容器内温度指示値が 200℃に到達した場合。
			原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が 2%に到達した場合。	原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が 2%に到達した場合。
			原子炉圧力容器温度で 300℃以上	原子炉圧力容器温度で 300℃以上

2. 操作手順の解釈一覧 (1/4)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順	(1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順	a. 格納容器圧力逃がし装置による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格納容器内の減圧及び除熱	
		換気空調系一次隔離弁 換気空調系二次隔離弁	—
		原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁 原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	—
		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	—
		一次隔離弁 (S/C側)	—
		一次隔離弁 (D/W側)	—
		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	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
		格納容器内温度指示値が200℃に到達	格納容器内温度指示値が200℃に到達
		原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が2%に到達	原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が2%に到達
		二次隔離弁	—
		二次隔離弁バイパス弁	—
		格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以下	格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以下
		格納容器内温度指示値が200℃以下	格納容器内温度指示値が200℃以下
		格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満	格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満
(b) フィルタ装置スクラビング水補給			
フィルタ装置補給水ライン元弁	—		
フィルタ装置水位指示値が通常値	—		

2. 操作手順の解釈一覧 (2/4)

手順		操作手順記載内容		解釈
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順	(1) 交流動力電源が健全である場合の対応手順	(c) 格納容器内の不活性ガス(窒素)置換	窒素供給ライン元弁 (D/W側又はS/C側)	—
			格納容器内水素濃度及び酸素濃度指示値が許容濃度未満まで低下	格納容器内水素濃度及び酸素濃度指示値が許容濃度未満まで低下
			一次隔離弁 (S/C側)	—
			一次隔離弁 (D/W側)	—
		(d) フィルタ装置の不活性ガス(窒素)置換	フィルタ装置窒素供給ライン元弁	—
			フィルタ装置スクラビング水温度指示値が50℃以下	フィルタ装置スクラビング水温度指示値が50℃以下
			二次隔離弁	—
			二次隔離弁バイパス弁	—
		(e) フィルタ装置スクラビング水移送	フィルタ装置移送ポンプ入口側止め弁	—
			フィルタ装置ドレン移送ライン切替え弁 (S/C側)	—
			フィルタ装置水位指示値が180mmまで低下	フィルタ装置水位指示値が180mmまで低下
		(f) フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄	フィルタ装置移送ポンプ入口側止め弁	—
			フィルタ装置ドレン移送ライン切替え弁 (S/C側)	—
			フィルタ装置補給水ライン元弁	—
			フィルタ装置水位指示値が180mmまで低下	フィルタ装置水位指示値が180mmまで低下

2. 操作手順の解釈一覧 (3/4)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.7.2.1 格納容器の過圧破損 防止のための対応手 順	(1) 交流動力電源が 健全である場合 の対応手順	残留熱除去系注水配管分離弁	—
		残留熱除去系 (A) ミニフロー弁	—
		残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁	—
		残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁	—
		代替循環冷却系入口弁	—
		代替循環冷却系テストライン弁	—
		代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上
		原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下
		残留熱除去系 (A) 注入弁	—
		代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁	—
		代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇	代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇
		残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁	—
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量調節弁	—
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の上昇	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の上昇
	c. サプレッション・プ ール水 pH制御	弁駆動用窒素供給弁	—
		圧送用窒素供給弁	—
		薬液注入窒素作動弁	—

2. 操作手順の解釈一覧 (4/4)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.7.2.1 格納容器の過圧破損防止のための対応手順	(2) 全交流動力電源喪失時の対応手順	一次隔離弁 (S/C側)	—	
		一次隔離弁 (D/W側)	—	
		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	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	
		格納容器内温度指示値が200℃に到達	格納容器内温度指示値が200℃に到達	
		原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が2%に到達	原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が2%に到達	
		二次隔離弁	—	
		二次隔離弁バイパス弁	—	
		格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以下	格納容器内圧力指示値が310kPa [gage] 以下	
		格納容器内温度指示値が200℃以下	格納容器内温度指示値が200℃以下	
	格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満	格納容器内水素濃度指示値が可燃限界未満		
	(3) 二次隔離弁操作室の正圧化	a. 二次隔離弁操作室空気ポンベユニットによる二次隔離弁操作室の正圧化	空気ポンベユニット空気ポンベ元弁	—
			空気ポンベユニット空気供給流量調整弁後弁	—
			サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.4mに到達	サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.4mに到達
			空気ポンベユニット空気供給流量調整弁で規定流量に調整	空気ポンベユニット空気供給流量調整弁を47.6m ³ /hに調整開
サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.4mに到達			サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.4mに到達	

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

< 目 次 >

1.8.1 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. ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備

(a) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手段及び設備

(a) 原子炉圧力容器への注水

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 手順等

1.8.2 重大事故等時の手順

1.8.2.1 ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順

(1) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水

a. 格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却

b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却（淡水／海水）

c. 消火系によるデブリ冷却

d. 補給水系によるデブリ冷却

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順

(1) 原子炉圧力容器への注水

- a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水
- b. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水
- c. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
- d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）
- e. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水
- f. 消火系による原子炉圧力容器への注水
- g. 補給水系による原子炉圧力容器への注水
- h. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.8.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.8.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.8.3 重大事故対策の成立性

1. 格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水（淡水／海水）

(1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

2. 消火系によるペデスタル（ドライウエル部）への注水

(1) 系統構成

3. 補給水系によるペデスタル（ドライウエル部）への注水

(1) 系統構成

添付資料1.8.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

2. 操作手順の解釈一覧

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

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生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、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる装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。

なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。

（1）原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

- a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

（2）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止

- a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）を抑制することにより原子炉格納容器（以下

「格納容器」という。)の破損を防止するため、溶融しペDESTAL(ドライウエル部)の床面に落下した炉心を冷却する対処設備を整備する。

また、溶融炉心のペDESTAL(ドライウエル部)の床面への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する対処設備を整備している。

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.8.1 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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、MCCIによる格納容器の破損を防止するため、ペDESTAL(ドライウエル部)の床面に落下した溶融炉心を冷却する必要がある。

また、溶融炉心のペDESTAL(ドライウエル部)の床面への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する必要がある。

ペDESTAL(ドライウエル部)の床面に落下した溶融炉心の冷却及び溶融炉心のペDESTAL(ドライウエル部)の床面への落下を遅延又は防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

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

※1 自主対策設備

技術基準上の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五十一条及び技術基準規則第六十六条(以下「基準規則」という。)の要求機能を満足する設備

が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

全交流動力電源が喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定する。ただし、全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備により給電する。

審査基準及び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、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1.8-1表に整理する。

a. ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器の破損に至る可能性がある場合、あらかじめペDESTAL（ドライウエル部）に注水しておくことで、原子炉圧力容器が破損に至った場合にペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下する溶融炉心の冷却性を向上させ、MCCI抑制を図る。

また、原子炉圧力容器破損後はペDESTAL（ドライウエル部）に注水を継続することで、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心を冠水冷却し、MCCI抑制を図る。

(a) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心を冷却するため、ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する手段がある。

i) 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への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) 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・代替淡水貯槽

iii) 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・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

iv) 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への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

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.8.1(2) a. (a) i) 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水」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。

「1.8.1(2) a. (a) ii) 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水」で使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

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1.8.1)

以上の重大事故等対処設備によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した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。

- ・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、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心を冷却するためのペDESTAL（ドライウエル部）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、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心を冷却するためのペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する手段として有効である。

- b. 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手段及び設備

(a) 原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手段がある。

i) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への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
- ・復水貯蔵タンク

ii) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水で使用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

iii) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への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

iv) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・代替淡水貯槽

v) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水

代替循環冷却系による原子炉圧力容器への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
- ・緊急用海水ポンプ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

vi) 消火系による原子炉圧力容器への注水

消火系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・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

vii) 補給水系による原子炉圧力容器への注水

補給水系による原子炉圧力容器への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

viii) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への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

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.8.1(2) b. (a) i) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水」で使用する設備のうち、サプレッション・プールは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.8.1(2) b. (a) i) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水」で使用する設備のうち、原子炉隔離時冷却系ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

「1.8.1(2) b. (a) ii) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水」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。

「1.8.1(2) b. (a) iii) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」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。

「1.8.1(2) b. (a) iv) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水」で使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.8.1(2) b. (a) v) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」で使用する設備のうち、代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器（A）、サプレッション・プール及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.8.1(2) b. (a) v) 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水」で使用する設備のうち、残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

「1.8.1(2) b. (a) viii) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入」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1.8.1)

以上の重大事故等対処設備により、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止し、原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却することができる。

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

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動、設置及び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、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するための原子炉圧力容器へ注水する手段として有効である。

- ・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、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するための原子炉圧力容器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、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延又は防止するための原子炉圧力容器へ注水する手段

として有効である。

c. 手順等

上記「a. ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備」及び「b. 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止のため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^{※1}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1.8-1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1.8-2表，第1.8-3表）

※1 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1.8.2）

1.8.2 重大事故等時の手順

1.8.2.1 ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順

(1) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水

a. 格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却

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

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合

において、あらかじめペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りを実施する。

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

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

(a) 手順着手の判断基準

【ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの判断基準】

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

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

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

※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。

※2：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力

容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

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

(b) 操作手順

格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.8-1図及び第1.8-2図に、概要図を第1.8-5図に、タイムチャートを第1.8-6図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）へ注水するための準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）へ注水するために必要なポンプ、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、運転員等に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）へ注水するための系統構成を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプを起動し、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage]以上であることを確認する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁を開にする。

⑥運転員等は，発電長に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）へ注水するための系統構成が完了したことを報告する。

⑦発電長は，運転員等に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水の開始を指示する。

⑧^aペDESTAL（ドライウェル部）への初期水張りの場合

運転員等は中央制御室にて，格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁を開とし，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の上昇により注水されたことを確認した^後，発電長に報告する。

なお，低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を $100\text{m}^3/\text{h}$ に調整し，格納容器下部水位指示値にて 2.2m 到達後，ペDESTAL（ドライウェル部）への注水を停止する。

⑧^b原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウェル部）への注水の場合

運転員等は中央制御室にて，格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁を開とし，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の上昇により注水されたことを確認した^後，発電長に報告する。

なお，低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を $80\text{m}^3/\text{h}$ に調整し，格納容器圧力指示値が低下傾向となり 465kPa [gage] 以下となった場合，崩壊熱相当の注水流量の $14\text{m}^3/\text{h}\sim 50\text{m}^3/\text{h}$ に調整して注水を継続する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室^{対応を}運転員等^{1名}にて実施した場合，作業開始を判断してから格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却開始まで6分以内と想定する。中央制御室^{に設置されている操作盤}からの遠

隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却（淡水／海水）

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

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

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

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

(a) 手順着手の判断基準

【ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの判断基準】

- ・全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断^{*1}し、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への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。

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

- ・全交流動力電源喪失時、原子炉圧力容器の破損の徴候^{※2}及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化^{※3}により原子炉圧力容器の破損を判断し、格納容器下部注水系（常設）、消火系及び補給水系によるペDESTAL（ドライウェル部）への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。

※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。

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

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

(b) 操作手順

格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却（淡水／海水）手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.8-1図及び第1.8-2図に、概要図を第1.8-7図に、タイムチャートを第1.8-8図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に低圧代替注水系配管・弁の接続口への格納容器下部注水系（可搬型）の接続を依頼する。

- ②災害対策本部長は、発電長に格納容器下部注水系（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格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための準備を指示する。
- ④発電長は、運転員等に格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための準備を指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するため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。
- ⑥発電長は、運転員等に格納容器下部注水系（可搬型）によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための系統構成を指示する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁及び格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁を開にする。
- ⑧運転員等は、発電長に格納容器下部注水系（可搬型）によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための系統構成が完了したことを報告する。
- ⑨発電長は、災害対策本部長に格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）へ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。
- ⑩重大事故等対応要員は、災害対策本部長に格納容器下部注水系

(可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) へ注水するための準備が完了したことを報告する。

⑪ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡する。

⑫ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑬ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、西側接続口又は東側接続口の弁を開とし、可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

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

⑮ 発電長は、運転員等に格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水が開始されたことの確認を指示する。

⑯^a ペDESTAL (ドライウエル部) への初期水張りの場合
運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水が開始されたことを格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量の上昇により確認し、格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁を調整した後、発電長に報告する。

なお、低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を $100\text{m}^3/\text{h}$ に調整し、格納容器下部水位指示値にて2.2m到達後、ペDESTAL (ドライウエル部) への注水を停止する。

⑯^b 原子炉圧力容器破損後のペDESTAL (ドライウエル部) への注

水の場合

運転員等は中央制御室にて、格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水が開始されたことを格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量の上昇により確認し、格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁を調整した後、発電長に報告する。

なお、低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を $80\text{m}^3/\text{h}$ に調整し、格納容器圧力指示値が低下傾向となり 465kPa [gage] 以下となった場合、崩壊熱相当の注水流量の $14\text{m}^3/\text{h}\sim 50\text{m}^3/\text{h}$ に調整して注水を継続する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却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（西側接続口を使用したデブリ冷却の場合）】

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

【中央制御室からの操作（東側接続口を使用したデブリ冷却の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等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。ホース等の接続は速やかに作業ができるよう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。

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。

(添付資料1.8.3)

c. 消火系によるデブリ冷却

全交流動力電源喪失時、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却ができない場合、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした消火系によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

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

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

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

(a) 手順着手の判断基準

【ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの判断基準】

- ・全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断^{※1}し、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への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、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。

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

- ・全交流動力電源喪失時、原子炉圧力容器の破損の徴候^{※2}及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化^{※3}により原子炉圧力容器の破損を判断し、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への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、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。

※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。

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

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

(b) 操作手順

消火系によるデブリ冷却手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.8-1図及び第1.8-2図に、概要図を第1.8-9図に、タイムチャートを第1.8-10図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するための準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）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ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水するため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、ディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。
- ⑧発電長は、運転員等に消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）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、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁を開にする。
- ⑩^a ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの場合

運転員等は中央制御室にて、消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を開始したことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の上昇により確認し、格納容器下部注水系ペDESTAL注水ライン流量調整弁を開とした後、発電長に報告する。

なお、低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を $100\text{m}^3/\text{h}$ に調整し、格納容器下部水位指示値にて 2.2m 到達後、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を停止する。

⑩^b 原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合

運転員等は中央制御室にて、消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を開始したことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の上昇により確認し、格納容器下部注水系ペDESTAL注水ライン流量調整弁を開とした後、発電長に報告する。

なお、低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を $80\text{m}^3/\text{h}$ に調整し、格納容器圧力指示値が低下傾向となり 465kPa [gage] 以下となった場合、崩壊熱相当の注水流量の $14\text{m}^3/\text{h}\sim 50\text{m}^3/\text{h}$ に調整して注水を継続する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等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デブリ冷却開始まで47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1.8.3)

d. 補給水系によるデブリ冷却

全交流動力電源喪失時、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系（常設）及び消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却ができない場合、復水貯蔵タンクを水源とした補給水系によりペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

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

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

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

(a) 手順着手の判断基準

【ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの判断基準】

- ・全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断^{※1}し、格納容器下部注水系（常設）及び消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への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。

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

- ・全交流動力電源喪失時、原子炉圧力容器の破損の徴候^{※2}及び原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化^{※3}により原子炉圧力

容器の破損を判断し、格納容器下部注水系（常設）及び消火系によるペDESTAL（ドライウェル部）への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。

※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。

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

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

(b) 操作手順

補給水系によるデブリ冷却手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.8-1図及び第1.8-2図に、概要図を第1.8-11図に、タイムチャートを第1.8-12図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に補給水系によるペDESTAL（ドライウェル部）へ注水するための準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、補給水系によるペDESTAL（ドライウェル部）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、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ペDESTAL（ドライウェル部）へ注水するため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、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁を開にする。

⑫運転員等は、発電長に補給水系によるペDESTAL（ドライウェル部）へ注水するための系統構成が完了したことを報告する。

⑬発電長は、運転員等に補給水系によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水のため、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するよう指示する。

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、運転員等に補給水系よるペDESTAL（ドライウエル部）への注水の開始を指示する。

⑯^a ペDESTAL（ドライウエル部）への初期水張りの場合
運転員等は中央制御室にて、補給水系よるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を開始したことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の上昇により確認し、格納容器下部注水系ペDESTAL注水ライン流量調整弁を開とした後、発電長に報告する。

なお、低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を $100\text{m}^3/\text{h}$ に調整し、格納容器下部水位指示値にて2.2m到達後、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を停止する。

⑯^b 原子炉圧力容器破損後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の場合

運転員等は中央制御室にて、補給水系よるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を開始したことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量の上昇により確認し、格納容器下部注水系ペDESTAL注水ライン流量調整弁を開とした後、発電長に報告する。

なお、低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を $80\text{m}^3/\text{h}$ に調整し、格納容器圧力指示値が低下傾向となり 465kPa [gage] 以下となった場合、崩壊熱相当の注水流量の $14\text{m}^3/\text{h}\sim 50\text{m}^3/\text{h}$ に調整して注水を継続する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等 1 名、現場対応を運転員等 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デブリ冷却開始まで 101 分以内と想定する。

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

(添付資料1.8.3)

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.8-29図に示す。

全交流動力電源が喪失し、常設代替交流電源設備により交流動力電源が確保できた場合、格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却を実施する。

格納容器下部注水系（常設）が使用できない場合、消火系、補給水系又は格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却を実施する。

常設代替交流電源設備により交流動力電源が確保できない場合、可搬型代替交流電源設備により交流動力電源を確保し、消火系、補給水系又は格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却を実施する。

なお、消火系によるデブリ冷却は、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止のための対応手順

(1) 原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水す

る。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ溶融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器への注水により原子炉圧力容器の破損防止又は遅延を図る。

a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、高圧炉心スプレイ系及び給水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、所内常設直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の電源を確保し、原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、注水を行う際は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によりほう酸水注入系の電源を確保し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して実施する。

(a) 手順着手の判断基準

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

※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。

(b) 操作手順

原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、概要図を第1.8

－13図に、タイムチャートを第1.8－14図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器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。
- ③運転員等は、発電長に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水の準備が完了したことを報告する。
- ④発電長は、運転員等に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水の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タービンがトリップしている場合には原子炉隔離時冷却系蒸気止め弁を閉にした後、開とし、原子炉隔離時冷却系タービンをリセットした後、発電長に報告する。
- ⑥発電長は、運転員等に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系注入弁及び原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁を開にし、原子炉隔離時冷却系を起動させ、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉隔離時冷却系系統流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。
- ⑧発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上に維持するよう指示する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上に維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで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。

b. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、高圧炉心スプレイ系、給水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により高圧代替注水系の電源を確保し、原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、注水を行う際は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によりほう酸水注入系の電源を確保し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して実施する。

(a) 手順着手の判断基準

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

※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。

(b) 操作手順

高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下の

とおり。

手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、概要図を第1.8-15図に、タイムチャートを第1.8-16図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への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注入弁の受電操作を実施し、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の表示灯が点灯したことを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、高圧代替注水系による原子炉圧力容器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。
- ④運転員等は、発電長に高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁を閉にする。
- ⑦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注入弁を開にする。
- ⑧運転員等は、発電長に高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑨発電長は、運転員等に高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。

⑩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、高圧代替注水系を起動し、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを高圧代替注水系系統流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。

⑪発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上に維持するよう指示する。

⑫運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上に維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

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

c. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、給水系、復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、常設代替交流電源設備により低圧代替注水系（常設）の電源を確保し、原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉圧力バウンダリが高圧の場合は、高圧注水系統による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお、注水を行う際は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によりほう酸水注入系の電源を確保し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して実施する。

(a) 手順着手の判断基準

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

※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。

(b) 操作手順

低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、概要図を第1.8-17図に、タイムチャートを第1.8-18図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に必要な残留熱除去系注入弁（C）の受電操作を実施し、残留熱除去系注入弁（C）の表示灯が点灯したことを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ④運転員等は、発電長に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の準備が完了したことを報告する。

- ⑤発電長は、運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（C）ポンプの操作スイッチを隔離する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（常設）の使用モードを選択し、低圧代替注水系（常設）を起動した後、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上であることを確認する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁が自動開したことを確認する。
- ⑨運転員等は、発電長に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑩発電長は、原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下であることを確認し、運転員等に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（C）を開にし、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇で確認した後、発電長に報告する。
- ⑫発電長は、運転員等に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上に維持するよう指示する。
- ⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上に維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等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への注

水開始まで7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。

d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、給水系、復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により低圧代替注水系（可搬型）の電源を確保し、原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉圧力バウンダリが高圧の場合は、高圧注水系統による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお、注水を行う際は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によりほう酸水注入系の電源を確保し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して実施する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断^{※1}し、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合で、給水系、復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系、消火系及び補給水系による原子炉圧力容器への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。

※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。

(b) 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、概要図を第1.8-19図に、タイムチャートを第1.8-20図に示す。

（残留熱除去系（C）配管を使用する西側接続口による原子炉圧力容器への注水及び低圧炉心スプレイ系配管を使用する東側接続口による原子炉圧力容器への注水の手順は、手順⑨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）による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。
- ④発電長は、運転員等に残留熱除去系（C）配管又は低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）による原子炉圧力容器への注水の準備を指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器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。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（C）ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプの操作スイッチを隔離する。
- ⑦運転員等は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧

力容器への注水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）による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。

⑨^a 残留熱除去系（C）配管を使用した西側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合
運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、残留熱除去系注入弁（C）及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。

⑨^b 低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口による原子炉圧力容器への注水の場合
運転員等は中央制御室にて、原子炉注水弁、低圧炉心スプレイ系注入弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を開にする。

⑩運転員等は、発電長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑪発電長は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器へ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。

⑫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）による原子炉圧力容器へ注水するための準備が完了したことを報告する。

⑬災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡する。

⑭災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑮重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動した

後、西側接続口又は東側接続口の弁を開とし、可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑩災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。

⑪発電長は、運転員等に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水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、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇で確認し、発電長に報告する。

⑬発電長は、災害対策本部長に低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水が開始されたことを連絡する。

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（レベル0）設定点以上に維持するよう指示する。

⑮運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器注水流量調整弁により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上に維持し、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、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

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

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

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

- ・中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，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1.8.3）

e. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において，給水系，復水系，非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない場合には，常設代替交流電源設備により代替循環冷却系の電源を確保し，原子炉圧力容器への注水を実施する。また，原子炉圧力バウンダリが高圧の場合は，高圧注水システムによる原子炉圧力容器への注水ができない場合において，逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお，注水を行う際は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によりほう酸水注入系の電源を確保し，原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して実施する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，炉心損傷を判断^{*1}し，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合で，給水系，復水系，非常用炉心冷却系及び

低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、サプレッション・プールの水位が確保されている場合。

※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。

(b) 操作手順

代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、概要図を第1.8-21図に、タイムチャートを第1.8-22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圧力容器への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圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示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、運転員等に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（A）ポンプの操作スイッチを隔離する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注水配管分離弁、残留熱除去系（A）ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器（A）出口弁及び残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を閉にする。

⑥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。

⑦運転員等は、発電長に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑧発電長は、運転員等に代替循環冷却系ポンプの起動を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系ポンプを起動し、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。

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、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（A）を開にした後、代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁を開にするとともに代替循環冷却系テストライン弁を閉する。

⑫運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器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。

⑬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（レベル0）設定点以上に維持するよう指示する。

⑭運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上に維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等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代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで35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。

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

f. 消火系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、給水系、復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により消火系の電源を確保し、原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉圧力バウンダリが高圧の場合は、高圧注水系統による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお、注水を行う際は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によりほう酸水注入系の電源を確保し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して実施する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断^{※1}し、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合で、給水系、復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉圧力容器への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、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合。

※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。

(b) 操作手順

消火系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、概要図を第1.8-23図に、タイムチャートを第1.8-24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圧力容器への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圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、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圧力容器への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、ディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。

⑧発電長は、運転員等に原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下

であることを確認し、消火系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（B）消火系ライン弁を開にする。

⑩運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁（B）を開にする。

⑪運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去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（レベル0）設定点以上に維持するよう指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（レベル0）設定点以上に維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名にて実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで50分以内と想定する。

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

g. 補給水系による原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失時、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合において、給水系、復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によ

り補給水系の電源を確保し、原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉圧力バウンダリが高圧の場合は、高圧注水系統による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお、注水を行う際は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によりほう酸水注入系の電源を確保し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して実施する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断^{※1}し、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合で、給水系、復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系による原子炉圧力容器への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。

※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。

(b) 操作手順

補給水系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、概要図を第1.8-25図に、タイムチャートを第1.8-26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圧力容器への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圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、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圧力容器への注水の系統構成を指示する。
- ⑨運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、補給水系－消火系連絡ライン止め弁を開にする。
- ⑩運転員等はタービン建屋にて、補助ボイラ冷却水元弁を閉にする。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（B）消火系ライン弁を開にする。
- ⑫運転員等は、発電長に補給水系による原子炉圧力容器への注水の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑬発電長は、運転員等に補給水系による原子炉圧力容器への注水のため、復水移送ポンプ起動し、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するよう指示する。

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圧力容器への注水の開始を指示する。

⑯運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注入弁 (B) を開にし、原子炉圧力容器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 (レベル0) 設定点以上に維持するよう指示する。

⑱運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位 (レベル0) 設定点以上に維持し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等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。

h. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

全交流動力電源喪失時、損傷炉心への注水を行う場合、常設代替交流

電源設備又は可搬型代替交流電源設備によりほう酸水注入系の電源を確保し、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して実施する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、炉心損傷を判断した場合^{※1}において、ほう酸水貯蔵タンクの液位が確保されている場合。

※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。

(b) 操作手順

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、概要図を第1.8-27図に、タイムチャートを第1.8-28図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にほう酸水注入系による原子炉圧力容器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圧力容器へのほう酸水注入に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、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圧力容器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B）の

起動操作（ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「SYS A」位置（B系を起動する場合は「SYS B」位置）にすることで、ほう酸水貯蔵タンク出口弁及びほう酸水注入系爆破弁が開となり、ほう酸水注入ポンプが起動する。）を実施する。

⑤運転員等は中央制御室にて、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始されたことをほう酸水貯蔵タンク液位の低下により確認する。ほう酸水貯蔵タンク液位を継続監視し、ほう酸水が全量注入されたことを確認し、発電長に報告する。

⑥発電長は、運転員等にほう酸水注入ポンプA（又はB）の停止を指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて、ほう酸水注入ポンプA（又はB）を停止し、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圧力容器へのほう酸水注入開始まで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。

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.8-29図に示す。

全交流動力電源が喪失し、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の場合は、所内常設直流電源設備による直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

原子炉隔離時冷却系が使用できない場合は、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備による直流電源を確保し、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の場合は、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を実施する。

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る原子炉圧力容器への注水を実施する。

代替循環冷却系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）による原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、注水を行う際は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によるほう酸水注入系の電源を確保し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して実施する。

また、消火系による原子炉圧力容器への注水は、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

1.8.2.3 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、緊急用海水系又は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、原

子炉隔離時冷却系ポンプ，常設高圧代替注水系ポンプ，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。

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

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

第1.8-1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 (1/14)

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
ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却	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)	格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 ^{※2}	重大事故等対処設備
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 格納容器 常設代替交流電源設備 ^{※3} 燃料補給設備 ^{※3}	重大事故等対処設備

- ※1: 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。
 ※2: 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。
 ※3: 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 (2/14)

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
ベデスタル（ドライウエル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却	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）	格納容器下部注水系（可搬型）	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※ ² 代替淡水貯槽※ ²	重大事故等対処設備
		によるベデスタル（ドライウエル部）への注水	関連設備	低圧代替注水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 格納容器 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備

※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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 (3/14)

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
ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却	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)	消火系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水	主要設備	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備
			関連設備	格納容器下部注水系配管・弁 格納容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対応設備
				消火系配管・弁	自主対策設備
					非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-3 a」, 「注水-3 b」 重大事故等対策要領

- ※1: 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。
 ※2: 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。
 ※3: 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 (4/14)

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
ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却	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)	補給水系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備
			関連設備	格納容器下部注水系配管・弁 格納容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備
				補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備
					非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-3 a」, 「注水-3 b」 重大事故等対策要領

- ※1: 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。
 ※2: 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。
 ※3: 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 (5/14)

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
溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止	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）	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水①	主要設備	サプレッション・プール	重大事故等対処設備
				原子炉隔離時冷却系ポンプ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）
			関連設備	原子炉圧力容器 所内常設直流電源設備 常設代替直流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備
				原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）
					非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－1」， 「注水－2」 重大事故等対策要領

- ※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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 (6/14)

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	
溶融炉心のペDESTAL(ドライウエル部)の床面への落下遅延・防止	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)	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水②	主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ	重大事故等対処設備(設計基準拡張)	
				復水貯蔵タンク	自主対策設備	
			関連設備	原子炉圧力容器 所内常設直流電源設備 常設代替直流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ(シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」 重大事故等対策要領
				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	重大事故等対処設備(設計基準拡張)	
				補給水系配管・弁	自主対策設備	

- ※1: 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。
 ※2: 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。
 ※3: 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 (7/14)

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
熔融炉心のベDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止	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）	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	主要設備	常設高圧代替注水系ポンプ サプレッション・プール	重大事故等対処設備
			関連設備	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替直流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－1」， 「注水－2」 重大事故等対策要領

- ※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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 (8/14)

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
熔融炉心のベDESTAL(ドライウエル部)の床面への落下遅延・防止	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)	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ(シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系(C)配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備 重大事故等対策要領

※1: 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。
 ※2: 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。
 ※3: 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 (9/14)

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
熔融炉心のベドスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止	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）	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※ ² 代替淡水貯槽※ ²	重大事故等対処設備
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 残留熱除去系(C)配管・弁 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備

- ※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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（10/14）

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
溶融炉心のベDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止	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）	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水①	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） 緊急用海水ポンプ※1	重大事故等対処設備
				残留熱除去系海水ポンプ※1	重大事故等対処設備（設計基準拡張）
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備※1 常設代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備

※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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（11/14）

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
熔融炉心のベDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止	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）	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水②	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※1	自主対策設備
			関連設備	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ 原子炉圧力容器 非常用取水設備※1 常設代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備
					非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－1」， 「注水－2」 重大事故等対策要領

※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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 (12/14)

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
溶融炉心のベDESTAL(ドライウエル部)の床面への落下遅延・防止	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)	消火系による原子炉压力容器への注水	主要設備	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備
			関連設備	残留熱除去系 (B) 配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対応設備
				消火系配管・弁	自主対策設備
					非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-2」 重大事故等対策要領

- ※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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 (13/14)

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
熔融炉心のベドスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止	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）	補給水系による原子炉圧力容器への注水	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－1」， 「注水－2」 重大事故等対策要領
			関連設備	残留熱除去系 (B) 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※ ³ 可搬型代替交流電源設備※ ³ 燃料補給設備※ ³	重大事故等対処設備	
				補給水系配管・弁 消火系配管・弁	自主対策設備	

- ※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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（14／14）

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
熔融炉心のベドスタル（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止	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）	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	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
			関連設備	ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備

- ※1：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。
 ※2：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。
 ※3：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1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/12)

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)	
1.8.2.1 ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ペDESTAL (ドライウエル部) への注水			
a. 格納容器下部注水系 (常設) によるデブリ冷却	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		原子炉圧力容器内の水位	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
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹
		格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ ¹ 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
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (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
		補機監視機能	制御棒位置指示
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※ ¹
	操作	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
		格納容器内の水位	格納容器下部水位※ ¹
		格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※ ¹
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※³: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (2/12)

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)
1.8.2.1 ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順 (1) ペDESTAL (ドライウエル部) への注水		
b. 格納容器下部注水系 (可搬型) によるデブリ冷却 (淡水/海水)	判断基準	格納容器内の放射線量率 格納容器内放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器内放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 ※1
		原子炉圧力容器内の水位 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
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 ※1 原子炉圧力 (S A) ※1
		格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 ※1 サプレッション・チェンバ圧力 ※1
		格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 ※1 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
		格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (S A) ※1
		格納容器への注水量 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ※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
		補機監視機能 制御棒位置指示 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 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	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
		格納容器内の水位 格納容器下部水位 ※1
		格納容器への注水量 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ※1
		水源の確保 代替淡水貯槽水位 ※1

※1: 重大事故等対策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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (3/12)

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)
1.8.2.1 ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順 (1) ペDESTAL (ドライウエル部) への注水		
c. 消火系によるデブリ冷却	判断基準	格納容器内の放射線量率 格納容器内放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器内放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 ※ ¹
		原子炉圧力容器内の水位 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
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 ※ ¹ 原子炉圧力 (SA) ※ ¹
		格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 ※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力 ※ ¹
		格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 ※ ¹ 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
		格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (SA) ※ ¹
		格納容器への注水量 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ※ 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
		補機監視機能 制御棒位置指示 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
	水源の確保 ろ過水貯蔵タンク水位	
	操作	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
		格納容器内の水位 格納容器下部水位 ※ ¹
		格納容器への注水量 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ※ ¹
		補機監視機能 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保 ろ過水貯蔵タンク水位

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※³: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (4/12)

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)
1.8.2.1 ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) ペDESTAL (ドライウエル部) への注水		
d. 補給水系によるデブリ冷却	判断基準	格納容器内の放射線量率 格納容器内放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器内放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 ※ ¹
		原子炉圧力容器内の水位 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
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 ※ ¹ 原子炉圧力 (SA) ※ ¹
		格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 ※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力 ※ ¹
		格納容器内の温度 ドライウエル雰囲気温度 ※ ¹ 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
		格納容器内の水素濃度 格納容器内水素濃度 (SA) ※ ¹
		格納容器への注水量 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ※ ¹
		電源 275kV東海原子力線 1L, 2L 電圧 154kV原子力 1号線電圧 M/C 2C 電圧 ※ ³ P/C 2C 電圧 ※ ³ M/C 2D 電圧 ※ ³ P/C 2D 電圧 ※ ³
		補機監視機能 制御棒位置指示 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 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	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
		格納容器内の水位 格納容器下部水位 ※ ¹
		格納容器への注水量 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ※ ¹
補機監視機能 補給水系系統圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力		
水源の確保 復水貯蔵タンク水位		

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※³: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (5/12)

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)	
1.8.2.2 溶融炉心のベダスタル (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水			
a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 ※ 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	高圧炉心スプレイ系系統流量 ※ ¹ 給水流量
		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
		補機監視機能	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力
	水源の確保	サプレッション・プール水位 ※ ¹ 復水貯蔵タンク水位	
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※ 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	原子炉隔離時冷却系系統流量 ※ ¹
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	サプレッション・プール水位 ※ ¹ 復水貯蔵タンク水位

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (6/12)

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)	
1.8.2.2 溶融炉心のベダスタル (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水			
b. 高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度※ 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	高圧炉心スプレイ系系統流量※ ¹ 給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量※ 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
		補機監視機能	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 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
		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 (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
		補機監視機能	常設高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 復水貯蔵タンク水位

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (7/12)

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)
1.8.2.2 溶融炉心のベDESTAL (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水		
c. 低圧代替注水系 (常設) による原子炉压力容器への注水	判断基準	格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉压力容器内の温度 原子炉压力容器温度 ※ 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 給水流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量
		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
		補機監視機能 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
	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 (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 低圧代替注水系原子炉注水流量 ※ ¹
		補機監視機能 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (8/12)

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)	
1.8.2.2 溶融炉心のベドスタル (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水			
d. 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉压力容器への注水 (淡水/海水)	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度※ 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	給水流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量※ ¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量※ ¹ 代替循環冷却系原子炉注水流量※ ¹
		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
		補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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 (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	低圧代替注水系原子炉注水流量※ ¹
水源の確保		代替淡水貯槽水位※ ¹	

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

※²: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※³: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (9/12)

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)
1.8.2.2 溶融炉心のベダスタル (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水		
e. 代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水	判断基準	格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉压力容器内の温度 原子炉压力容器温度 ※ 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 給水流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 ※ ¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量 ※ 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
		補機監視機能 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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 (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
		補機監視機能 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
		水源の確認 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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (10/12)

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)
1.8.2.2 熔融炉心のベダスタル (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水		
f. 消火系による原子炉压力容器への注水	判断基準	格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉压力容器内の温度 原子炉压力容器温度 ※ 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 給水流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 ※ ¹ 低圧代替注水系原子炉注水流量 ※ ¹ 代替循環冷却系原子炉注水流量 ※ ¹
		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
		補機監視機能 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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 (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
		補機監視機能 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保 ろ過水貯蔵タンク水位

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※³: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (11/12)

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)
1.8.2.2 熔融炉心のペデスタル (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水		
g. 補給水系による原子炉压力容器への注水	判断基準	格納容器内の放射線量率 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ^{※1} 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ^{※1}
		原子炉压力容器内の温度 原子炉压力容器温度 ^{※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 給水流量 高圧炉心スプレイ系系統流量 低圧炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 ^{※1} 低圧代替注水系原子炉注水流量 ^{※1} 代替循環冷却系原子炉注水流量 ^{※1}
		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}
		補機監視機能 給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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 (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}
		補機監視機能 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保 復水貯蔵タンク水位

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

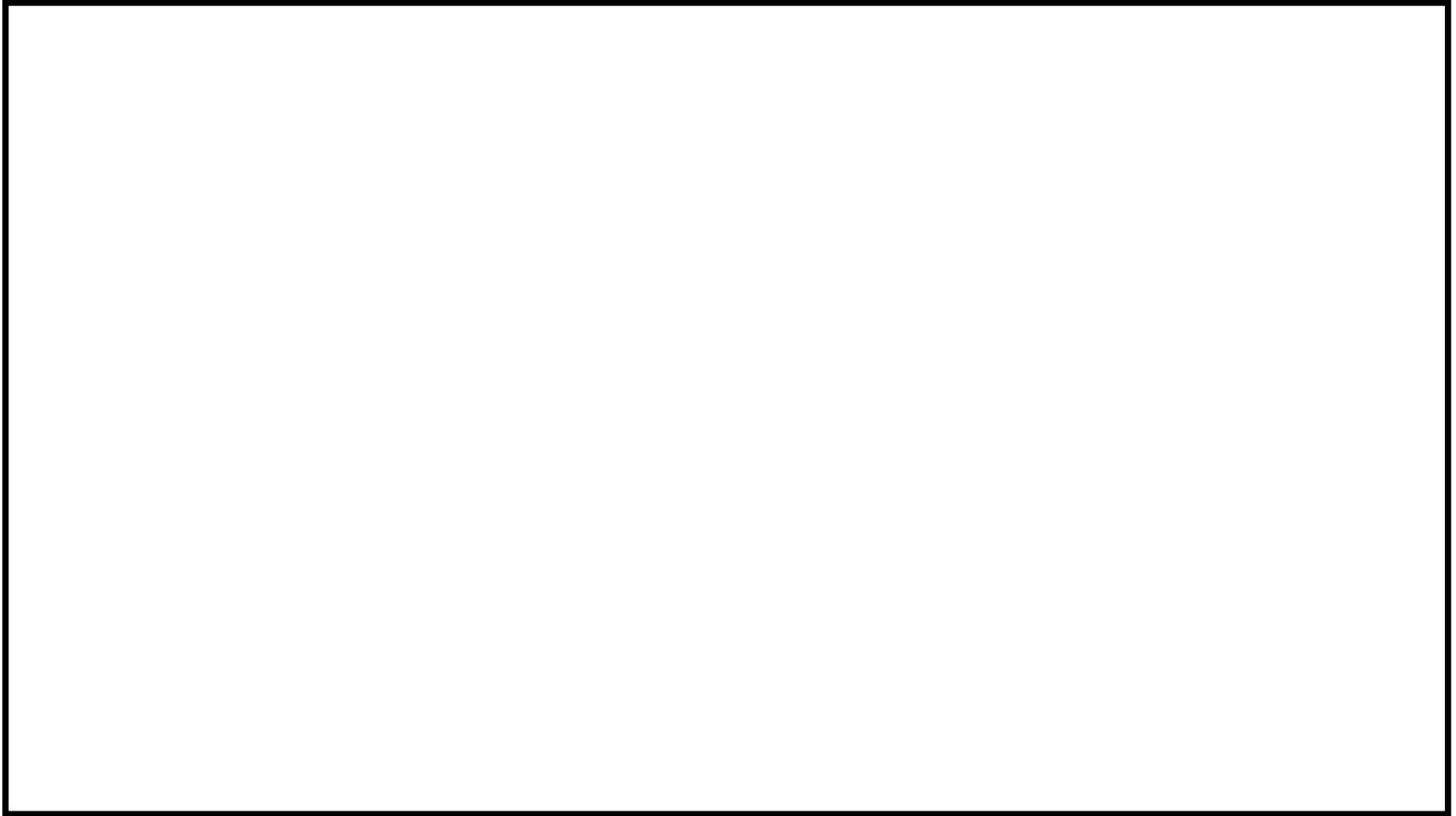
監視計器一覧 (12/12)

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)	
1.8.2.2 溶融炉心のペダスタル (ドライウェル部) の床面への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水			
h. ほう酸注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度※ 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
		水源の確保	ほう酸水貯蔵タンク液位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (S A 燃料域) ※ ¹
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力※ ¹ 原子炉圧力 (S A) ※ ¹
		補機監視機能	ほう酸水注入系系統圧力 ほう酸水注入ポンプ吐出圧力
		水源の確保	ほう酸水貯蔵タンク液位

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

第1.8-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

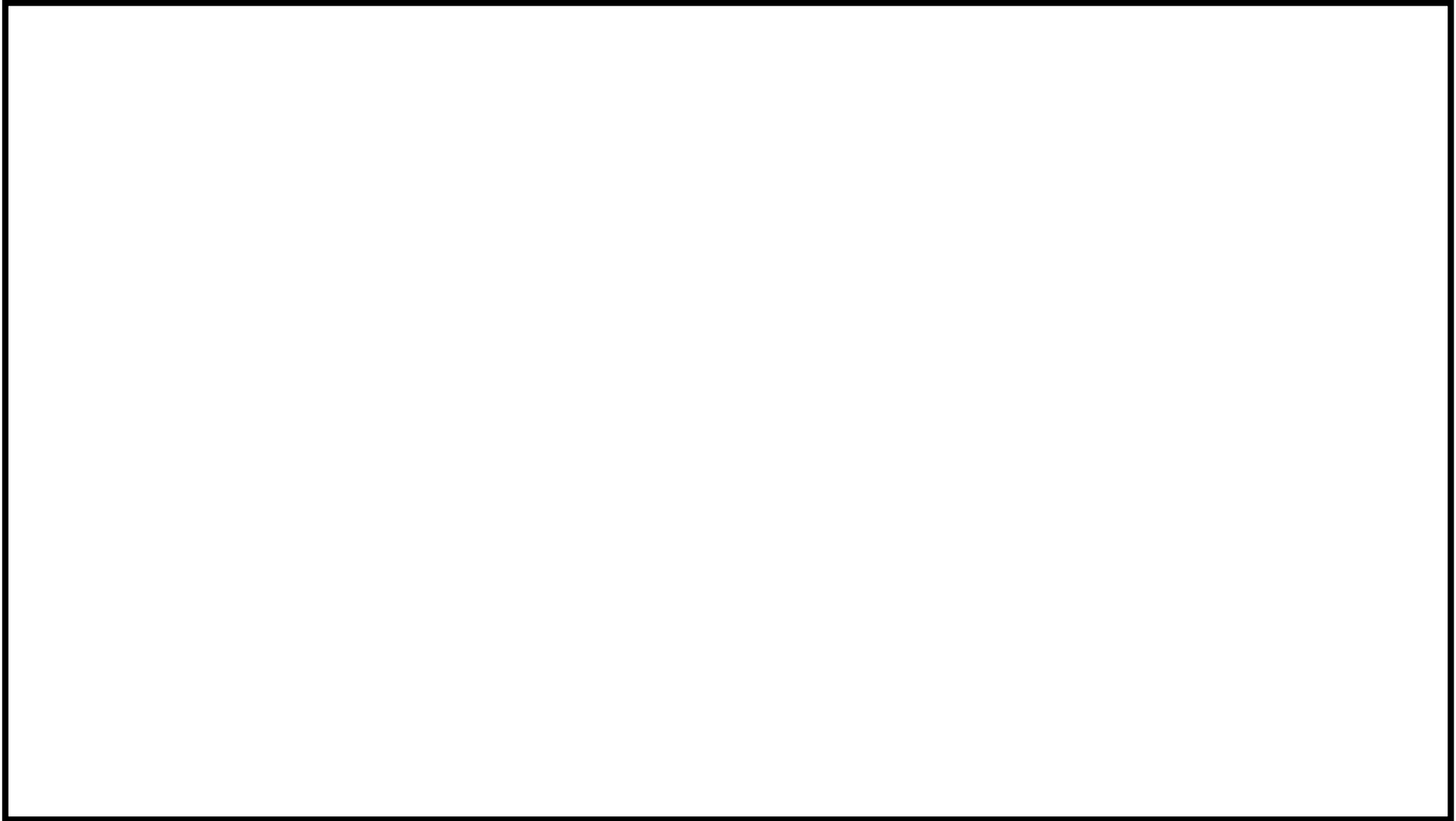
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.8】 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</p>	常設低圧代替注水系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用 P / C
	低圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 M C C
	格納容器下部注水系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 M C C
	原子炉隔離時冷却系ポンプ・弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤電圧 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧
	高圧代替注水系ポンプ・弁	常設代替交流電源設備 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主母線盤電圧 直流 125V 主母線盤 2 A 電圧
	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 M C C
	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 P / C
	代替循環冷却系 弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 M C C
	緊急用海水ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用 P / C
	緊急用海水系 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 M C C
	ほう酸水注入ポンプ・弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 M C C 2 C系 M C C 2 D系
	中央制御室監視計器類	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 M C C 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 緊急用直流125V主母線盤



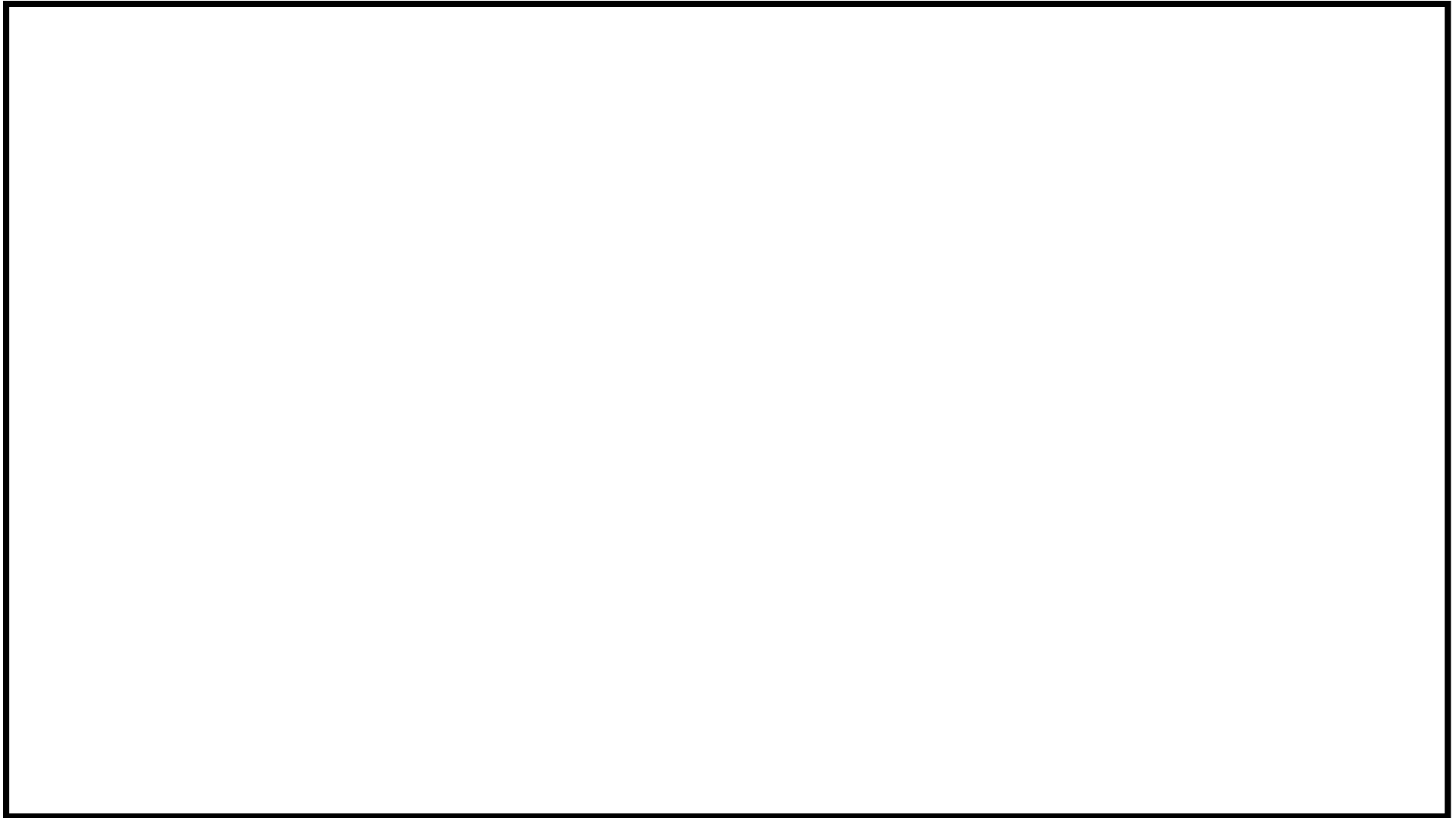
第1.8-1図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-3 a」における対応フロー



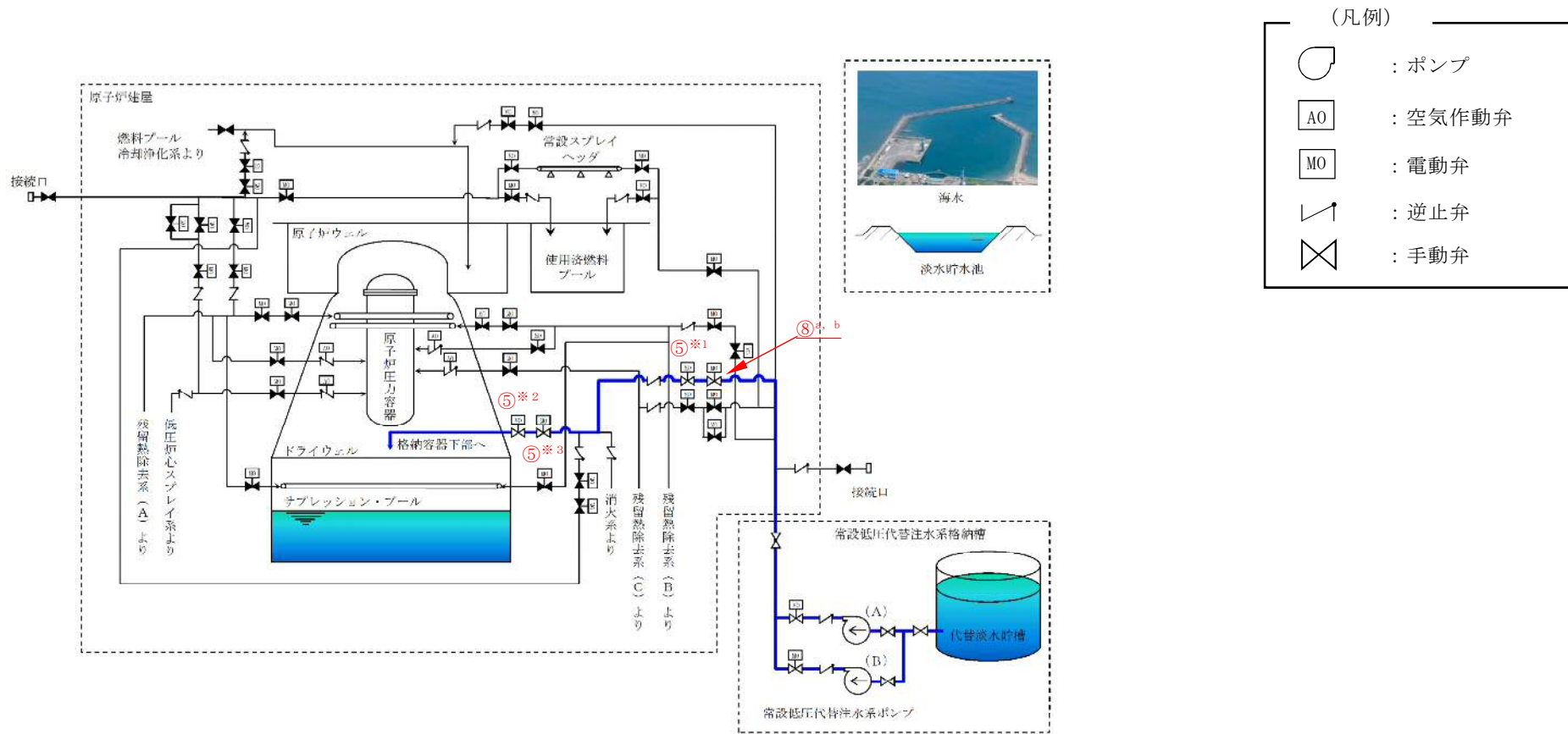
第1.8-2図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-3 b」における対応フロー



第1.8-3図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-1」における対応フロー



第1.8-4図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-2」における対応フロー



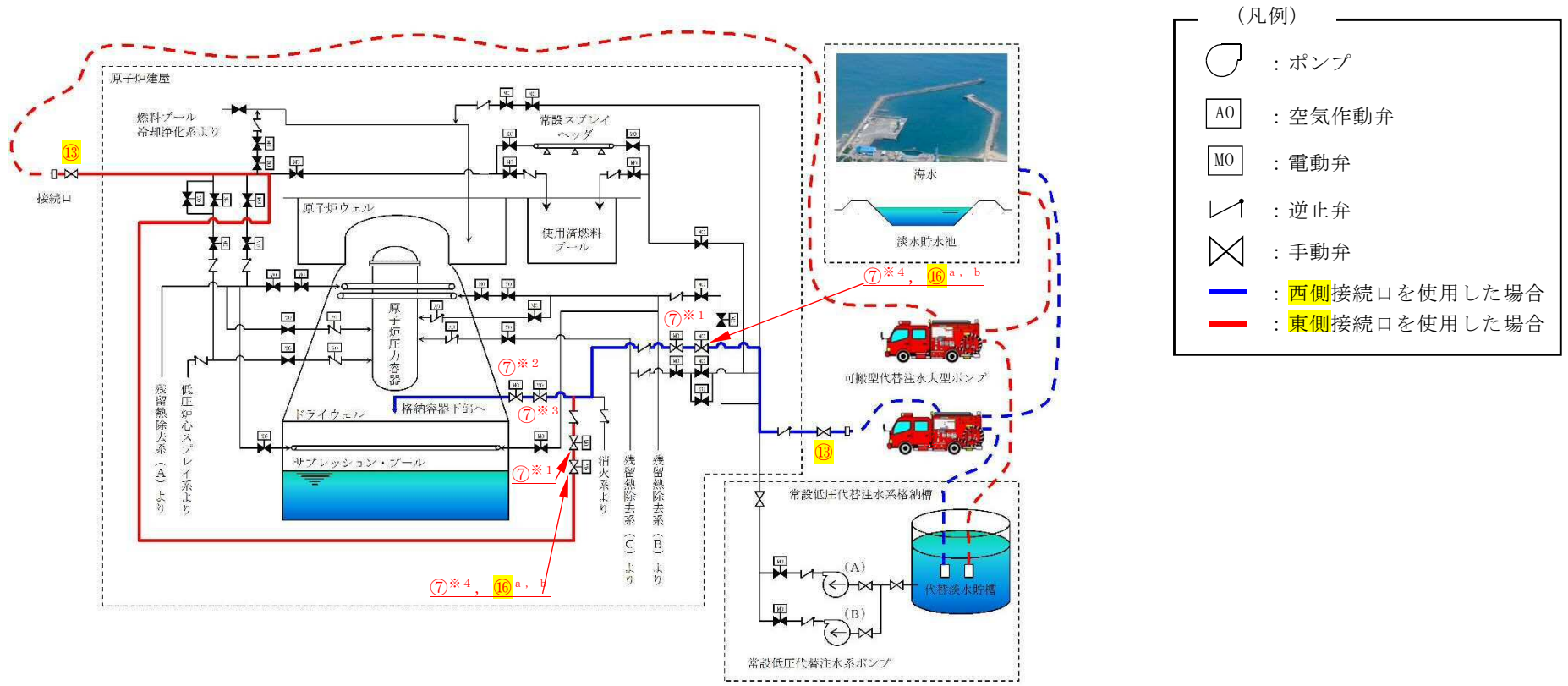
操作手順	弁番号	操作手順	弁番号
⑤* ¹	格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁	⑤* ³	格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁
⑤* ²	格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁	⑧ ^{a, b}	格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。
 a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。
 ※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.8-5図 格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却 概要図

		経過時間 (分)								備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却 6分									
格納容器下部注水系 （常設）によるデブリ冷却	運転員等 （中央制御室）	1								系統構成, 注水開始操作	

第1.8-6図 格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却 タイムチャート



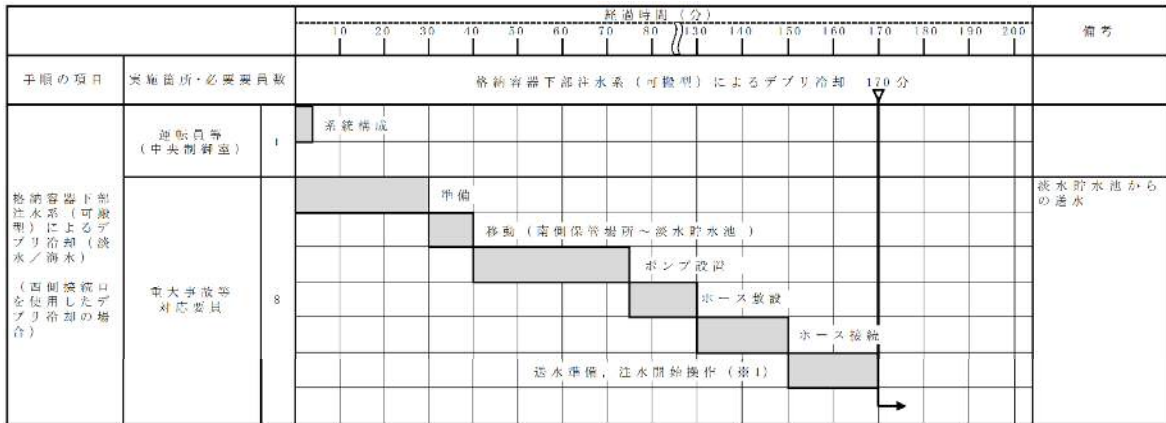
(凡例)

- : ポンプ
- : 空気作動弁
- : 電動弁
- : 逆止弁
- : 手動弁
- : 西側接続口を使用した場合
- : 東側接続口を使用した場合

操作手順	弁番号	操作手順	弁番号
⑦※1	格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁	⑦※4, ⑩6 a, b	格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁
⑦※2	格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁	⑬	西側接続口又は東側接続口の弁
⑦※3	格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁		

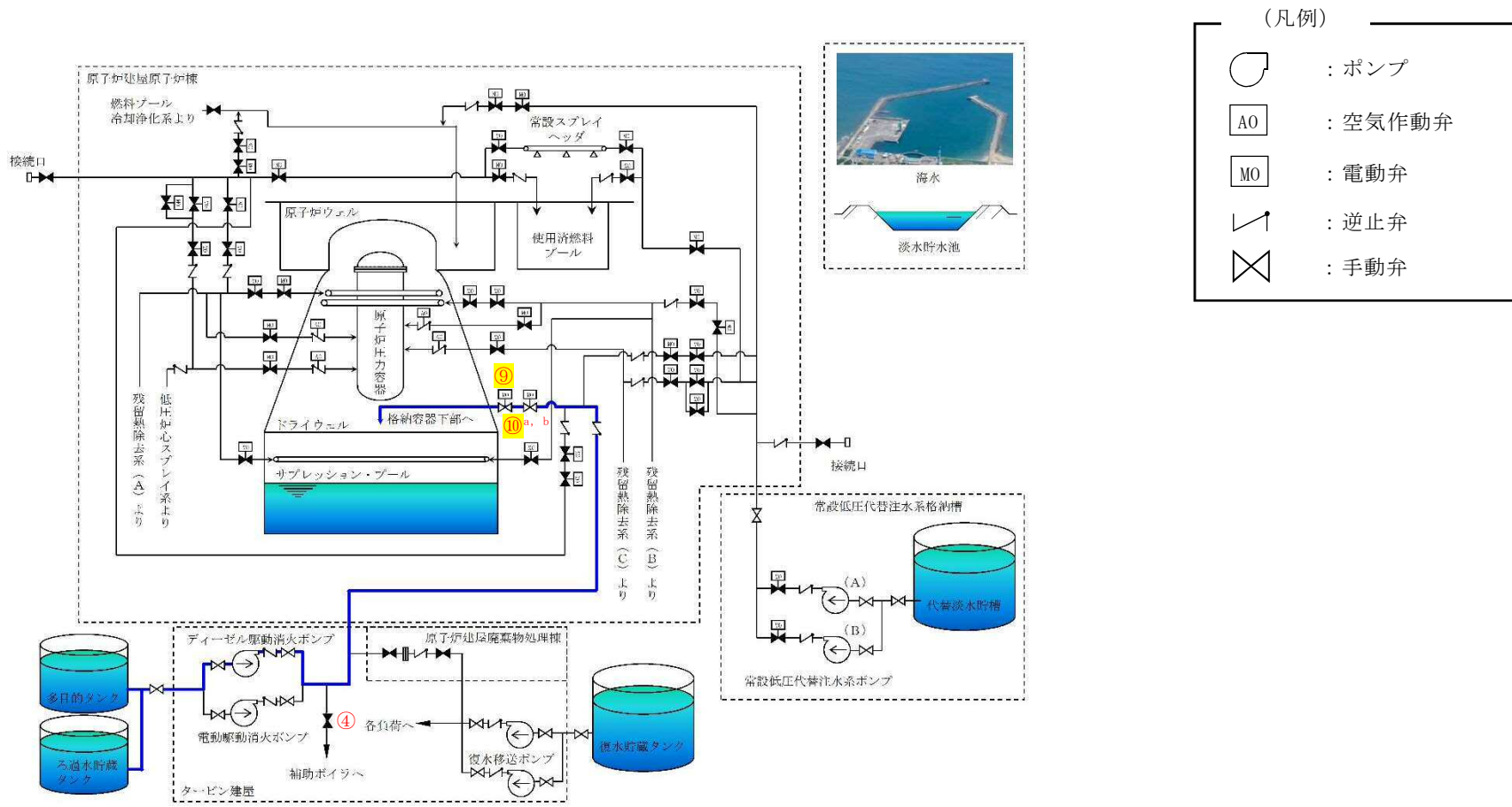
記載例 ① : 操作手順番号を示す。
 a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。
 ※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.8-7図 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却（淡水／海水） 概要図



※1：淡水貯水池から東側接続口への送水の場合、格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却開始まで135分以内と想定する。

第1.8－8図 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却（淡水／海水）タイムチャート



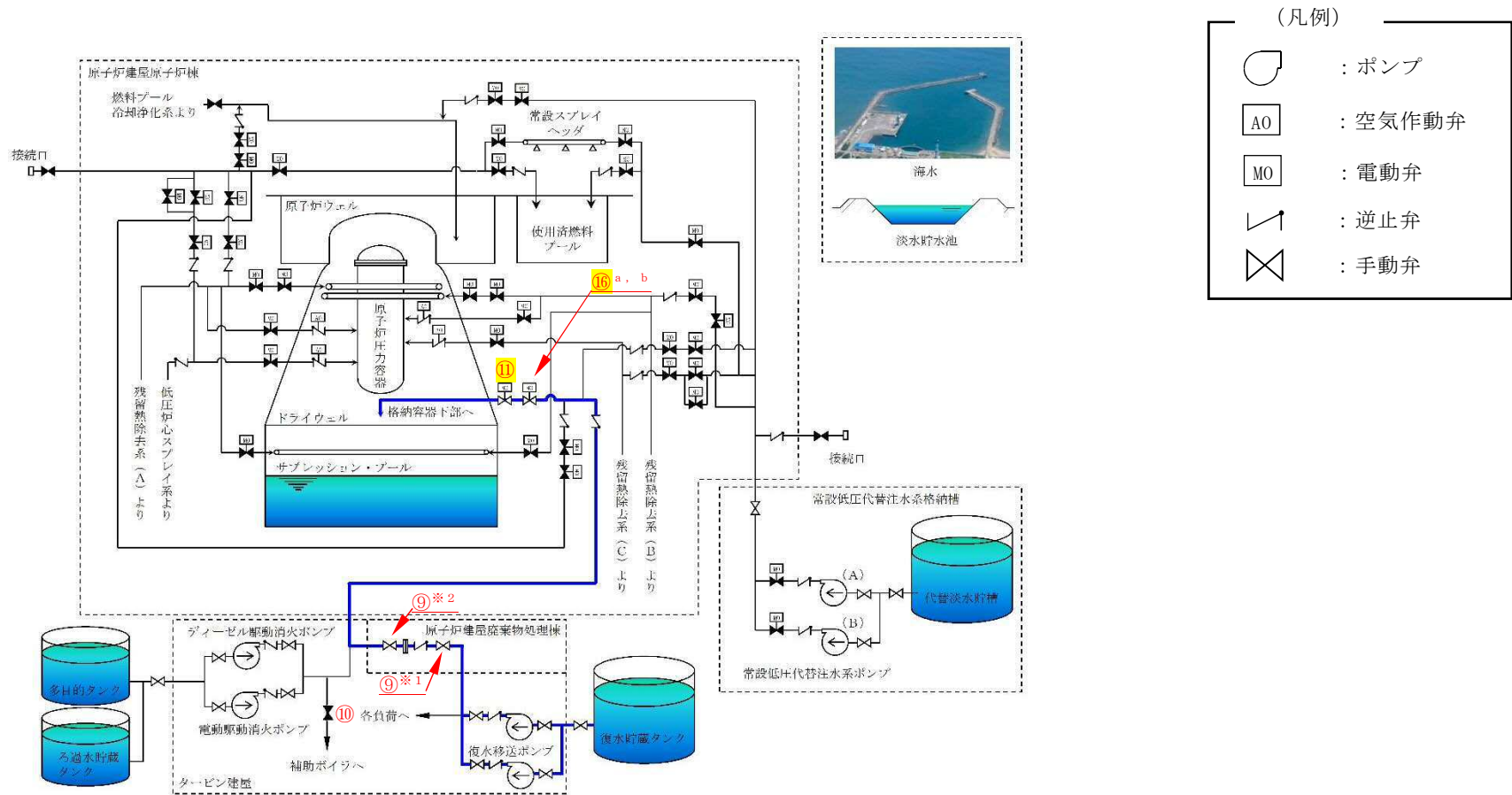
操作手順	弁番号	操作手順	弁番号
④	補助ボイラ冷却水元弁	⑩ ^{a, b}	格納容器下部注水系ペダスタル注入ライン流量調整弁
⑨	格納容器下部注水系ペダスタル注入ライン隔離弁		

記載例 ① : 操作手順番号を示す。
 a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。

第1.8-9図 消火系によるデブリ冷却 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							
消火系によるデブリ冷却		運転員等 (中央制御室)	消火系によるデブリ冷却															
		1																
		2																

第1.8-10図 消火系によるデブリ冷却 タイムチャート



操作手順	弁番号	操作手順	弁番号
⑨*1, *2	補給水系-消火系連絡ライン止め弁	⑪	格納容器下部注水系ペダスタル注入ライン隔離弁
⑩	補助ボイラ冷却水元弁	⑪ ^{a, b}	格納容器下部注水系ペダスタル注入ライン流量調整弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

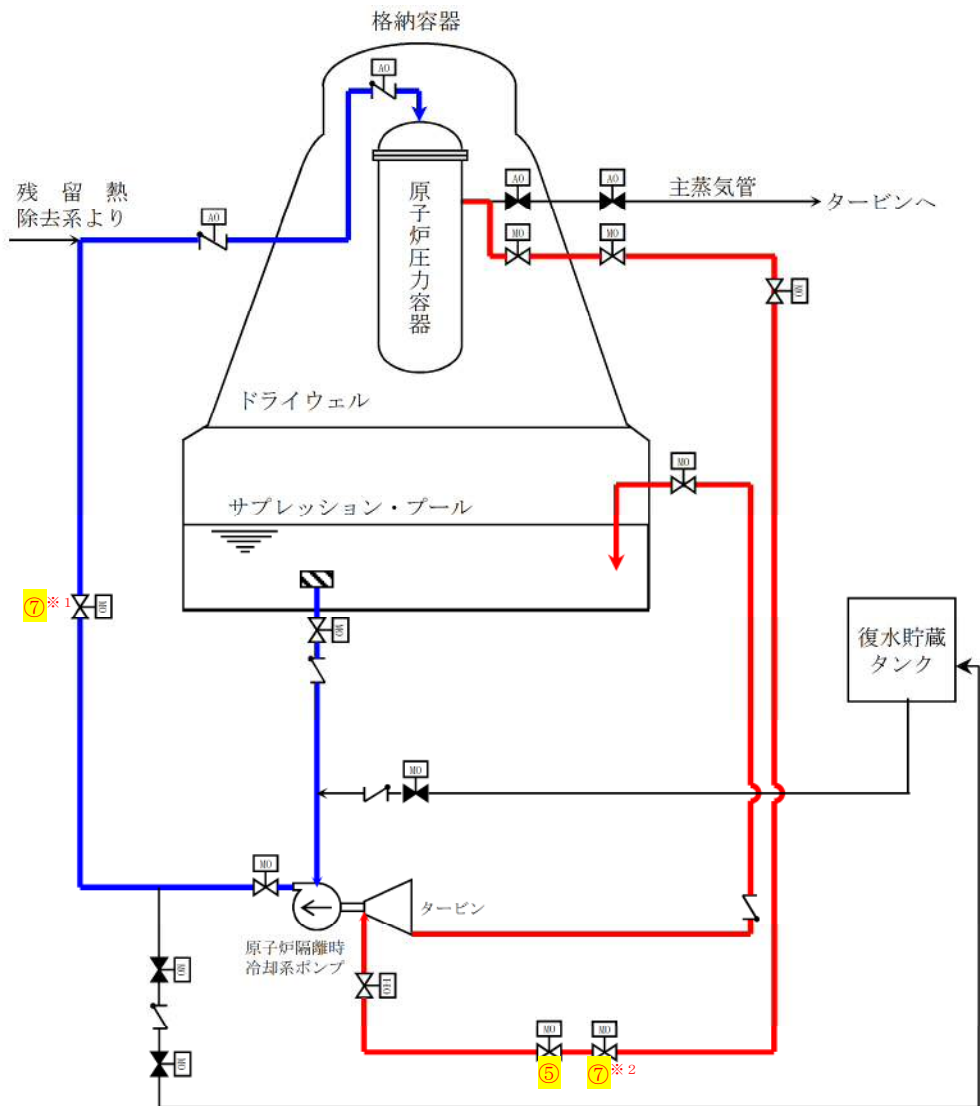
a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。

*1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

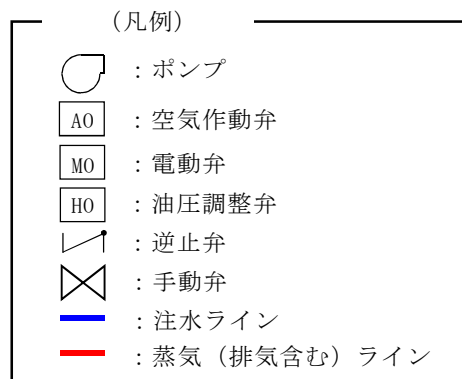
第1.8-11図 補給水系によるデブリ冷却 概要図

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	100	110	120	130				
			補給水系によるデブリ冷却 101分																
補給水系によるデブリ冷却	運転員等 (中央制御室)	1																↓ 系統構成, 注水開始操作	
	運転員等 (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1.8-12図 補給水系によるデブリ冷却 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑤	原子炉隔離時冷却系蒸気止め弁
⑦ ^{*1}	原子炉隔離時冷却系注入弁
⑦ ^{*2}	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁



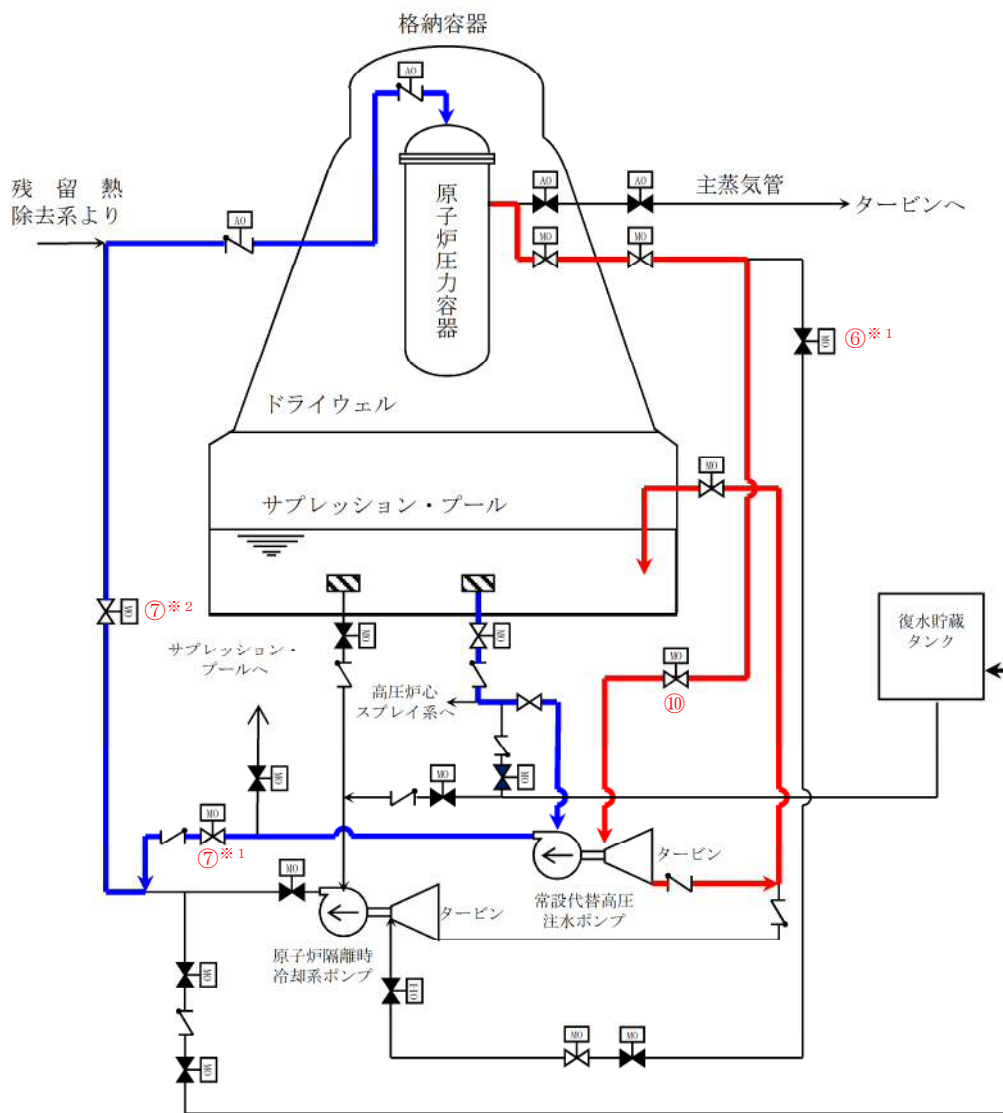
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

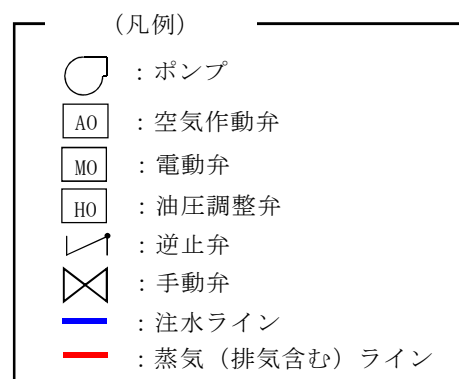
第 1.8-13 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水 概要図

		経過時間 (分)									備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 5分									
原子炉隔離時冷却系による 原子炉圧力容器への注水	運転員等 (中央制御室)	1									

第 1.8-14 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑥※1	原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁
⑦※1	高压代替注水系注入弁
⑦※2	原子炉隔離時冷却系注入弁
⑩	高压代替注水系タービン止め弁



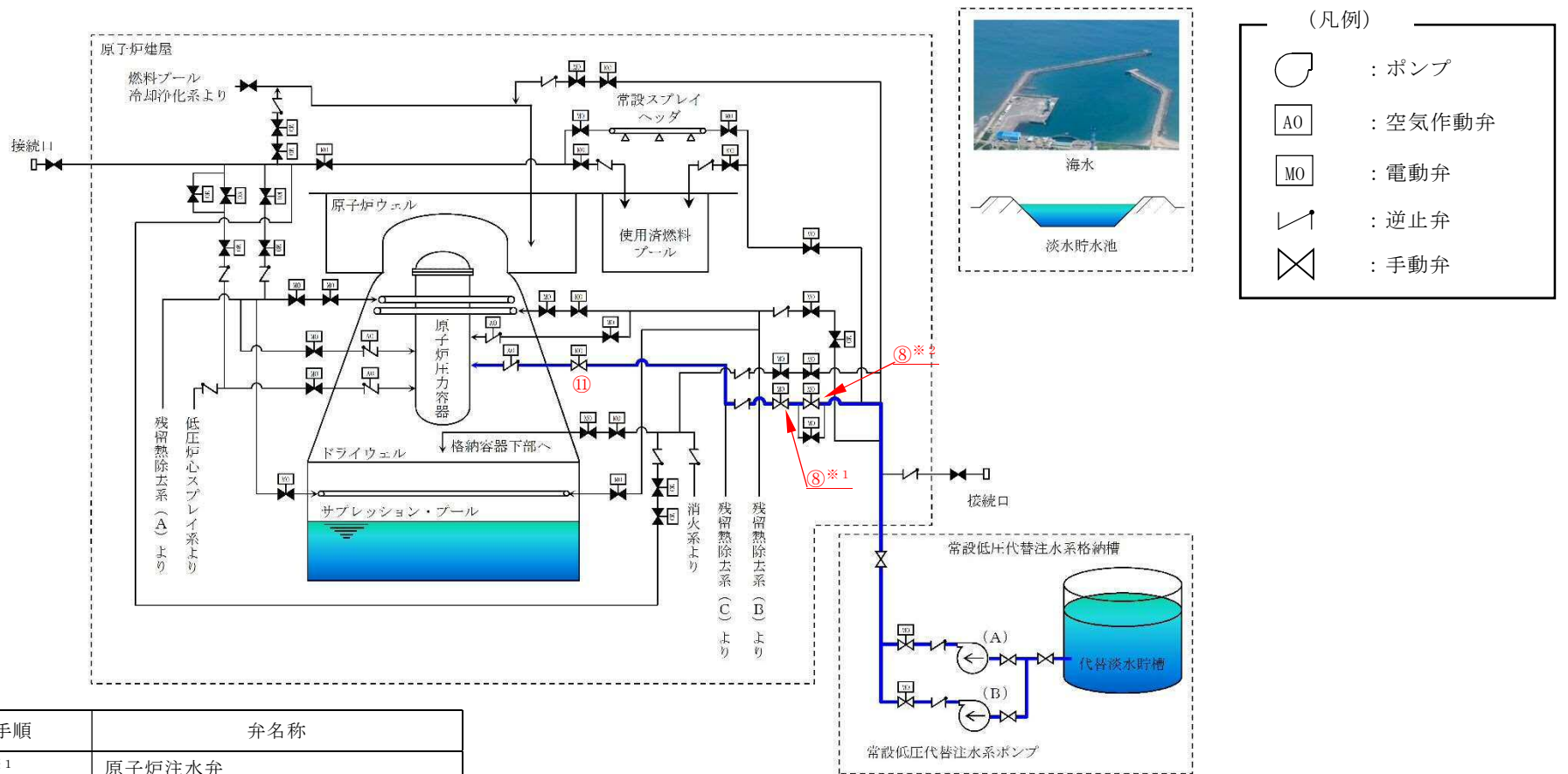
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第 1.8-15 図 高压代替注水系による原子炉圧力容器への注水 概要図

		経過時間(分)									備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 6分									
高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	運転員等 (中央制御室)	1									系統構成、注水開始操作

第 1.8-16 図 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑧※1	原子炉注水弁
⑧※2	原子炉圧力容器注水流量調整弁
⑪	残留熱除去系注入弁 (C)

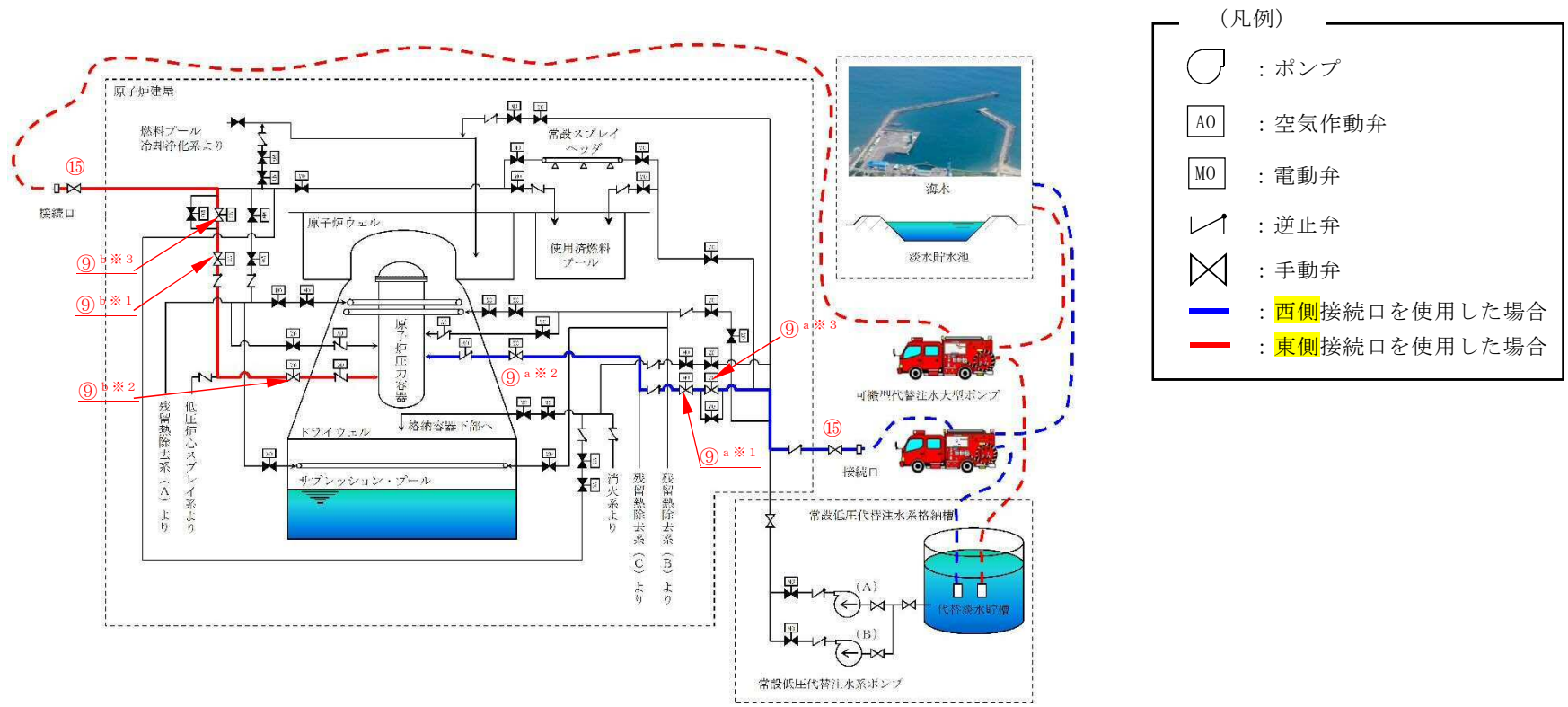
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.8-17図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 概要図

手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間(分)								備考
			1	2	3	4	5	6	7	8	
			低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水 7分								
低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水	運転員等 (中央制御室)	1	系統構成, 注水開始操作				必要な負荷の電源切替操作				

第1.8-18図 低圧代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水 タイムチャート



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑨ a ※ 1, b ※ 1	原子炉注水弁	⑨ a ※ 3, b ※ 3	原子炉圧力容器注水流量調整弁
⑨ a ※ 2	残留熱除去系注入弁 (C)	⑮	西側接続口又は東側接続口の弁
⑨ b ※ 2	低圧炉心スプレー系注入弁		

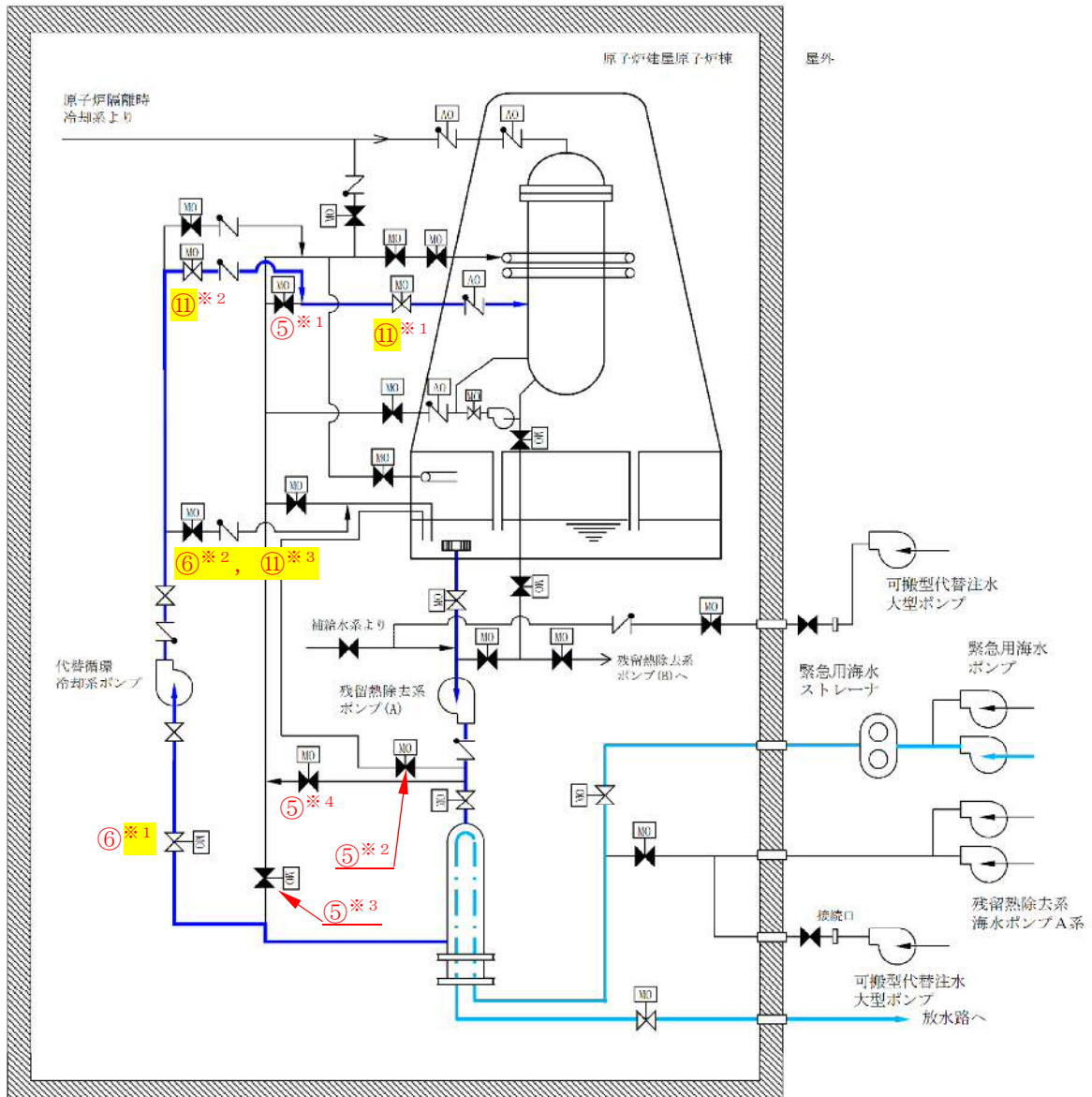
記載例 ① : 操作手順番号を示す。
 a : 操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。
 ※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.8-19図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） 概要図

		経過時間(分)																備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160		170	180	
手順の項目	実施箇所・必要要員数	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水 170分																			
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水(淡水/海水) (中央制御室操作) (残留熱除去系(C)配管を用いた接続口による原子炉压力容器への注水の場合)	運転員等(中央制御室)	1	必要な負荷の電源切替操作	系統構成																	
	重大事故等対応要員	8	準備	移動(南側炭素場所～淡水貯水池)	ポンプ設置	ホース敷設	ホース接続	送水準備,注水開始操作(空)													

※1: 低圧炉心スプレイ系配管を使用した東側接続口への送水の場合, 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水開始まで135分以内と想定する。

第1.8-20図 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水(淡水/海水) タイムチャート



操作手順	弁名称
⑤※1	残留熱除去系注水配管分離弁
⑤※2	残留熱除去系 (A) ミニフロー弁
⑤※3	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁
⑤※4	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁
⑥※1	代替循環冷却系入口弁
⑥※2, ⑪※3	代替循環冷却系テストライン弁
⑪※1	残留熱除去系注入弁 (A)
⑪※2	代替循環冷却系原子炉压力容器注水流量調節弁

(凡例)

- : ポンプ
- : 空気作動弁
- : 電動弁
- : 逆止弁
- : 手動弁

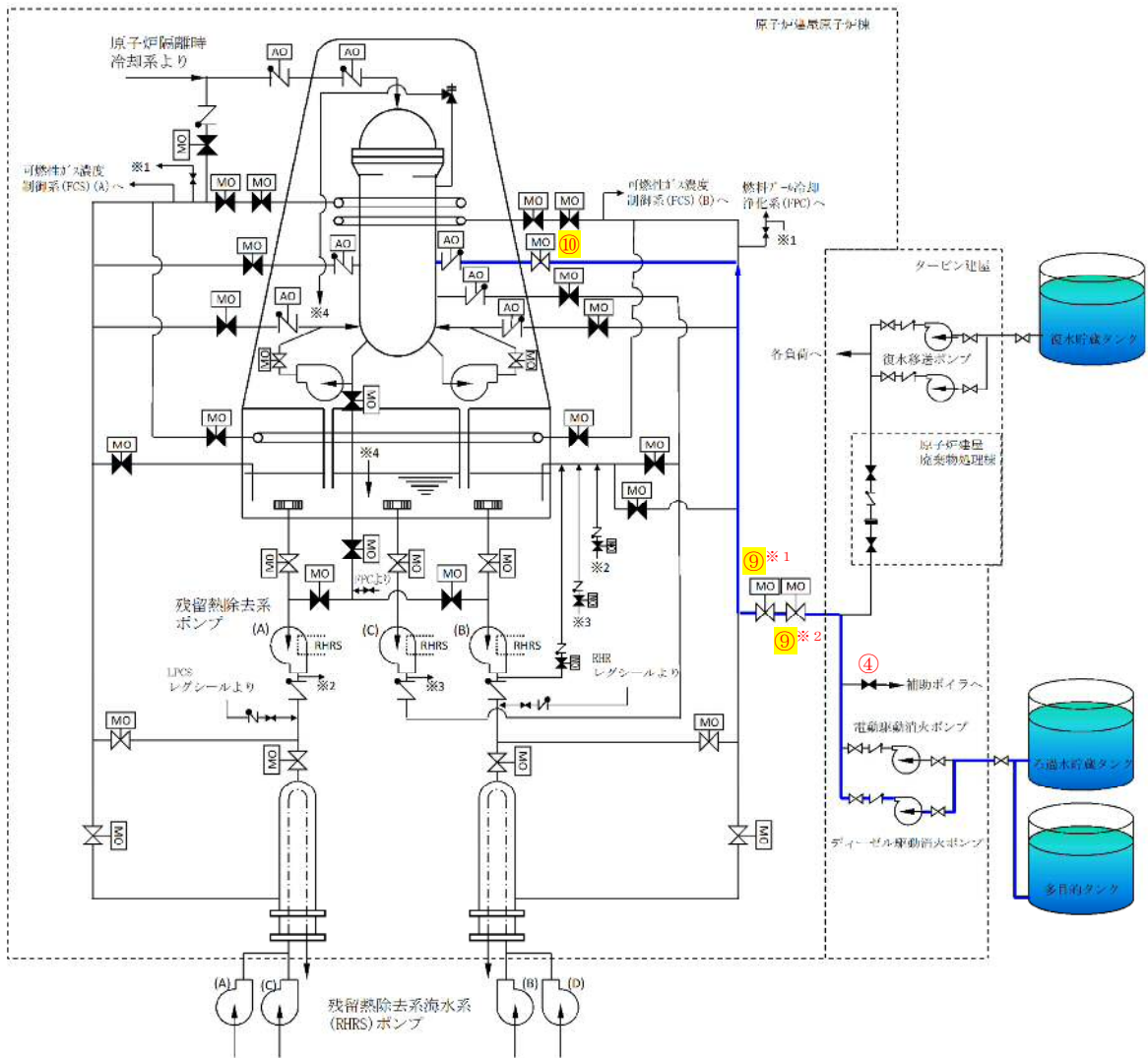
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

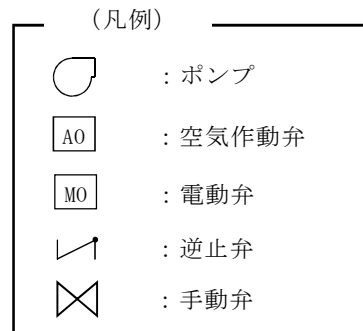
第1.8-21図 代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水 概要図

手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間(分)										備考	
			5	10	15	20	25	30	35	40	45			
			代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 35分											
代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水	運転員等 (中火制御室)	1	系統構成											
								注水開始操作						

第1.8-22図 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
④	補助ボイラ冷却水元弁
⑨※1, ※2	残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁
⑩	残留熱除去系注入弁 (B)



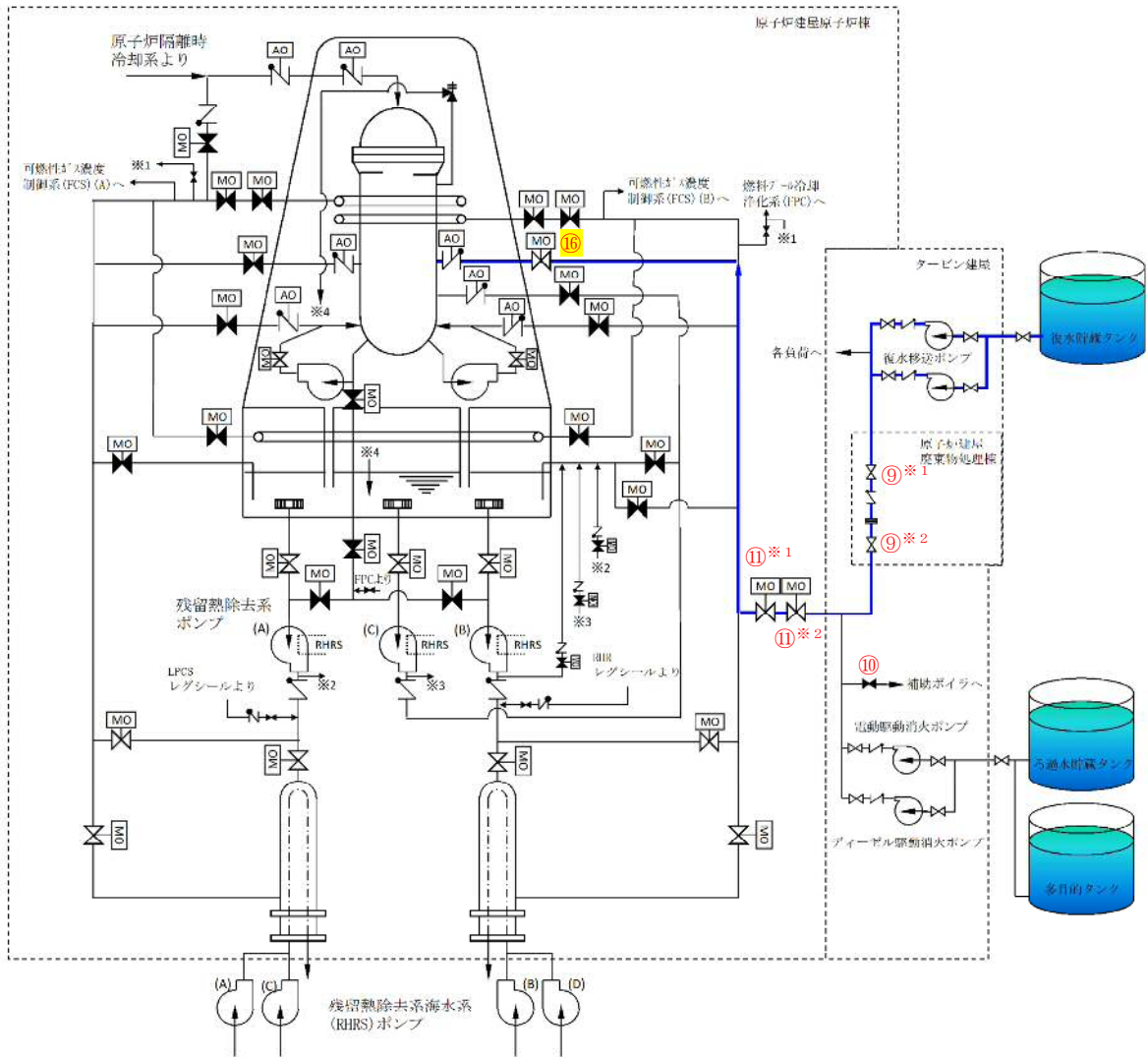
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.8-23図 消火系による原子炉圧力容器への注水 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压力容器への注水 50分										
消火系による原子炉压力容器への注水	運転員等 (中央制御室)	1	必要な負荷の電源切替操作				系統構成、注水開始操作						
	運転員等 (要員)	2					移動、系統構成						

第1.8-24図 消火系による原子炉压力容器への注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑨※1, ※2	補給水系-消火系連絡ライン止め弁
⑩	補助ボイラ冷却水元弁
⑪※1, ※2	残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁
⑬	残留熱除去系注入弁 (B)

(凡例)

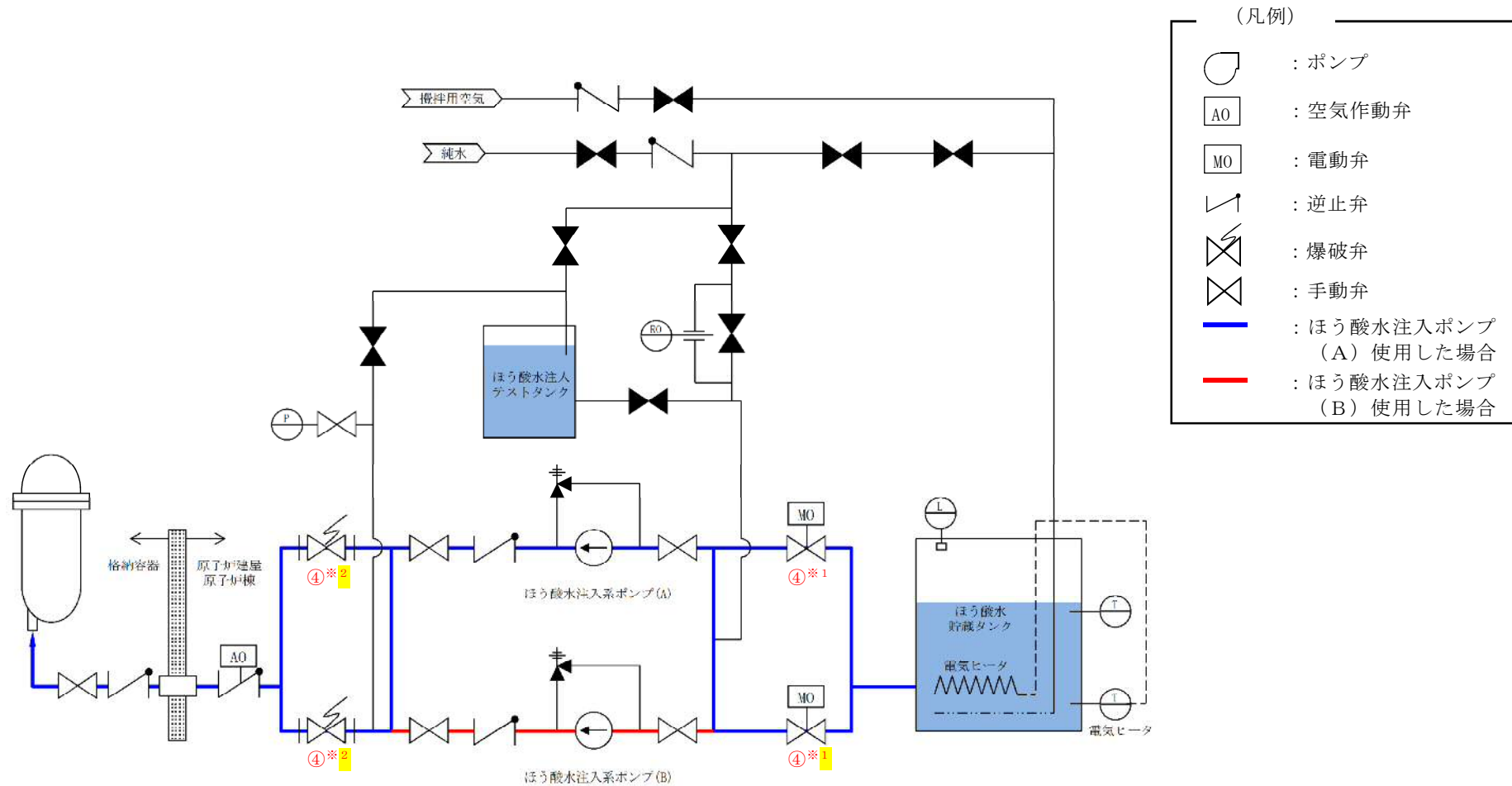
- : ポンプ
- : 空気作動弁
- : 電動弁
- : 逆止弁
- : 手動弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。
 ※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.8-25図 補給水系による原子炉圧力容器への注水 概要図

		経過時間 (分)													備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	補給水系による原子炉压力容器への注水 105分														
補給水系による原子炉压力容器への注水	運転員等 (中央制御室)	1	必要な負荷の電源切替操作												系統構成, 注水開始操作	
	運転員等 (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1.8-26図 補給水系による原子炉压力容器への注水 タイムチャート



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

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

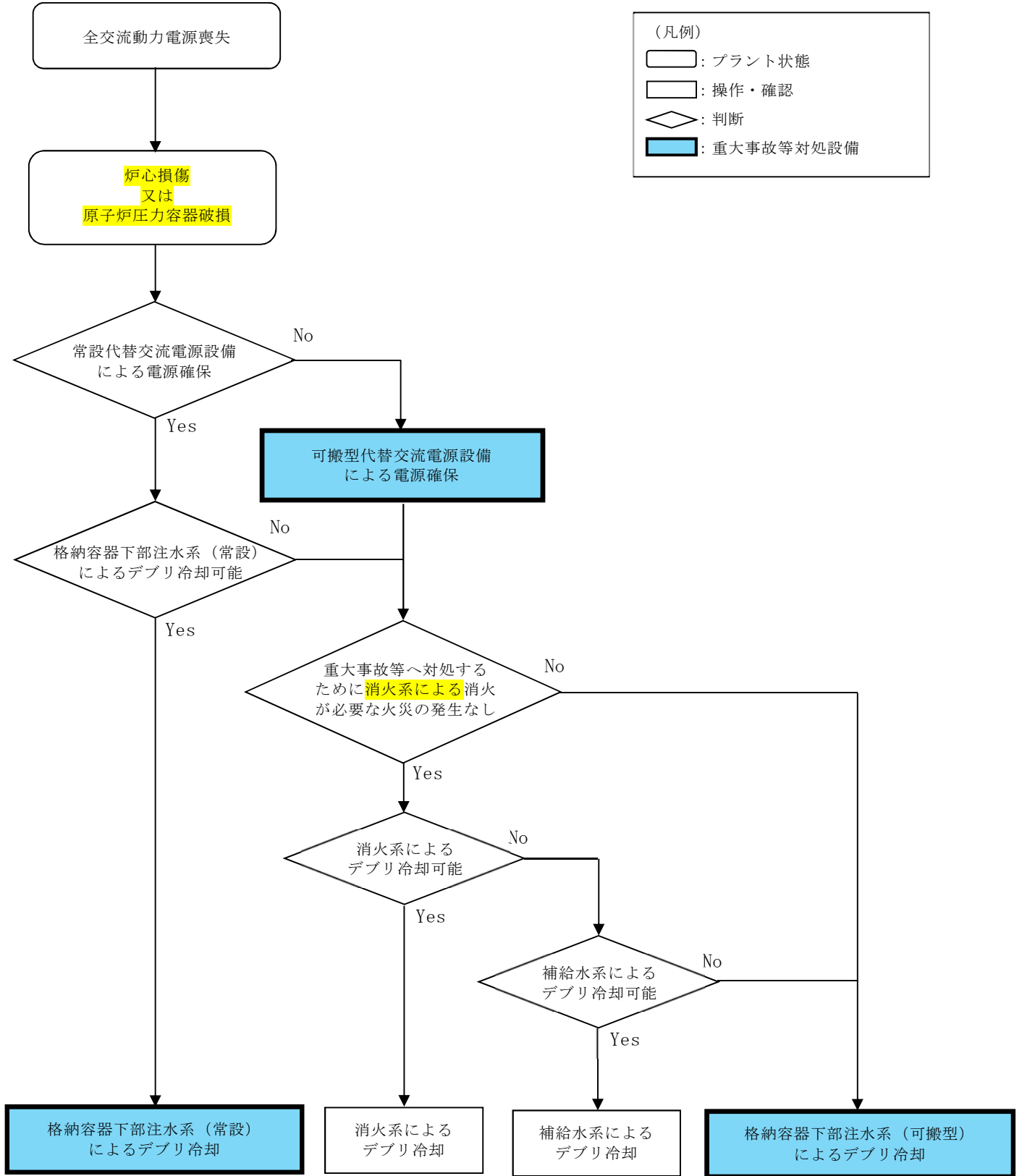
記載例 ① : 操作手順番号を示す。
 ※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第 1.8-27 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 概要図

		経過時間 (分)										備考	
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5			
予備の項目	実施箇所・必要要員数	2分 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入											
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	運転員等 (中実制御室)	1											

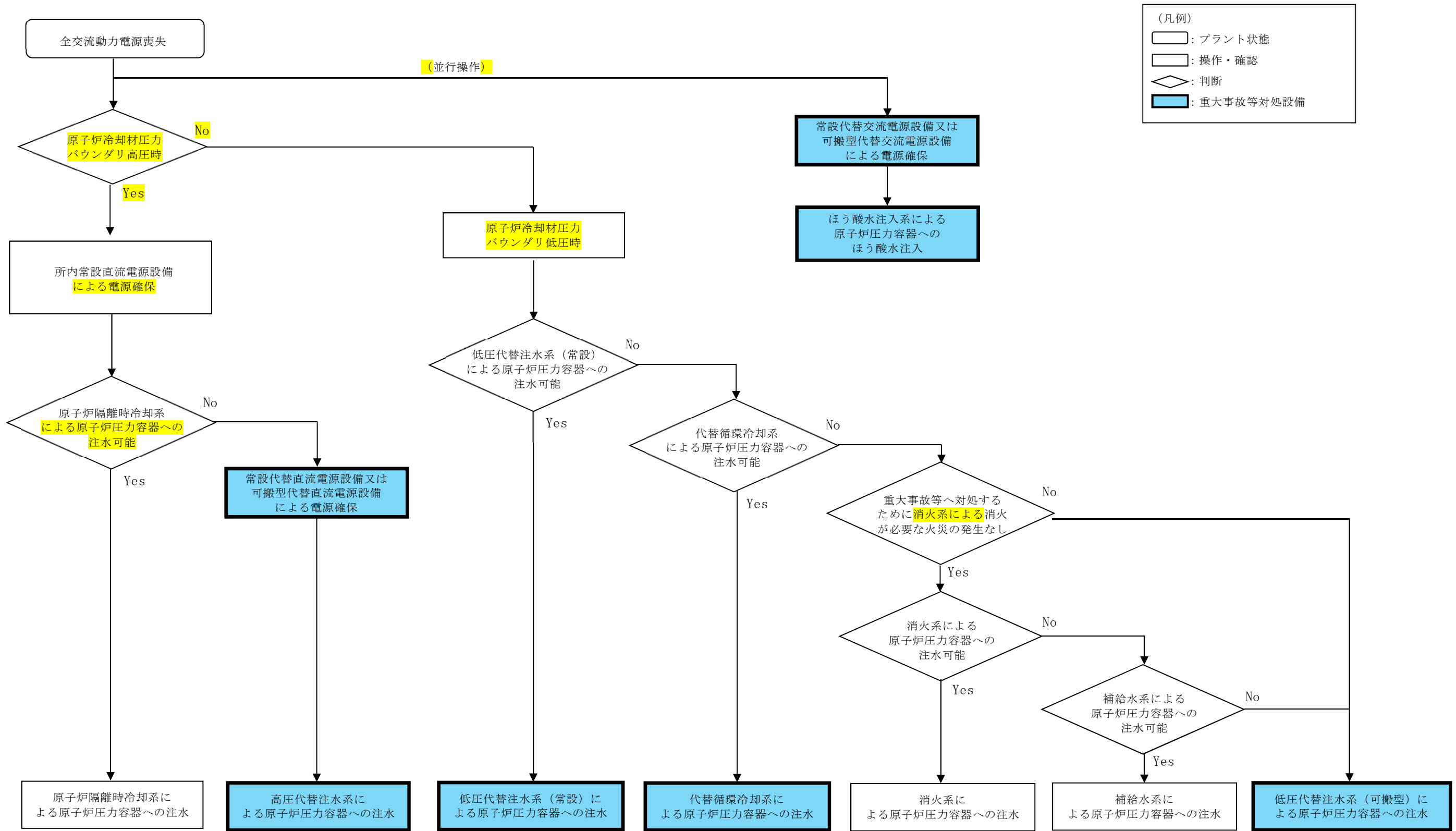
第 1.8-28 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 タイムチャート

(1) ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心の冷却



第1.8-29図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)

(2) 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下遅延・防止



第1.8-29図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/8)

技術的能力審査基準 (1.8)	番号	設置許可基準規則 (第51条)	技術基準規則 (第66条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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、炉心の著しい損傷が発生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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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、炉心の著しい損傷が発生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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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】 1 「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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。 なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) を抑制すること及び熔融炉心が拉がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	—	<p>【解釈】 1 第51条に規定する「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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。 なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) を抑制すること及び熔融炉心が拉がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	<p>【解釈】 1 第66条に規定する「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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。 なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) を抑制すること及び熔融炉心が拉がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	—
<p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、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。 i) 原子炉格納容器下部注水設備 (ポンプ車及び耐圧ホース等) を整備すること。(可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。)</p>	<p>a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、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。 i) 原子炉格納容器下部注水設備 (ポンプ車及び耐圧ホース等) を整備すること。(可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。)</p>	⑤
<p>(2) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止 a) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。</p>	③	<p>ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、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。(ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。)</p> <p>b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、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。(ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。)</p> <p>b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑥
				⑦

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/8)

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
ベデスタル（ドライウエル部）による 格納容器下部注水系（常設）への注水	常設 低圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	消火系による ベデスタル（ドライウエル部）への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	47分以内	3名	自主対策とする理由は 本文参照
	代替淡水貯槽	新設			ろ過水貯蔵タンク	常設			
	低圧代替注水系配管・弁	新設			多目的タンク	常設			
	格納容器下部注水系配管・弁	新設			消火系配管・弁	常設			
	格納容器	既設			格納容器下部注水系配管・弁	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			格納容器	常設			
	燃料補給設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
格納容器下部注水系（可搬型）による ベデスタル（ドライウエル部）への注水	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	補給水系による ベデスタル（ドライウエル部）への注水	可搬型代替交流電源設備	可搬	101分以内	9名	自主対策とする理由は 本文参照
	代替淡水貯槽	新設			燃料補給設備	常設 可搬			
	低圧代替注水系配管・弁	新設			復水移送ポンプ	常設			
	格納容器下部注水系配管・弁	新設			補給水系配管・弁	常設			
	格納容器	既設			消火系配管・弁	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			復水貯蔵タンク	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			格納容器下部注水系配管・弁	常設			
燃料補給設備	新設	格納容器	常設						
—	—	—	—	常設代替交流電源設備	常設	可搬型代替交流電源設備	可搬	燃料補給設備	常設 可搬

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/8)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水①	原子炉隔離時冷却系ポンプ	既設	① ③ ④	原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水②	原子炉隔離時冷却系ポンプ	常設	5分以内	1名	自主対策とする理由は本文参照
	サブプレッション・プール	既設			復水貯蔵タンク	常設			
	原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁	既設			原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁	常設			
	主蒸気系配管・弁	既設			主蒸気系配管・弁	常設			
	原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ	既設			原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁	常設			
	原子炉压力容器	既設			補給水系配管・弁	常設			
	所内常設直流電源設備	既設			原子炉压力容器	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			所内常設直流電源設備	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
	常設代替直流電源設備	新設			可搬型代替交流電源設備	可搬			
	可搬型代替直流電源設備	新設			常設代替直流電源設備	常設			
	燃料補給設備	新設			可搬型代替直流電源設備	可搬			
—	—	—	—	燃料補給設備	常設可搬				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/8)

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	常設高圧代替注水系ポンプ	既設	① ③ ④	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水②	代替循環冷却系ポンプ	常設	180分以内	9名	自主対策とする理由は本文参照
	サブプレッション・プール	既設			サブプレッション・プール	常設			
	高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁	新設			代替循環冷却系配管・弁	常設			
	主蒸気系配管・弁	既設			残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ	常設			
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設			残留熱除去系熱交換器（A）	常設			
	高圧代替注水系（注水系）配管・弁	新設			原子炉圧力容器	常設			
	高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ	既設			可搬型代替注水大型ポンプ	可搬			
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁	既設			非常用取水設備	常設			
	原子炉圧力容器	既設			常設代替交流電源設備	常設			
	常設代替直流電源設備	新設			燃料補給設備	常設可搬			
	常設代替交流電源設備	新設		消火系による原子炉圧力容器への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	50分以内	3名	自主対策とする理由は本文参照
	可搬型代替交流電源設備	新設			ろ過水貯蔵タンク	常設			
	可搬型代替直流電源設備	新設			多目的タンク	常設			
	燃料補給設備	新設			消火系配管・弁	常設			
	—	—			—	残留熱除去系（B）配管・弁			
			原子炉圧力容器	常設					
			常設代替交流電源設備	常設					
			可搬型代替交流電源設備	可搬					
			燃料補給設備	常設可搬					

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/8)

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人 数で対応可能	備考
低圧代替注水系（常設） による原子炉圧力容器への注水	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ③ ④	補給水系による原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ	常設	105分以内	9名	自主対策とする理由は本文参照
	代替淡水貯槽	新設			復水貯蔵タンク	常設			
	低圧代替注水系配管・弁	新設			補給水系配管・弁	常設			
	残留熱除去系(C)	既設			消火系配管・弁	常設			
	原子炉圧力容器	既設			残留熱除去系(B)	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			原子炉圧力容器	常設			
	燃料補給設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
低圧代替注水系（可搬型） による原子炉圧力容器への注水	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ③ ④		可搬型代替交流電源設備	可搬			
	代替淡水貯槽	新設			燃料補給設備	常設可搬			
	低圧代替注水系配管・弁	新設		-	-	-	-	-	-
	残留熱除去系(C)	既設							
	低圧炉心スプレー系配管・弁・スパーチャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
燃料補給設備	新設								

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/8)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

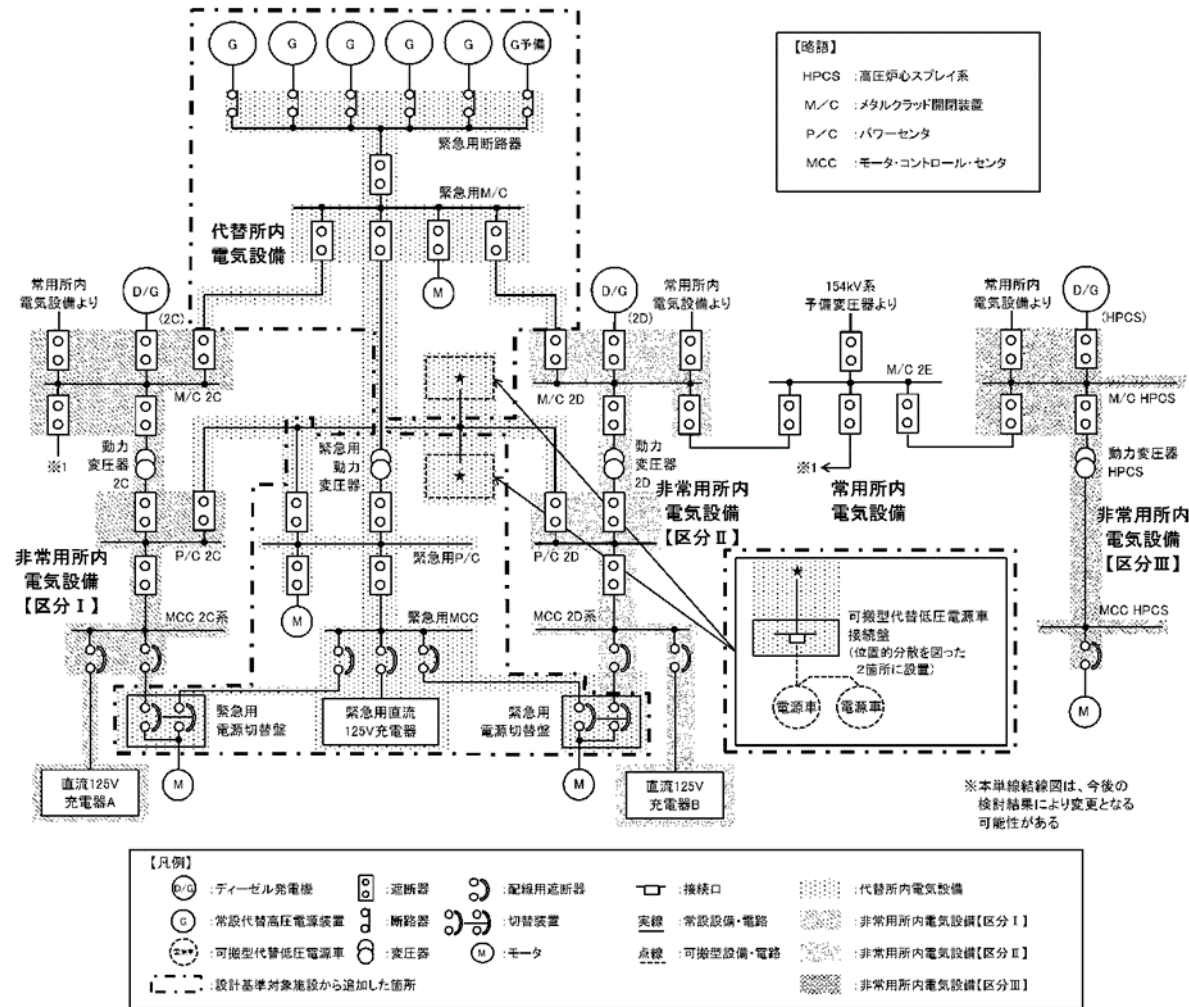
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能	対応可能な人数 で対応可能	備考
代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水①	代替循環冷却系ポンプ	新設	① ③ ④	-	-	-	-	-	-
	サブプレッション・プール	既設							
	代替循環冷却系配管・弁	新設							
	残留熱除去系(A)配管・弁・ストレーナ	既設							
	残留熱除去系熱交換器(A)	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	緊急用海水ポンプ	新設							
	残留熱除去系海水ポンプ	既設							
	非常用取水設備	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
燃料補給設備	新設								
原子炉圧力容器へのほう酸水注入によるほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ	既設	① ③ ④						
	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							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (7/8)

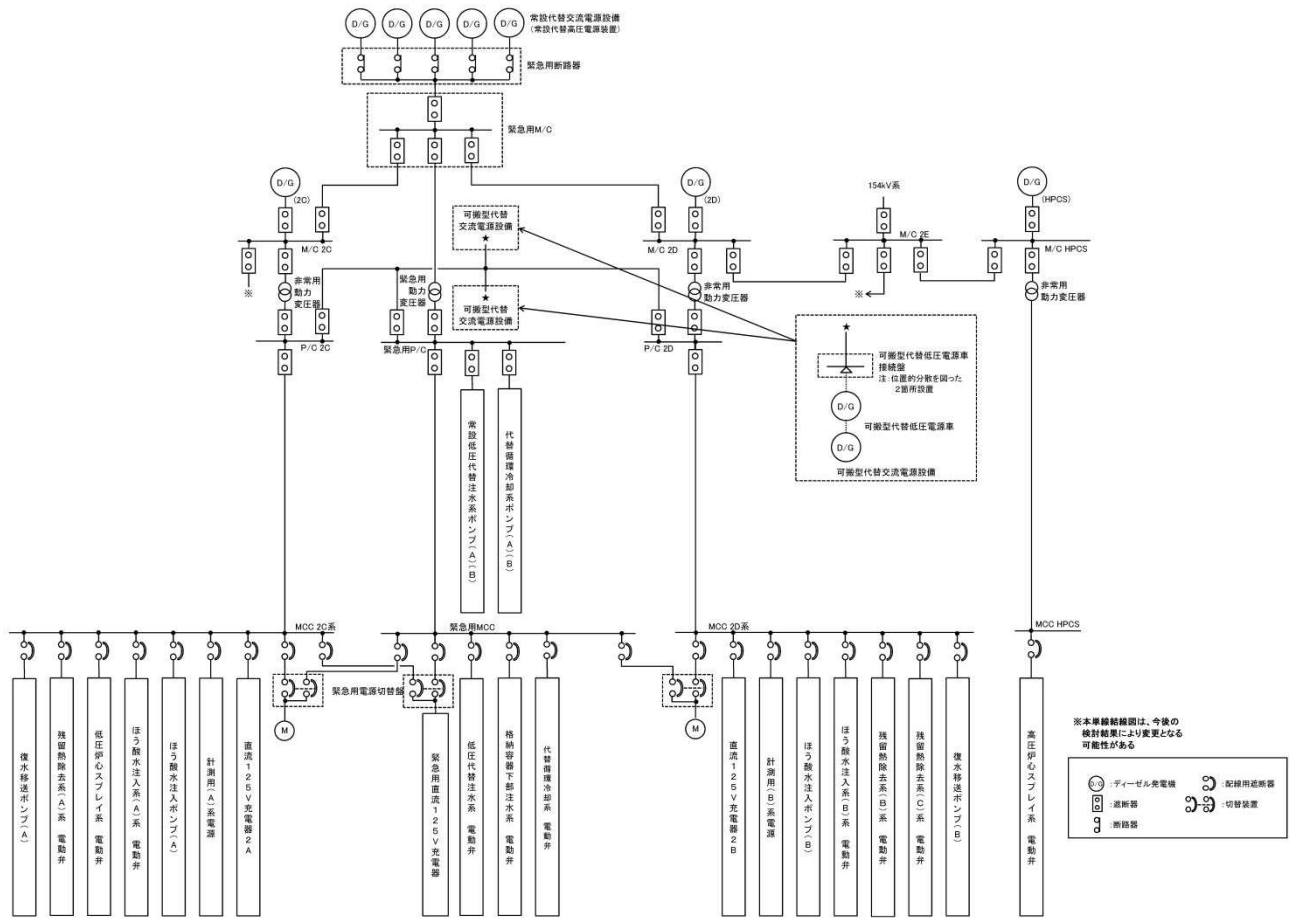
技術的能力審査基準 (1.8)	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、熔融し、格納容器の下部に落下した炉心を冷却する手段として、常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによるペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】</p> <p>1 「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる装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>なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	<p>—</p>
<p>(1)原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却</p> <p>a)炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合においても、格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部注水設備であ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によるペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却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 (8/8)

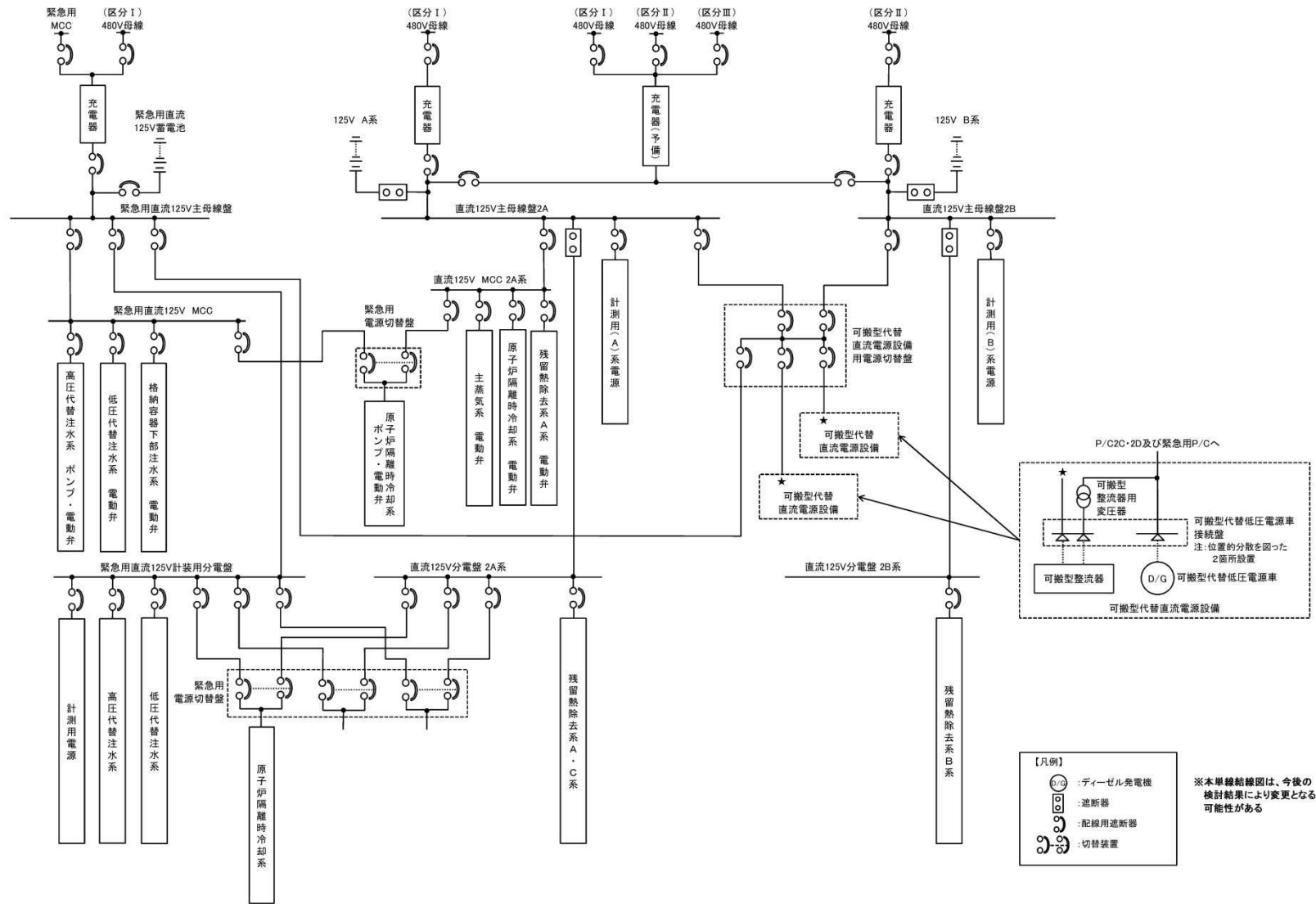
技術的能力審査基準 (1.8)	適合方針
<p>(2) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>a) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合においても、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、重大事故等対処設備である常設高圧代替注水系ポンプ、常設低圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉圧力容器へ注水するために必要な手順等を整備する。</p>



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第3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. 格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水（淡水／海水）

(1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

a. 操作概要

災害対策本部長は、格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウエル部）への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、送水ルートを決める。

現場では、指示された送水ルートを確保した上で、可搬型代替注水大型ポンプにより注水する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋原子炉棟東側及び西側周辺、取水箇所（代替淡水貯槽及び淡水貯水池）周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

格納容器下部注水系（可搬型）による送水に必要な要員数（8名）、所要時間（180分以内）のうち、最長時間を要する取水箇所から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：180分以内（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

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

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

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：可搬型代替注水大型ポンプからのホース接続は，専用の合金具を使用して容易に操作可能である。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，災害対策本部長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）



放射線防護具装着による送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具装着による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

2. 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

(1) 系統構成

a. 操作概要

ディーゼル駆動消火ポンプによるペDESTAL（ドライウエル部）への注水をするために系統構成を実施する。

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

消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な要員数（3名），所要時間（47分以内）のうち，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2名）

所要時間目安：40分以内

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）を装備又は作業を行う。

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），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. 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

(1) 系統構成

a. 操作概要

復水移送ポンプによるペDESTAL（ドライウエル部）への注水するための系統構成を実施する。

b. 作業場所

タービン建屋地上1階（管理区域），原子炉建屋廃棄物処理棟中地下1階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水に必要な要員数（9名），所要時間（101分以内）のうち，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2名，重大事故等対応要員6名）

所要時間目安：95分以内

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）を装備又は作業を行う。

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），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－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)

解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧 (1/4)

手順		判断基準記載内容	解釈
1.8.2.1 ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順	(1) ペDESTAL（ドライウエル部）への注水	a. 格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却	原子炉圧力容器温度で300℃以上
		原子炉圧力容器の破損の徴候	原子炉圧力容器内の水位の低下，制御棒の位置表示の喪失数増加，原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認
		原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化	原子炉圧力容器内の圧力の低下，格納容器内の圧力の上昇，格納容器内の温度の上昇，格納容器内の水素濃度の上昇により確認
		b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却（淡水/海水）	原子炉圧力容器温度で300℃以上
		原子炉圧力容器の破損の徴候	原子炉圧力容器内の水位の低下，制御棒の位置表示の喪失数増加，原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認
		原子炉圧力容器の破損によるパラメータ変化	原子炉圧力容器内の圧力の低下，格納容器内の圧力の上昇，格納容器内の温度の上昇，格納容器内の水素濃度の上昇により確認

1. 判断基準の解釈一覧 (2/4)

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.8.2.1 ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順	(1) ペDESTAL (ドライウエル部) への注水	c. 消火系によるデブリ冷却	原子炉压力容器温度で300℃以上	原子炉压力容器温度で300℃以上
		d. 補給水系によるデブリ冷却	原子炉压力容器の破損の徴候	原子炉压力容器内の水位の低下, 制御棒の位置表示の喪失数増加, 原子炉压力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認
			原子炉压力容器の破損によるパラメータ変化	原子炉压力容器内の圧力の低下, 格納容器内の圧力の上昇, 格納容器内の温度の上昇, 格納容器内の水素濃度の上昇により確認
			原子炉压力容器温度で300℃以上	原子炉压力容器温度で300℃以上
		d. 補給水系によるデブリ冷却	原子炉压力容器の破損の徴候	原子炉压力容器内の水位の低下, 制御棒の位置表示の喪失数増加, 原子炉压力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認
			原子炉压力容器の破損によるパラメータ変化	原子炉压力容器内の圧力の低下, 格納容器内の圧力の上昇, 格納容器内の温度の上昇, 格納容器内の水素濃度の上昇により確認
原子炉压力容器温度で300℃以上	原子炉压力容器温度で300℃以上			

1. 判断基準の解釈一覧 (3/4)

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.8.2.2 熔融炉心のペDESTAL (ドライウエル部)の 床面への落下遅延・防 止のための対応手順	(1) 原子炉压力容器 への注水	a. 原子炉隔離時冷却 系による原子炉圧 力容器への注水	原子炉压力容器温度で300℃以上	原子炉压力容器温度で300℃以上
		b. 高压代替注水系に よる原子炉圧力容 器への注水	原子炉压力容器温度で300℃以上	原子炉压力容器温度で300℃以上
		c. 低压代替注水系 (常設)による原 子炉压力容器への 注水	原子炉压力容器温度で300℃以上	原子炉压力容器温度で300℃以上
		d. 低压代替注水系 (可搬型)による 原子炉压力容器へ の注水	原子炉压力容器温度で300℃以上	原子炉压力容器温度で300℃以上
		e. 代替循環冷却系に よる原子炉圧力容 器への注水	原子炉压力容器温度で300℃以上	原子炉压力容器温度で300℃以上
		f. 消火系による原子 炉压力容器への注 水	原子炉压力容器温度で300℃以上	原子炉压力容器温度で300℃以上

1. 判断基準の解釈一覧 (4/4)

手順		判断基準記載内容	解釈
1.8.2.2 熔融炉心のペDESTAL (ドライウェル部)の 床面への落下遅延・防 止のための対応手順	(1) 原子炉压力容器 への注水	g. 補給水系による原 子炉压力容器への 注水	原子炉压力容器温度で300℃以上
		h. ほう酸水注入系に よる原子炉圧力容 器へのほう酸水注 入	原子炉压力容器温度で300℃以上

2. 操作手順の解釈一覧 (1/8)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.8.2.1 ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心冷却のための対応手順	(1) ペDESTAL (ドライウエル部) への注水	a. 格納容器下部注水系 (常設) によるデブリ冷却	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4 MPa [gage] 以上
		格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁	常設代替低圧注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4 MPa [gage] 以上
		格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁	—
		格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁	—
		格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁	—
		低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を100m ³ /hに調整	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を100m ³ /hに調整
		格納容器下部水位指示値にて2.2m到達	格納容器下部水位指示値にて2.2m到達
		低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を80m ³ /hに調整	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を80m ³ /hに調整
		格納容器圧力指示値が低下傾向となり465kPa [gage] 以下	格納容器圧力指示値が低下傾向となり465kPa [gage] 以下
		崩壊熱相当の注水流量の14m ³ /h~50m ³ /hに調整	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値にて14m ³ /h~50m ³ /hに調整

2. 操作手順の解釈一覧 (2/8)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.8.2.1 ペDESTAL (ドライウ ェル部) の床面に落下 した溶融炉心冷却のた めの対応手順	(1) ペDESTAL (ド ライウエル部) への注水	b. 格納容器下部注水 系 (可搬型) による デブリ冷却 (淡水/海 水)	格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁	—
			格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁	—
			格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁	—
			格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁	—
			西側接続口又は東側接続口の弁	—
			低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を 100m ³ /hに調整	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を 100m ³ /hに調整
			格納容器下部水位指示値にて2.2m到達	格納容器下部水位指示値にて2.2m到達
			低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を 80m ³ /hに調整	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を 80m ³ /hに調整
			格納容器圧力指示値が低下傾向となり465kPa [gage] 以下	格納容器圧力指示値が低下傾向となり465kPa [gage] 以下
崩壊熱相当の注水流量の14m ³ /h~50m ³ /hに調整	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値にて 14m ³ /h~50m ³ /hに調整			

2. 操作手順の解釈一覧 (3/8)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.8.2.1 ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心冷却のための対応手順	(1) ペDESTAL (ドライウエル部) への注水	c. 消火系によるデブリ冷却	補助ボイラ冷却水元弁	—
			消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上	消火系ポンプ吐出ヘッダ圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上
			格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁	—
			格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁	—
			低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を100m ³ /hに調整	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を100m ³ /hに調整
			格納容器下部水位指示値にて2.2m到達	格納容器下部水位指示値にて2.2m到達
			低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を80m ³ /hに調整	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を80m ³ /hに調整
			格納容器圧力指示値が低下傾向となり465kPa [gage] 以下	格納容器圧力指示値が低下傾向となり465kPa [gage] 以下
崩壊熱相当の注水流量の14m ³ /h~50m ³ /hに調整	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値にて14m ³ /h~50m ³ /hに調整			

2. 操作手順の解釈一覧 (4/8)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.8.2.1 ペDESTAL (ドライウエル部) の床面に落下した溶融炉心冷却のための対応手順	(1) ペDESTAL (ドライウエル部) への注水	d. 補給水系によるデブリ冷却	
		補給水系 - 消火系連絡ライン止め弁	-
		補助ボイラ冷却水元弁	-
		格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁	-
		復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上
		格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁	-
		低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を100m ³ /hに調整	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を100m ³ /hに調整
		格納容器下部水位指示値にて2.2m到達	格納容器下部水位指示値にて2.2m到達
		低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を80m ³ /hに調整	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値を80m ³ /hに調整
格納容器圧力指示値が低下傾向となり465kPa [gage] 以下	格納容器圧力指示値が低下傾向となり465kPa [gage] 以下		
崩壊熱相当の注水流量の14m ³ /h~50m ³ /hに調整	低圧代替注水系格納容器下部注水流量指示値にて14m ³ /h~50m ³ /hに調整		

2. 操作手順の解釈一覧 (5/8)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.8.2.2 熔融炉心のペDESTAL (ドライウェル部)の 床面への落下遅延・防 止のための対応手順	(1) 原子炉圧力容器 への注水	a. 原子炉隔離時冷却 系による原子炉圧 力容器への注水	原子炉圧力指示値が 1.03MPa [gage] 以上	原子炉圧力指示値が 1.03MPa [gage] 以上
			原子炉隔離時冷却系蒸気止め弁	—
			原子炉隔離時冷却系注入弁	—
			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回転速度の上昇	原子炉隔離時冷却系タービン回転速度の上昇
			原子炉隔離時冷却系系統流量の流量上昇	原子炉隔離時冷却系系統流量の流量上昇
			b. 高圧代替注水系に よる原子炉圧力容 器への注水	原子炉圧力指示値が 1.03MPa [gage] 以上
	原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁	—		
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁	—		
	高圧代替注水系注入弁	—		
	原子炉隔離時冷却系注入弁	—		
	高圧代替注水系タービン止め弁	—		
	高圧代替注水系系統流量の流量上昇	高圧代替注水系系統流量の流量上昇		

2. 操作手順の解釈一覧 (6/8)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL (ドライウエル部)の 床面への落下遅延・防 止のための対応手順	(1) 原子炉圧力容器 への注水	c. 低圧代替注水系 (常設)による原 子炉圧力容器への 注水	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4 MPa [gage] 以上	常設代替低圧注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4 MPa [gage] 以上
			原子炉注水弁	—
			原子炉圧力容器注水流量調整弁	—
			原子炉圧力容器内の圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下	原子炉圧力容器内の圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下
			残留熱除去系注入弁 (C)	—
			低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇	低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇
			原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下
	d. 低圧代替注水系 (可搬型)による 原子炉圧力容器へ の注水 (淡水/海 水)	原子炉注水弁	—	
		残留熱除去系注入弁 (C)	—	
		低圧炉心スプレイ系注入弁	—	
		原子炉圧力容器注水流量調整弁	—	
		西側接続口又は東側接続口の弁	—	
		低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇	低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇	
		低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇	低圧代替注水系原子炉注水流量の流量上昇	

2. 操作手順の解釈一覧 (7/8)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL (ドライウェル部)の 床面への落下遅延・防 止のための対応手順	(1) 原子炉圧力容器 への注水	残留熱除去系注水配管分離弁	—
		残留熱除去系 (A) ミニフロー弁	—
		残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁	—
		残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁	—
		代替循環冷却系入口弁	—
		代替循環冷却系テストライン弁	—
		代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が 1.4MPa [gage] 以上	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が 1.4MPa [gage] 以上
		原子炉圧力指示値が 4.90MPa [gage] 以下	原子炉圧力指示値が 4.90MPa [gage] 以下
		残留熱除去系注入弁 (A)	—
		代替循環冷却系原子炉圧力容器注水流量調節弁	—
	代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇	代替循環冷却系原子炉注水流量の流量上昇	
	f. 消火系による原子 炉圧力容器への注 水	補助ボイラ冷却水元弁	—
		消火ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が 0.78MPa [gage] 以上
		原子炉圧力容器内の圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下	原子炉圧力容器内の圧力指示値が 4.90MPa [gage] 以下
		残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁	—
		残留熱除去系注入弁 (B)	—
		残留熱除去系系統流量の流量上昇	残留熱除去系系統流量の流量上昇

2. 操作手順の解釈一覧 (8/8)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.8.2.2 溶融炉心のペDESTAL (ドライウェル部)の 床面への落下遅延・防 止のための対応手順	(1) 原子炉圧力容器 への注水	補給水系－消火系連絡ライン止め弁	－
		補助ボイラ冷却水元弁	－
		残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁	－
		復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が 0.78MPa [gage] 以上	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上
		原子炉圧力指示値が 4.90MPa [gage] 以下	原子炉圧力指示値が4.90MPa [gage] 以下
		残留熱除去系注入弁 (B)	－
		残留熱除去系系統流量の流量上昇	残留熱除去系系統流量の流量上昇
	h. ほう酸水注入系に よる原子炉圧力容 器へのほう酸水注 入	ほう酸水貯蔵タンク出口弁	－
		ほう酸水注入系爆破弁	－
		ほう酸水貯蔵タンク液位の低下	ほう酸水貯蔵タンク液位の低下

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

< 目 次 >

1.9.1 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. 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備
 - (a) 格納容器内不活性化による格納容器水素爆発防止
 - (b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止
 - (c) 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視
 - (d) 代替電源設備による必要な設備への給電
 - (e) 重大事故等対処設備と自主対策設備
 - b. 手順等

1.9.2 重大事故等時の手順

1.9.2.1 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手順

- (1) 格納容器内不活性化による格納容器水素爆発防止
 - a. 原子炉運転中の格納容器内の不活性化
- (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止
 - a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出
 - b. 可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御
- (3) 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視
 - a. 格納容器内水素濃度(S A)及び格納容器内酸素濃度(S A)による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視
 - b. 格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視
- (4) 重大事故等時の対応手段の選択

1.9.2.2 水素爆発による格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替

電源設備から給電する手順

1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.9.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.9.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.9.3 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

2. 操作手順の解釈一覧

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

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止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 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止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）BWR

- a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

（2）PWRのうち必要な原子炉

- a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

（3）BWR及びPWR共通

- a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素及び酸素が、原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内に放出された場合においても水素爆発による格納容器の破損を防止するため、水素濃度制御を行う対処設備を整備しており、ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.9.1 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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により短期的に発生する水素及び、水の放射線分解により発生する水素及び酸素の水素爆発による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と自主対策設備^{※1}を選定する。

※1 自主対策設備

技術基準上の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五十二条及び技術基準規則第六十七条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備

が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査基準及び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、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1.9-1表に整理する。

a. 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 格納容器内不活性化による格納容器水素爆発防止

格納容器内における水素爆発による格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中の格納容器内は、不活性ガス（窒素）置換により格納容器内雰囲気の不活性化状態になっている。

格納容器内不活性化による格納容器水素爆発防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・不活性ガス系

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止

i) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により格納容器内に発生する水素及び酸素を、格納容器圧力逃がし装置により格納容器外に排出することにより、水素爆発による格納容器の破損を防止する手段がある。

これら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「1.7.1(2) a.(a) 格納容器圧

力逃がし装置による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格納容器内の水素及び酸素の排出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
- ・ フィルタ装置入口水素濃度
- ・ フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

ii) 可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解により格納容器内に発生する水素及び酸素を可燃性ガス濃度制御系により低減し、水素爆発による格納容器の破損を防止する手段がある。

可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可燃性ガス濃度制御系再結合器ブロワ
- ・ 可燃性ガス濃度制御系再結合装置
- ・ 残留熱除去系ポンプ

(c) 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解により格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を水素濃度及び酸素濃度監視設備により測定し、監視する手段がある。

- i) 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

格納容器内において変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度及び酸素濃度を測定し、監視する。格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による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は以下のとおり。

- ・格納容器内水素濃度 (S A)
- ・格納容器内酸素濃度 (S A)

ii) 格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

格納容器内において変動する可能性のある範囲で水素濃度及び酸素濃度を測定し、監視する。格納容器雰囲気モニタによる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は以下のとおり。

- ・格納容器雰囲気モニタ
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ

(d) 代替電源設備による必要な設備への給電

上記「1.9.1(2) a.(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止」及び「1.9.1(2) a.(c) 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視」で使用する設備について、全交流動力電源喪失又は直流電源喪失時に、代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源設備により必要な設備へ給電し使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器圧力逃がし装置
- ・格納容器内水素濃度 (S A)
- ・格納容器内酸素濃度 (S A)

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.9.1(2) a.(b) i) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出」で使用する設備のうち、格納容器圧力逃がし装置、フィルタ装置入口水素濃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)は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.9.1(2) a.(b) ii) 可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御」で使用する設備のうち、残留熱除去系ポンプは重大事故等対処設備(設計基準拡張)として位置づける。

「1.9.1(2) a.(c) i) 格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視」で使用する設備のうち、格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.9.1(2) a.(c) ii) 格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視」で使用する設備のうち、緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.9.1(2) a.(c) ii) 格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視」で使用する設備のうち、残留熱除去系海水ポンプは重大事故等対処設備(設計基準拡張)として位置づける。

「1.9.1(2) a.(d) 代替電源設備による必要な設備への給電」で使用する設備のうち、格納容器圧力逃がし装置、格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)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1.9.1)

以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、水素爆発による格納容器の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。

- ・可燃性ガス濃度制御系再結合器ブロワ及び可燃性ガス濃度制御系再結合装置

炉心損傷による大量の水素が発生するような状況下では、可燃性ガス濃度制御系の処理能力を超える水素が発生することから、可燃性ガス濃度制御系による水素の処理に期待できず、また格納容器内の圧力の上昇に伴い可燃性ガス濃度制御系の使用に制限がかかるが、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系又は格納容器ベントにより格納容器内の圧力が低下し、かつ電源等が復旧し、可燃性ガス濃度制御系の運転が可能となれば、中長期的な格納容器内水素対策として有効である。

- ・格納容器雰囲気モニタ

重大事故時における格納容器内の圧力では格納容器雰囲気モニタを使用できない場合があるが、格納容器内の圧力が最高使用圧力以下の状態においては、水素濃度及び酸素濃度を監視する手段として有効である。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動、設置及び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、格納容器雰囲気

モニタが使用可能であれば、水素濃度及び酸素濃度を監視する手段として有効である。

なお、「1.9.1(2) a.(a) 格納容器内不活性化による格納容器水素爆発防止」として使用する設備である不活性ガス系は、原子炉運転中に格納容器内を常時不活性化する手段として使用する設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置づけない。

b. 手順等

上記「a. 水素爆発による格納容器の破損を防止するため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^{※1}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1.9-1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1.9-2表，第1.9-3表）

※1 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1.9.2）

1.9.2 重大事故等時の手順

1.9.2.1 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手順

(1) 格納容器内不活性化による格納容器水素爆発防止

a. 原子炉運転中の格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解で発生する水素により、格納容器内における水素爆発

による格納容器の破損を防止するため、原子炉起動時に格納容器内を不活性ガス（窒素）により置換し、原子炉運転中においては格納容器内雰囲気の不活性化した状態を維持する。

これらの操作は、重大事故等が発生した際に対応するものではなく通常の運転操作により対応する。

(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止

a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出

炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素を排出することで格納容器内における水素爆発による格納容器の破損を防止する。

なお、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。

また、二次隔離弁及び二次隔離弁バイパス弁の中央制御室からの遠隔操作ができない場合に備え、重大事故等対応要員を二次隔離弁操作室に派遣し、待機させる。

格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出停止後、再度格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合で、可燃性ガス濃度制御系が起動で

きず、格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度（S A）、格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）指示値にて4.3%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。

(b) 操作手順

格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.9-3図に、概要図を第1.9-4図に、タイムチャートを第1.9-5図に示す。

[S/C側ベントの場合（D/W側ベントの場合、手順⑭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内の水素及び酸素の排出の準備を依頼する。

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内の水素及び酸素の排出のため、二次隔離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内の水素及び酸素の排出のための準備を指示する。

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内の水素及び酸素の排出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内の水素及び酸素の排出のため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には、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内の水素及び酸素の排出のための系統構成が完了したことを報告する。

⑪ 発電長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出のための準備が完了したことを災害対策本部長に連絡する。

⑫ 発電長は、格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度（S A）、格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）指示値にて4.3%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内の水素及び酸素の排出準備の開始を連絡する。

⑬ 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内の水素及び酸素の排出準備の開始を指示する。

⑭^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内の水素及び酸素の排出のため、一次隔離弁（S / C側）を開にし、発電長に報告する。

⑭^b D / W側ベントの場合

一次隔離弁（S / C側）が開できない場合、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内の水素及び酸素の排出のため、一次隔離弁（D / W側）を開にし、発電長に報告する。

⑮発電長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出のための準備が完了し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出の開始を災害対策本部長に連絡する。

⑯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内の水素及び酸素の排出開始を指示する。

⑰運転員等は中央制御室にて、二次隔離弁を開とする。二次隔離弁が開できない場合には二次隔離弁バイパス弁を開とする。格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出を開始したことを格納容器内水素濃度（S A）、格納容器内酸素濃度（S A）、格納容器雰囲気放射線モニタ（D / W）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（S / C）指示値の低下、並びにフィルタ装置入口水素濃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）指示値の上昇により確認し、発電長に報告する。

⑱発電長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出を開始したことを災害対策本部長に連絡する。

⑲ 発電長は、運転員等に格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度（S A）、格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）指示値にて4.3%未満となったことを確認し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出の停止を指示する。

⑳ 運転員等は、格納容器内酸素濃度（S A）、格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）指示値にて4.3%未満となったことを確認し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出を停止し、発電長に報告する。

㉑ 発電長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出を停止^{※2}したことを災害対策本部長に連絡する。

※2：再度、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合で、可燃性ガス濃度制御系が起動できず、格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度（S A）、格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）指示値にて4.3%に到達した場合は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を重大事故等対応要員3名にて実施した場合、作業開始を判断してから格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出開始まで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。

b. 可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御

炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、可燃性ガス濃度制御系により格納容器内の水素濃度の抑制を行う。

なお、可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（310kPa [gage]）以下に維持する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかに至った場合。

- ①炉心損傷を判断した場合^{※1}において、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇し、格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（310kPa [gage]）以下である場合。
- ②格納容器ベント操作後、格納容器内の水素濃度が格納容器内水素濃度（S/A）、格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）指示値にて10%以上に到達した場合において、格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（310kPa [gage]）以下である場合。

※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相当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。

(b) 操作手順

可燃性ガス濃度制御系（A）による格納容器内の水素濃度制御手順の概要は以下のとおり。（可燃性ガス濃度制御系（B）による格納容器内の水素濃度制御手順の概要も同様）

手順の対応フローを第1.9-1図，第1.9-2図，第1.9-3図に，概要図を第1.9-6図に，タイムチャートを第1.9-7図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に可燃性ガス濃度制御系（A）による格納容器内の水素濃度制御のための準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて，可燃性ガス濃度制御系（A）による格納容器内の水素濃度制御に必要なブロワ，ヒータ，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，運転員等に格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（310kPa [gage]）以下であることを確認し，可燃性ガス濃度制御系（A）の起動操作の開始を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて，可燃性ガス濃度制御系（A）の起動操作を実施し，可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量，可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量及び可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力の上昇を確認後，系統が安定に運転していることを確認する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて，可燃性ガス濃度制御系ヒータが正常に作動していることを可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度，可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度，可燃性ガス濃度制御系再結合器ガス温度，可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度及び

可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度指示値の上昇により確認し、ウォームアップ運転が開始したことを確認する。

⑥運転員等は、発電長に可燃性ガス濃度制御系（A）の起動操作を開始したことを報告する。

⑦発電長は、運転員等に可燃性ガス濃度制御系（A）による格納容器内の水素濃度制御の開始を指示する。

⑧運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系（A）起動後約3時間以内に可燃性ガス濃度制御系（A）のウォームアップ運転が完了することを確認し、その後可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度指示値が649℃で安定し温度制御されることを確認する。

⑨運転員等は中央制御室にて、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度から可燃性ガス濃度制御系ブロフ吸込ガス流量と可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量の調整を実施する。

⑩運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系（A）による格納容器内の水素濃度制御が行われていることを格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が低下することにより確認する。

⑪運転員等は、発電長に可燃性ガス濃度制御系（A）による格納容器内の水素濃度制御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1名にて実施した場合、作業開始を判断してから可燃性ガス濃度制御系起動まで6分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

また、可燃性ガス濃度制御系起動から再結合運転開始までのウォー

ムアップ時間は約3時間以内で可能である。

(3) 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

a. 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による

格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解で格納容器内に発生する水素濃度及び酸素濃度を格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) により監視する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}。

※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。

(b) 操作手順

格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.9-3図に、概要図を第1.9-8図に、タイムチャートを第1.9-9図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視のための準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による格納容器内の水素濃度及び酸素

濃度監視に必要な圧縮機，電動弁及び監視計器の電源が確保されていること，並びに格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の暖気が完了し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，運転員等に格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の起動を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の起動操作を実施後，格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定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1名にて実施した場合，作業開始を判断してから格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による測定開始まで33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. 格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視
炉心の著しい損傷が発生した場合において，ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解で発生する水素濃度及び酸素濃度を格納容器雰囲気モニタにより監視する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}。

※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。

(b) 操作手順

格納容器雰囲気モニタ（A）による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順の概要は以下のとおり。（格納容器雰囲気モニタ（B）による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順も同様）

手順の対応フローを第1.9-3図，概要図を第1.9-10図に，タイムチャートを第1.9-11図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に格納容器雰囲気モニタ（A）による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視のための準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて，格納容器雰囲気モニタ（A）による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視に必要なポンプ，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，運転員等に格納容器雰囲気モニタ（A）の起動を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて，格納容器雰囲気モニタ（A）の起動操作を実施後，格納容器雰囲気モニタ（A）による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定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格納容器雰囲気モニタの起動ま

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、格納容器雰囲気モニタの起動に必要な冷却水確保の所要時間はそれぞれ以下のとおり。

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

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.9-12図に示す。

原子炉起動時には、格納容器内の空気を窒素により置換し、原子炉運転中の格納容器内雰囲気を不活性化した状態を維持することで、格納容器内の気体の組成が可燃限界に至ることを防ぎ、格納容器内における水素爆発の発生を防止している。

炉心の著しい損傷が発生した場合は、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を、それぞれ格納容器内水素濃度(SA)、格納容器内酸素濃度(SA)及び格納容器雰囲気モニタにて監視する。

可燃性ガス濃度制御系が使用可能であり、かつ格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転制限圧力(310kPa [gage])以下に維持できれば可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御を実施する。可燃性ガス濃度制御系が使用できない場合は、格納容器内酸素濃度(SA)及び格納容器雰囲気モニタにて、格納容器内酸素濃度を監視し、格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度(SA)、格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)又は格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)指示値にて4.3%に到達した場合に、格納容器圧力逃がし装置により格納容器内に滞留している

水素及び酸素を排出することで、水素爆発の発生を防止する。

なお、格納容器圧力逃がし装置を用いて、格納容器内に滞留している水素及び酸素を排出する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるS/C側の一次隔離弁開操作を第一優先とする。S/C側の一次隔離弁開操作が実施できない場合には、D/W側の一次隔離弁開操作を実施する。その後、二次隔離弁を開として水素及び酸素を排出する。二次隔離弁開操作が実施できない場合には、二次隔離弁バイパス弁を開操作して水素及び酸素を排出する。

格納容器ベント停止後、格納容器内の水素濃度が格納容器内水素濃度(SA)、格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)又は格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)指示値にて10%以上に上昇した場合に、可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御を実施することで、格納容器スプレーによる水蒸気凝縮により格納容器内が負圧となり格納容器外から空気が流入したとしても格納容器内の可燃性ガス濃度が可燃限界へ到達することを防止する。

1.9.2.2 水素爆発による格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順

炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による格納容器破損を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。

代替電源設備により給電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。

1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

格納容器雰囲気モニタへの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による冷却水確保の手順については、「1.5 最終ヒート

シンクへ熱を輸送する手順等」にて整備する。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）の手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

格納容器圧力逃がし装置補機類の手順及び二次隔離弁操作室の正圧化手順については、「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。

電動弁及び監視計器類への電源供給の手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

第1.9-1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 (1/5)

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
水素爆発による格納容器の破損防止	—	格納容器内不活性化による格納容器水素爆発防止	主要設備	不活性ガス系※1	※2	※1
			関連設備	—		
		格納容器内の水素及び酸素の排出	主要設備	格納容器圧力逃がし装置※5 フィルタ装置入口水素濃度 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	重大事故等対応設備	重大事故等対策要領
関連設備	不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 格納容器 真空破壊弁 (S/C→D/W)		重大事故等対応設備			

※1: 原子炉運転中は格納容器内雰囲気の不活性ガス系により常時不活性化している。

※2: 不活性ガス系は設計基準対象施設であり, 重大事故等が発生した際に使用するものではないため, 重大事故等対応設備とは位置づけない。

※3: 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。

※4: 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。

※5: 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。

※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（2/5）

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
水素爆発による格納容器の破損防止	—	可燃性ガス濃度制御系による 格納容器内の水素濃度制御	主要設備	残留熱除去系ポンプ※4	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			関連設備	可燃性ガス濃度制御系再結合器ブロワ 可燃性ガス濃度制御系再結合装置	自主対策設備
			関連設備	可燃性ガス濃度制御系配管・弁	自主対策設備

※1：原子炉運転中は格納容器内雰囲気の不活性ガス系により常時不活性化している。

※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置づけない。

※3：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。

※4：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。

※5：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。

※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。

非常時運転手順書Ⅲ
 （シビアアクシデント）
 「除熱－1」，
 「除熱－3」，
 「放出」

対応手段，対応設備，手順書一覧（3/5）

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
水素爆発による格納容器の破損防止	—	格納容器内水素濃度（S A） 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 （S A）による	主要設備	格納容器内水素濃度（S A） 格納容器内酸素濃度（S A）	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） 「放出」

※1：原子炉運転中は格納容器内雰囲気の不活性ガス系により常時不活性化している。

※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対応設備とは位置づけない。

※3：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。

※4：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。

※5：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。

※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 (4/5)

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
水素爆発による格納容器の破損防止	—	格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	主要設備	緊急用海水ポンプ※ ³	重大事故等 対応設備
				残留熱除去系海水ポンプ※ ³	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)
				格納容器雰囲気モニタ 可搬型代替注水大型ポンプ※ ³	自主対策設備
			関連設備	非常用取水設備※ ³ 燃料補給設備※ ⁶	重大事故等 対応設備

※1：原子炉運転中は格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。

※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対応設備とは位置づけない。

※3：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。

※4：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。

※5：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。

※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。

非常時運転手順書Ⅲ
(シビアアクシデント)
「放出」

対応手段，対応設備，手順書一覧 (5/5)

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	
水素爆発による格納容器の破損防止	—	代替電源設備による必要な設備への給電	主要設備	格納容器圧力逃がし装置 格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度 (S A)	重大事故等対処設備	※6
			関連設備	常設代替交流電源設備※6 可搬型代替交流電源設備※6 常設代替直流電源設備※6 可搬型代替直流電源設備※6 燃料補給設備※6	重大事故等対処設備	

※1：原子炉運転中は格納容器内雰囲気の不活性ガス系により常時不活性化している。

※2：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置づけない。

※3：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。

※4：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。

※5：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。

※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1.9-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/4)

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)	
1.9.2.1 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止			
a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		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
		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
		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
		補機監視機能	可燃性ガス濃度制御系ブロウ吸込ガス流量 可燃性ガス濃度制御系ブロウ吸込ガス圧力
	操作	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
		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
		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
		最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置入口水素濃度※ ¹ フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※ ¹

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (2/4)

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)	
1.9.2.1 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止			
	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		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
b. 可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御		格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		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
	操作	補機監視機能	残留熱除去系系統流量 可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量 可燃性ガス濃度制御系プロウ吸込ガス流量 可燃性ガス濃度制御系プロウ吸込ガス圧力 可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度 可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (3/4)

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)	
1.9.2.1 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視			
a. 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視)	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
	操作	格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ※ ¹
		格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (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：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (4/4)

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)	
1.9.2.1 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視			
b. 格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ^{※1} 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ^{※1}
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ^{※1}
	操作	格納容器内の水素濃度	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		格納容器内の酸素濃度	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
		補機監視機能	残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)

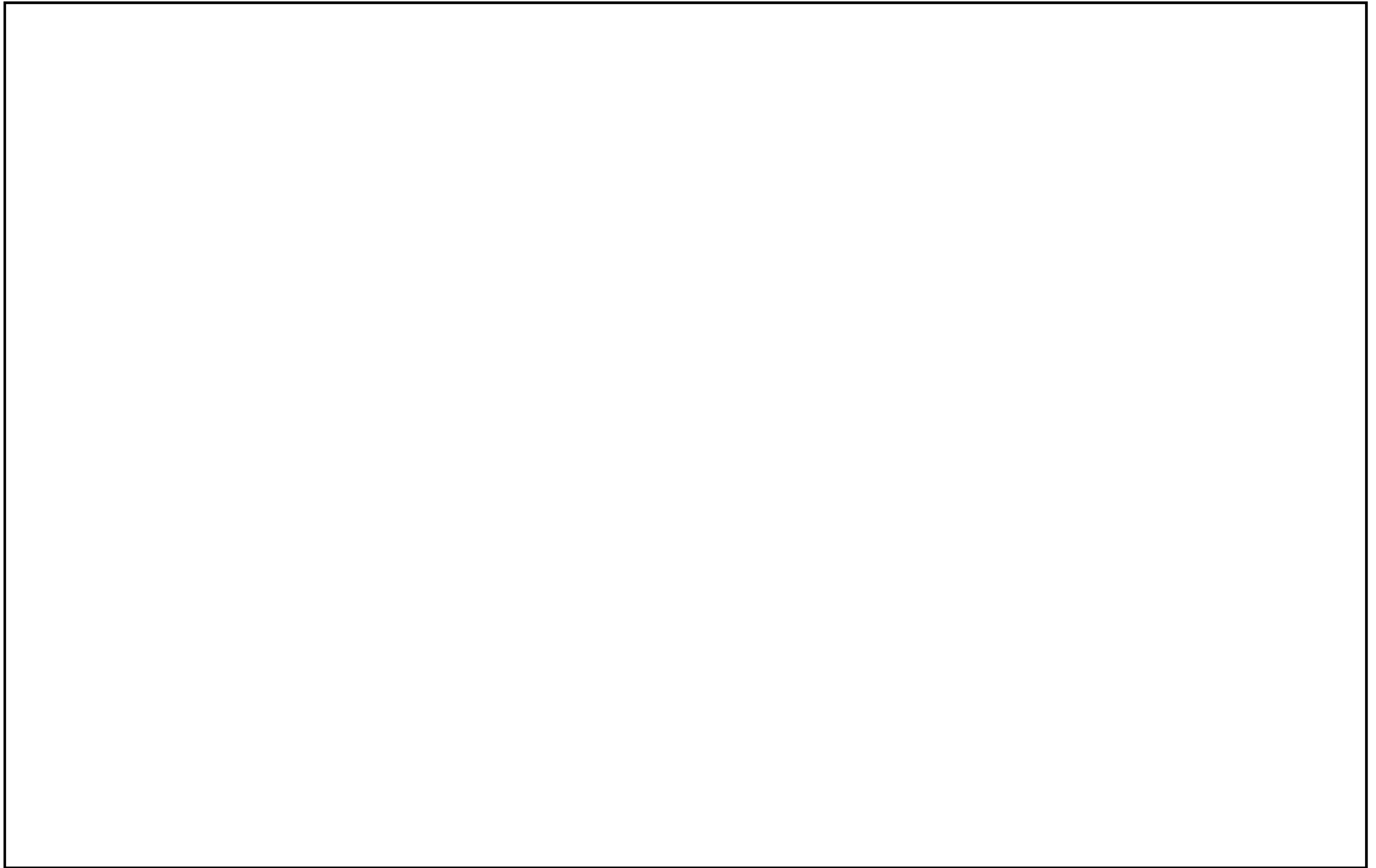
※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

※2: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

第1.9-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

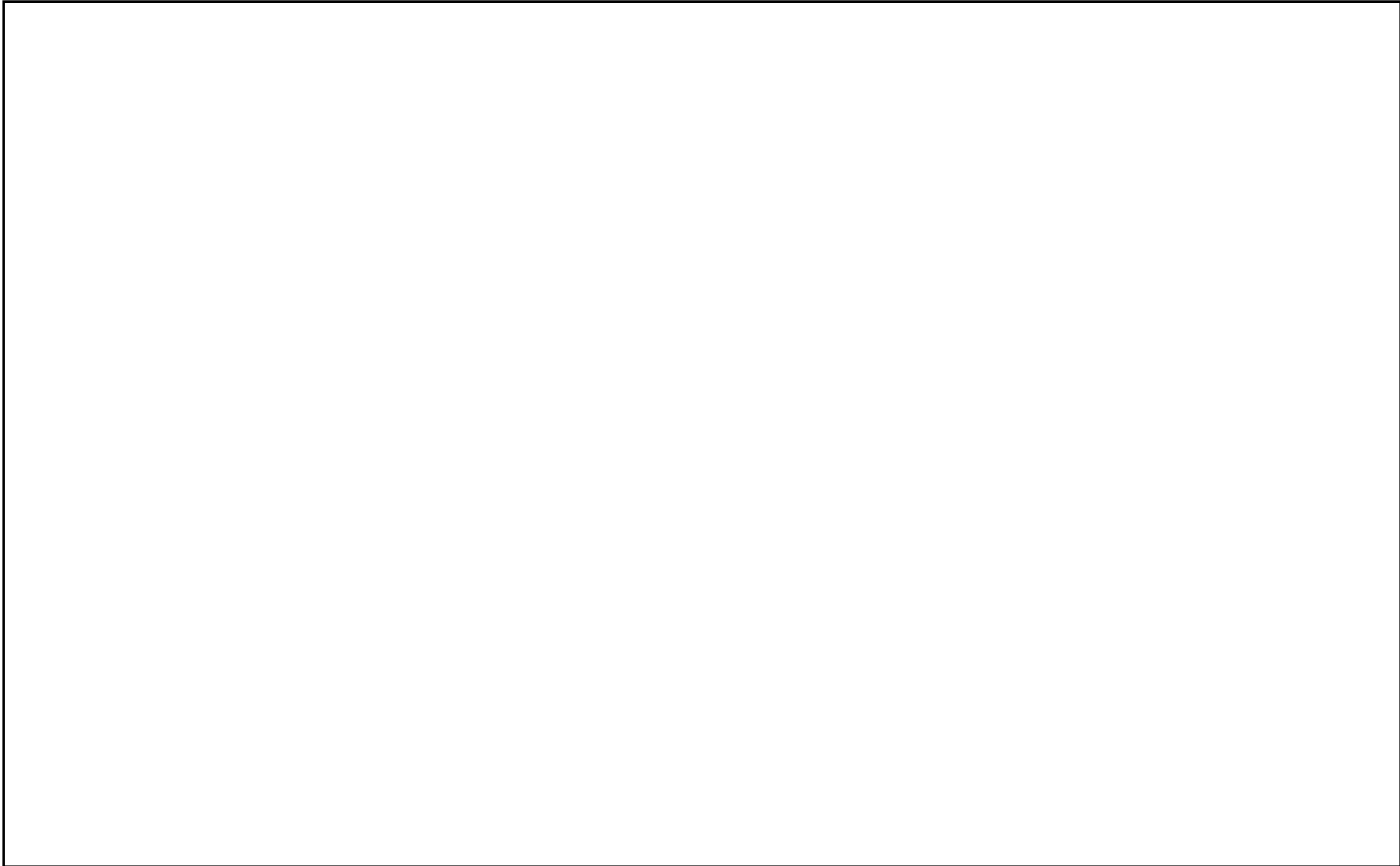
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.9】 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p>	格納容器圧力逃がし装置	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用M C C 緊急用直流125V主母線盤</p>
	不活性ガス系弁	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 M C C 2 C系 M C C 2 D系 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B</p>
	水素濃度及び酸素濃度監視計器類	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用M / C 緊急用P / C 緊急用M C C 緊急用直流125V主母線盤</p>
	中央制御室監視計器類	<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M C C 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 緊急用直流125V主母線盤</p>



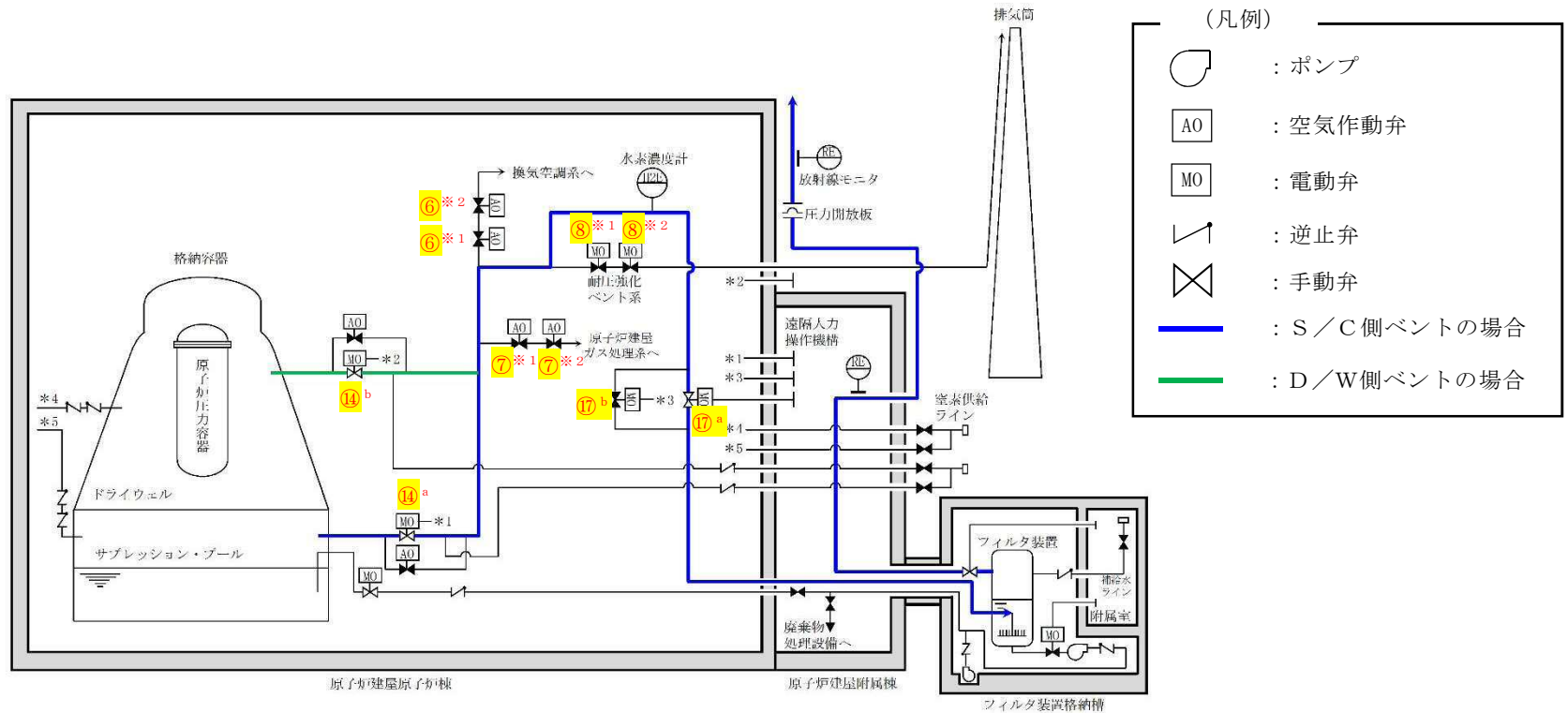
第1.9-1図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱-1」における対応フロー



第1.9-2図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「除熱-3」における対応フロー



第1.9-3図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「放出」における対応フロー



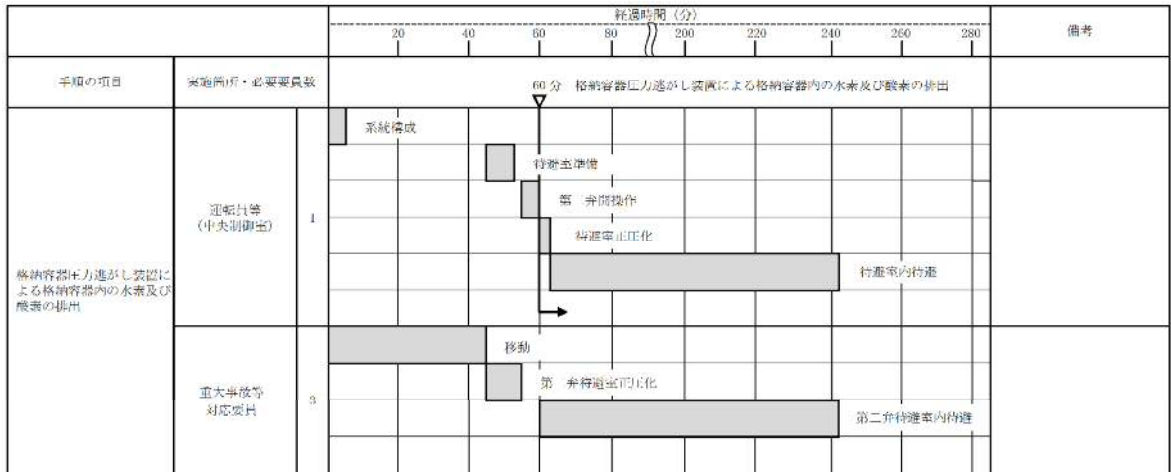
操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥※1	換気空調系一次隔離弁	⑧※2	耐圧強化ベント系二次隔離弁
⑥※2	換気空調系二次隔離弁	⑭ ^a	一次隔離弁 (S/C側)
⑦※1	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	⑭ ^b	一次隔離弁 (D/W側)
⑦※2	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	⑰ ^a	二次隔離弁
⑧※1	耐圧強化ベント系一次隔離弁	⑰ ^b	二次隔離弁バイパス弁

記載例 ①：操作手順番号を示す。

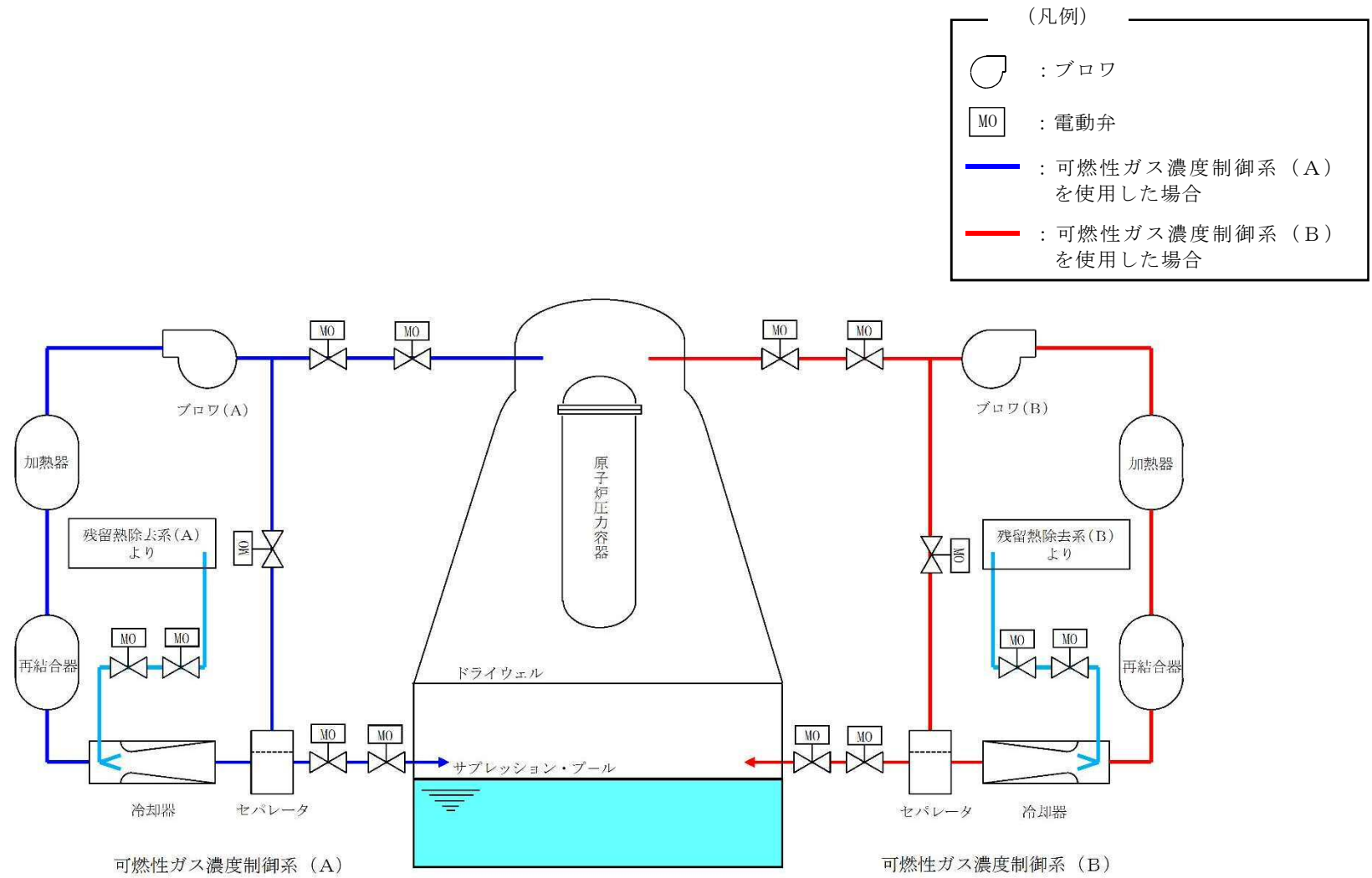
a：操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。

※1：操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.9-4図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出 概要図



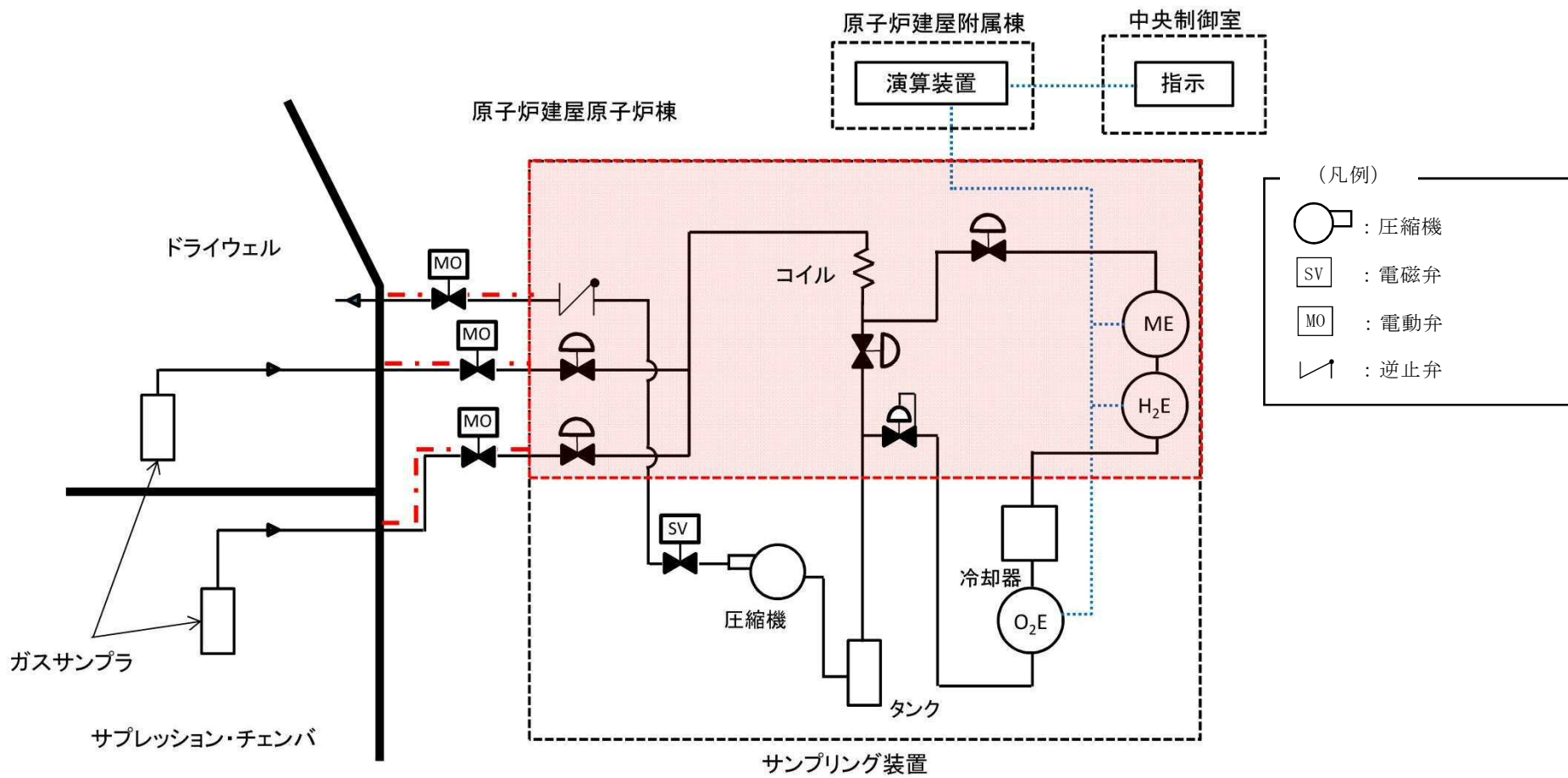
第1.9-5図 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出
タイムチャート



第1.9-6図 可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御 概要図

		経過時間(分)										備考	
		5	10	15	165	170	175	180	185				
手順の項目	実施箇所・必要要員数												
可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御	運転員等 (中央制御室)	1											

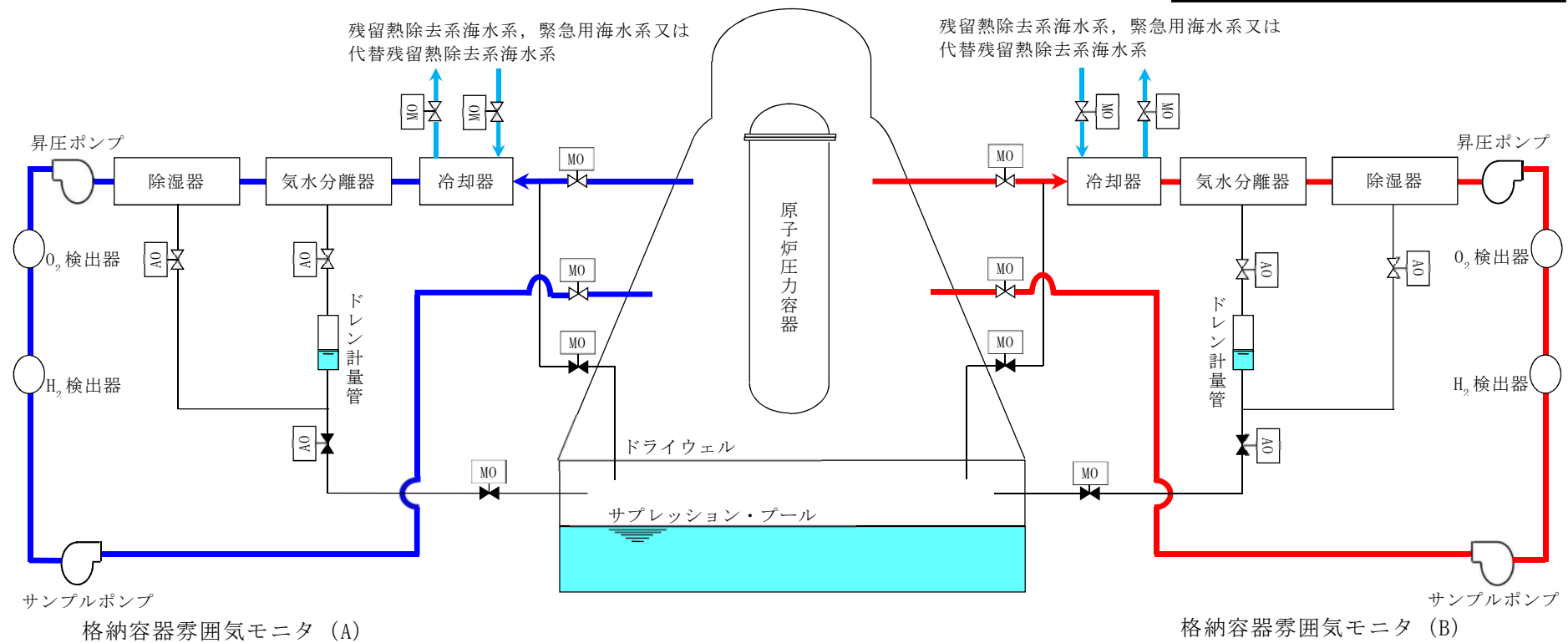
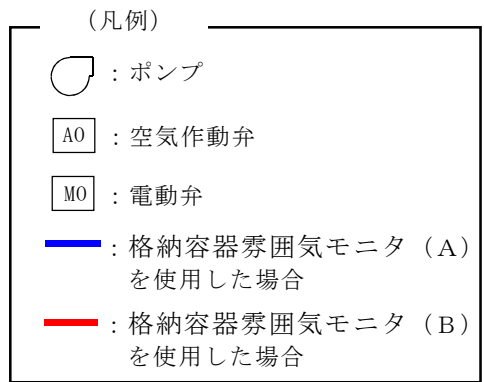
第1.9-7図 可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御 タイム
チャート



第1.9-8図 格納容器内水素濃度(S A)及び格納容器内酸素濃度(S A)による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視概要図

		経過時間(分)									備考	
		5	10	15	20	25	30	35	40	45		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	<div style="text-align: center;"> 系統起動 30分 33分 測定開始 系統脱気、起動操作 測定開始 </div>										
格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	運転員等 (中央制御室)											

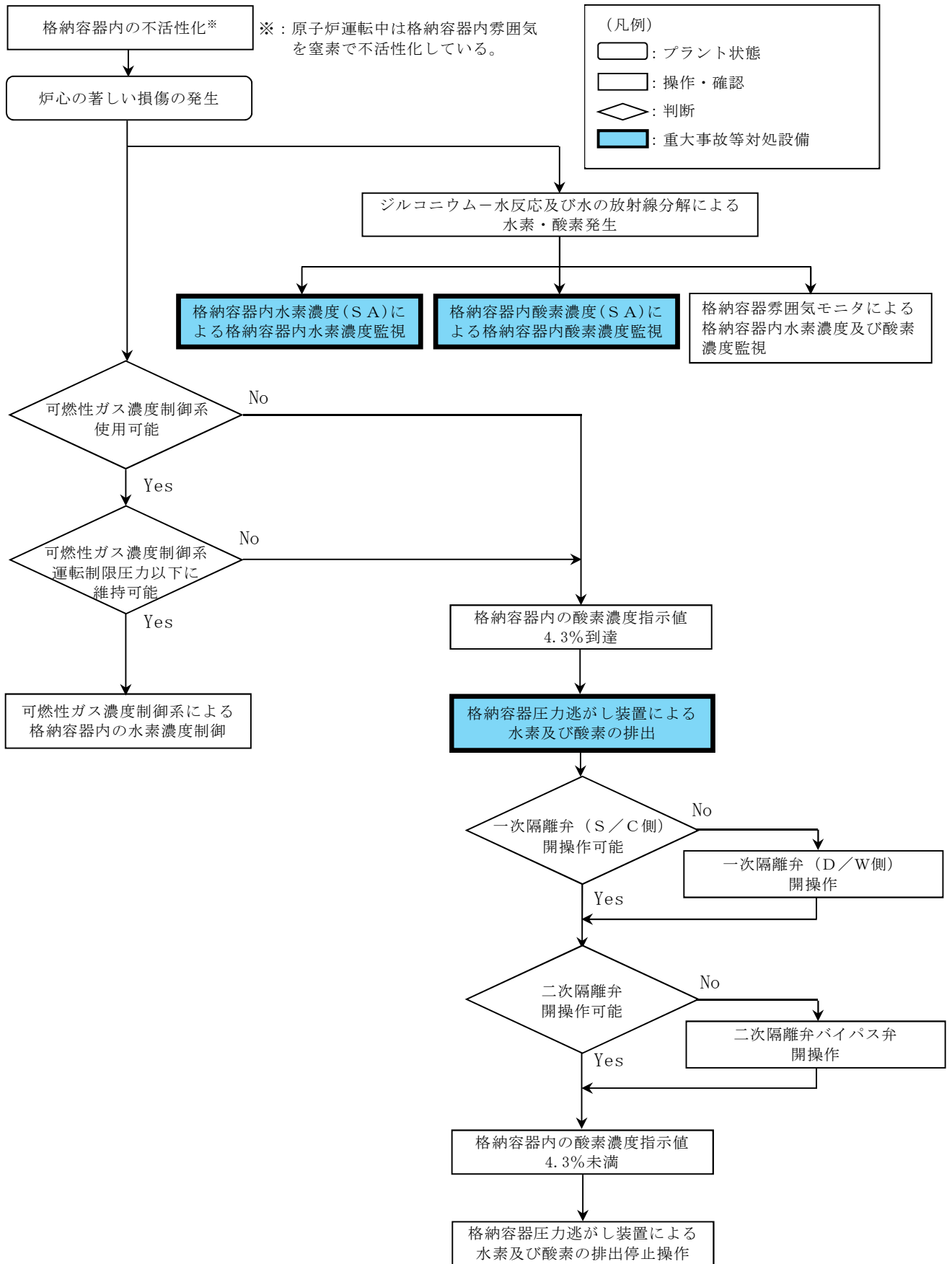
第1.9-9図 格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)による
格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 タイムチャート



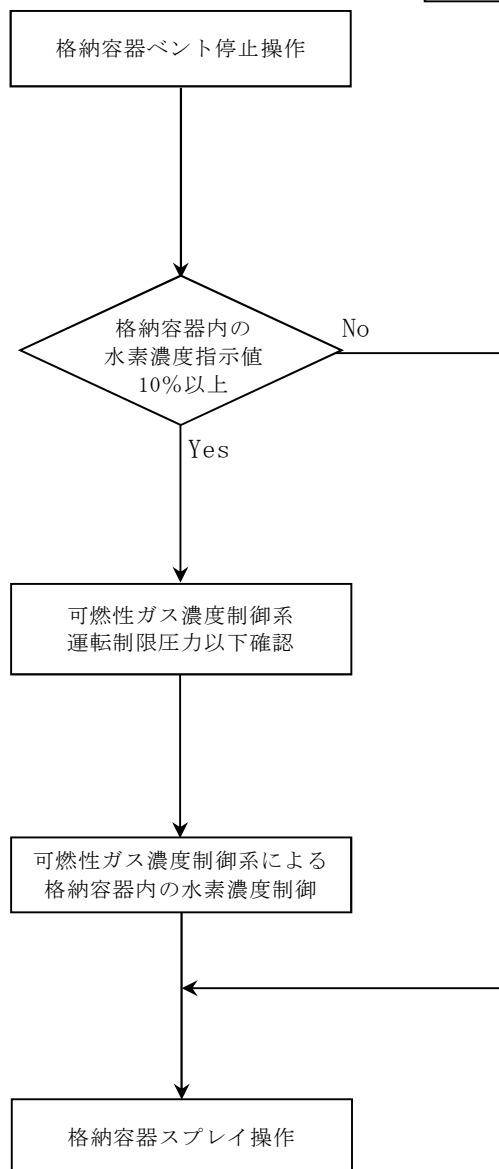
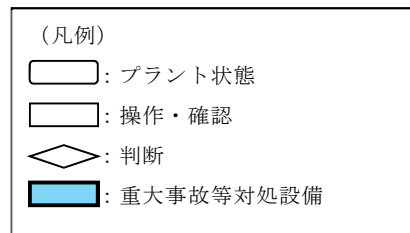
第1.9-10図 格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 概要図

		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	格納容器雰囲気モニタ起動 5分										
格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	運転員等 (中央制御室)	1										

第1.9-11図 格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 タイムチャート



第1.9-12図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)



第1.9-12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（1/5）

技術的能力審査基準（1.9）	番号	設置許可基準規則（第52条）	技術基準規則（第67条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止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、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止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、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑤
<p>【解釈】 1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためには、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行う。」</p>	—	<p>【解釈】 1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためには、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67条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためには、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)BWR a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p><BWR> a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。</p>	<p><BWR> a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。</p>	⑥
<p>(2)PWRのうち必要な原子炉 a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	—	<p><PWRのうち必要な原子炉> b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p>	<p><PWRのうち必要な原子炉> b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p>	—
<p>(3)BWR及びPWR共通 a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためには、交流又は直流電源との給電を可能とする。</p>	③	<p><BWR及びPWR共通> c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p>	<p><BWR及びPWR共通> c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p>	⑦
<p>b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応による放射線分解の水素及び酸素による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p>	④	<p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p>	<p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p>	⑧
		<p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑨

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。
不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置づけない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/5)

■: 重大事故等対処設備 ■: 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
格納容器内不活性化による 格納容器水素爆発防止	不活性ガス系※1	既設	① ② ⑤ ⑥	—	—	—	—	—	—
格納容器内の水素及び酸素の排出 による 格納容器圧力逃がし装置による	格納容器圧力逃がし装置	新設	① ④ ⑤ ⑦	可燃性ガス濃度制御系による 格納容器内の水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合器プロワ	常設	6分以内	1名	自主対策とする理由は本文参照
	フィルタ装置入口水素濃度	新設			可燃性ガス濃度制御系再結合装置	常設			
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	新設			可燃性ガス濃度制御系配管・弁	常設			
	不活性ガス系配管・弁	既設			残留熱除去系ポンプ	常設			
	耐圧強化ベント系配管・弁	新設		—	—	—	—	—	—
	格納容器圧力逃がし装置配管・弁	新設		—	—	—	—	—	—
	格納容器	既設		—	—	—	—	—	—
	真空破壊弁 (S/C→D/W)	既設		—	—	—	—	—	—

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。
不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置づけない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/5)

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 格納容器内水素濃度(SA)及び 格納容器内酸素濃度(SA)による	格納容器内水素濃度(SA)	新設	① ⑤ ⑧	格納容器内水素濃度及び 酸素濃度監視 格納容器内水素濃度(SA)による	格納容器雰囲気モニタ	常設	5分以内	1名	自主対策とする理由 は本文参照
	格納容器内酸素濃度(SA)	新設			残留熱除去系海水ポンプ	常設			
	—	—	—		緊急用海水ポンプ	常設			
	—	—	—		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬			
	—	—	—		非常用取水設備	常設			
	—	—	—		燃料補給設備	常設 可搬			
代替電源設備による 必要な設備への給電	格納容器圧力逃がし装置	新設	① ③ ⑤ ⑨	—	—	—	—	—	—
	格納容器内水素濃度(SA)	新設							
	格納容器内酸素濃度(SA)	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	常設代替直流電源設備	新設							
	可搬型代替直流電源設備	新設							
燃料補給設備	新設								

※1: 原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。
不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置づけない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/5)

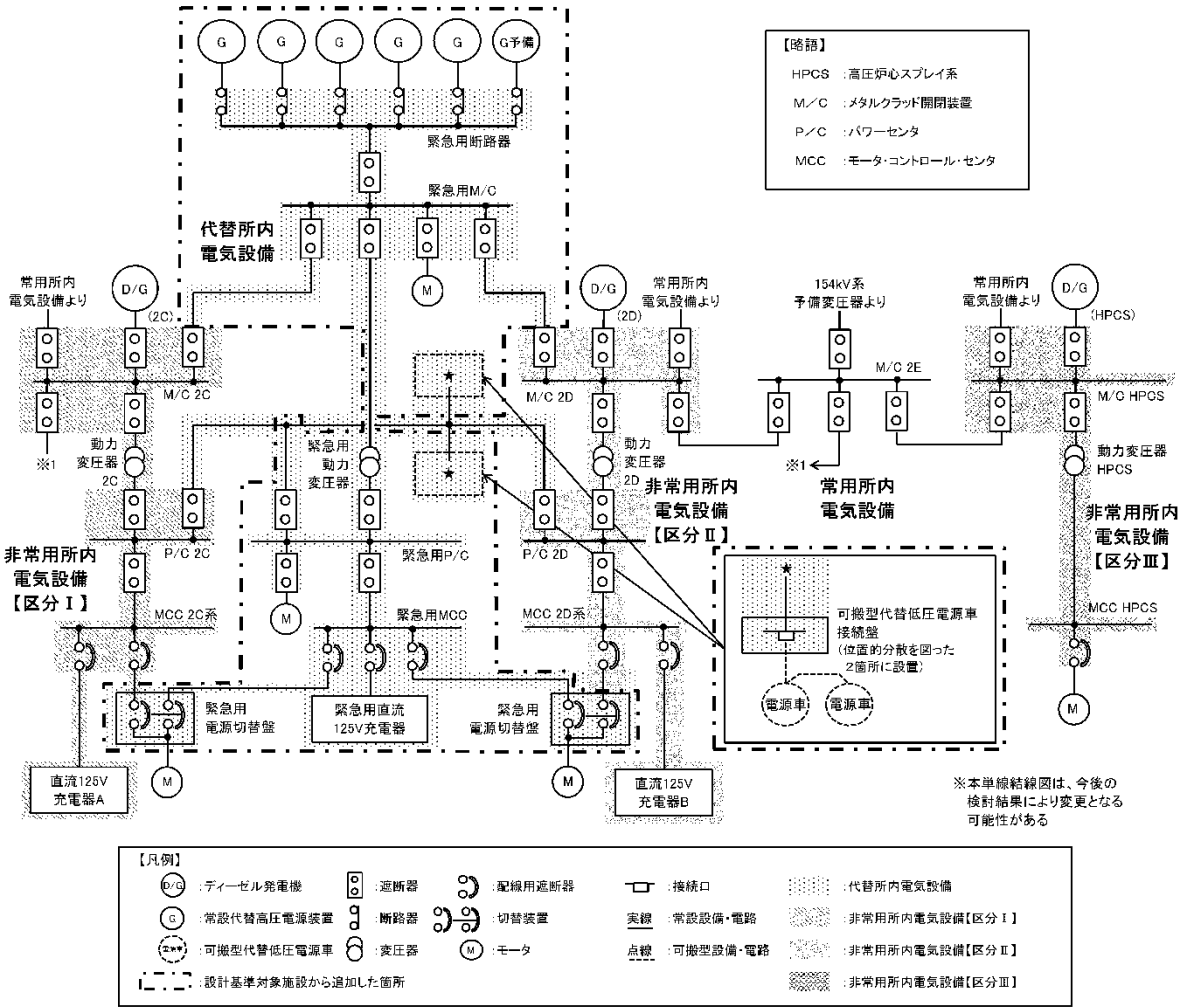
技術的能力審査基準 (1.9)	適合方針
<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による格納容器の破損を防止するための手段として原子炉運転中の格納容器内の不活性化及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】 1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止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)BWR a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>原子炉運転中の格納容器内を不活性ガス（窒素）置換により格納容器内雰囲気の不活性化することで格納容器内における水素爆発による格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備する。</p>

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。
 不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置づけない。

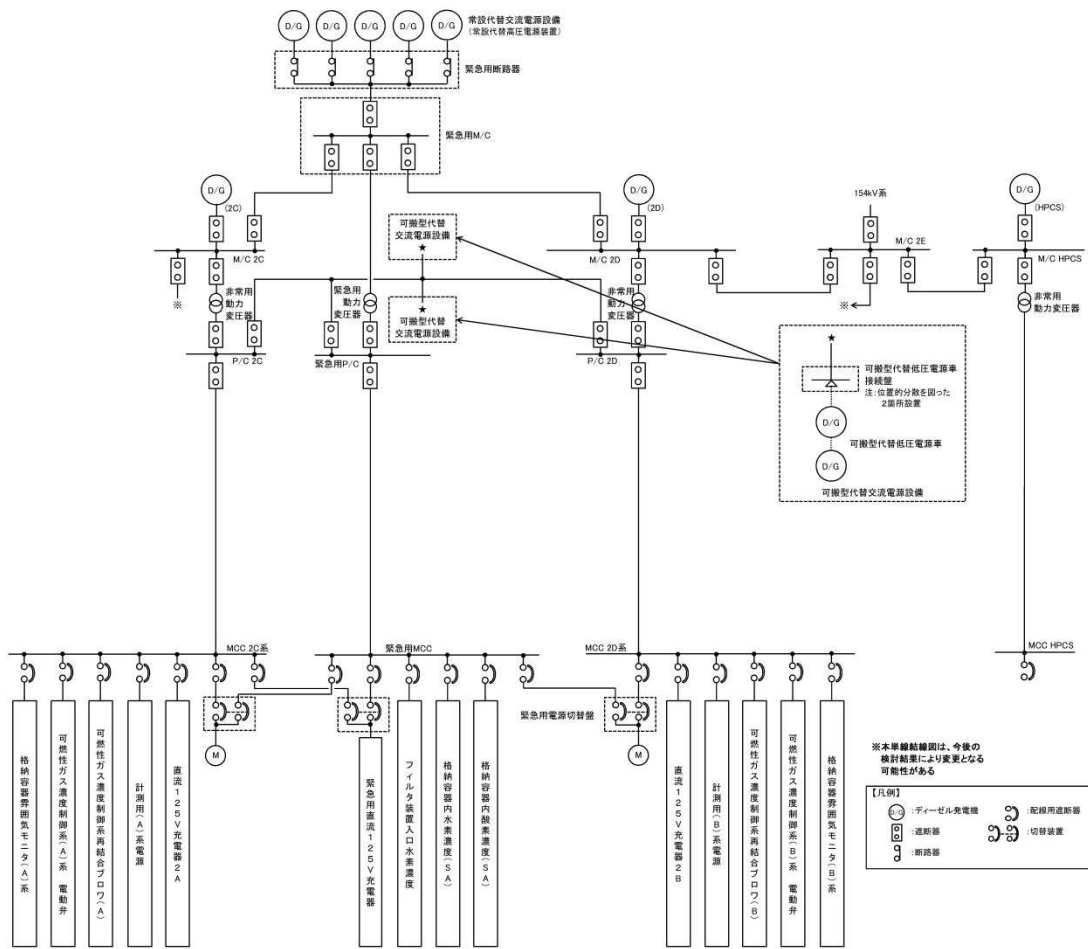
審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/5)

技術的能力審査基準 (1.9)	適合方針
<p>(3)BWR及びPWR共通</p> <p>a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合においても、格納容器内における水素爆発による格納容器の破損を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。</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)BWR及びPWR共通</p> <p>b) 炉心の著しい損傷後、水—ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合においても格納容器内における水素爆発による格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出するために必要な手順等を整備する。</p>

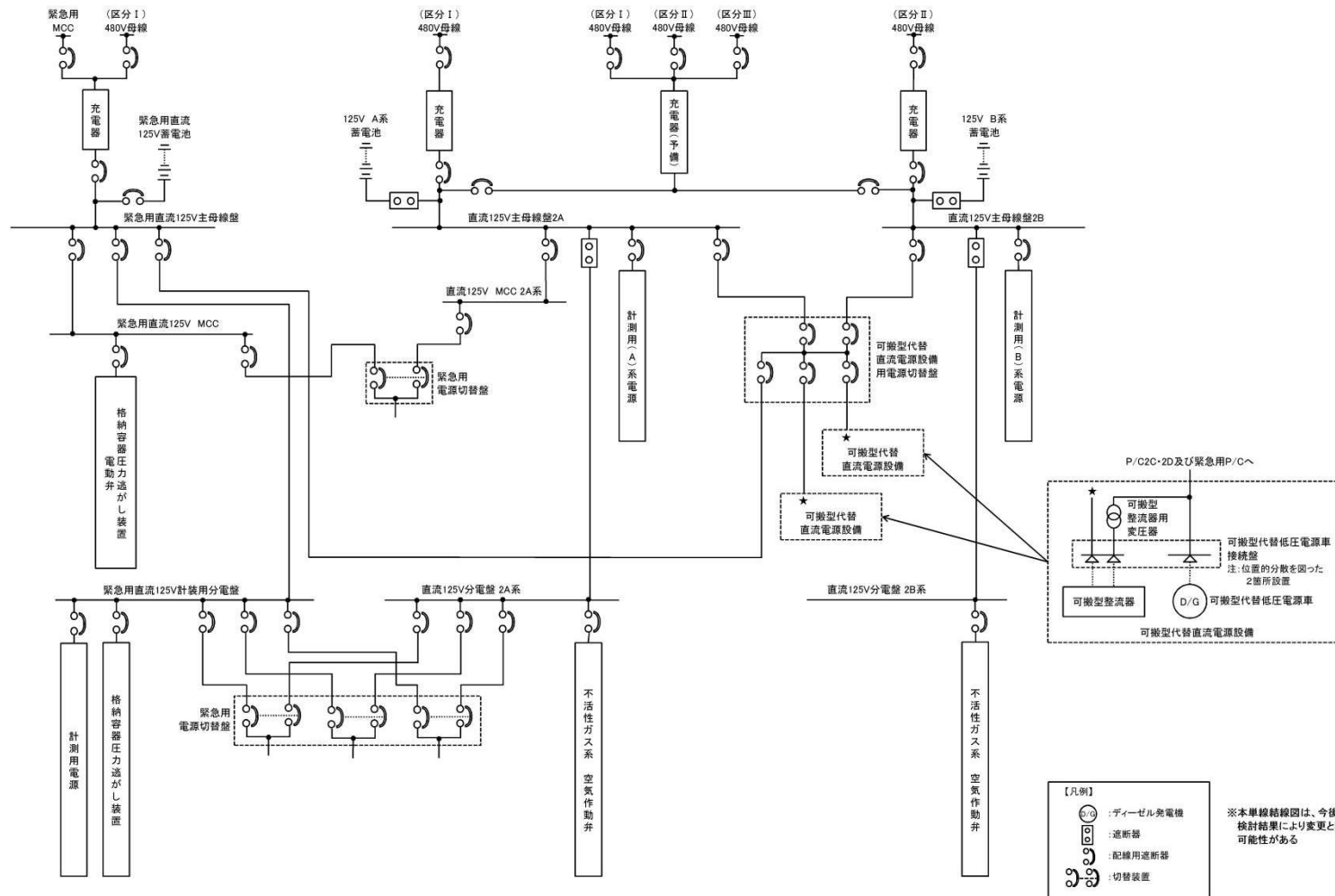
※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。
 不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置づけない。



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3図 対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）

解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

手順		操作手順記載内容	解釈
1.9.2.1 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手順	(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止	a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出	原子炉圧力容器温度で300℃以上
			格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度 (S/A)、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 指示値にて4.3%に到達
			原子炉圧力容器温度で300℃以上
			格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力 (310kPa [gage]) 以下
		b. 可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御	格納容器内の水素濃度が格納容器内水素濃度 (S/A)、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 指示値にて10%以上に到達
	(3) 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	a. 格納容器内水素濃度 (S/A) 及び格納容器内酸素濃度 (S/A) による格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	原子炉圧力容器温度で300℃以上
			原子炉圧力容器温度で300℃以上
		b. 格納容器雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	原子炉圧力容器温度で300℃以上
		原子炉圧力容器温度で300℃以上	

2. 操作手順の解釈一覧 (1/2)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.9.2.1 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手順	(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止	a. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出	換気空調系一次隔離弁	-
			換気空調系二次隔離弁	-
			原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	-
			原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	-
			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	-
			格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度 (S/A)、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 指示値にて4.3%に到達	格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度 (S/A)、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 指示値にて4.3%に到達
			一次隔離弁 (S/C側)	-
			一次隔離弁 (D/W側)	-
			二次隔離弁	-
			二次隔離弁バイパス弁	-
			格納容器内水素濃度 (S/A)、格納容器内酸素濃度 (S/A)、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 及び格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 指示値の低下	格納容器内水素濃度 (S/A)、格納容器内酸素濃度 (S/A)、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 及び格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 指示値の低下
フィルタ装置入口水素濃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) 指示値の上昇	フィルタ装置入口水素濃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) 指示値の上昇			
格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度 (S/A)、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 及び格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 指示値にて4.3%未満	格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度 (S/A)、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 及び格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 指示値にて4.3%未満			

2. 操作手順の解釈一覧 (2/2)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.9.2.1 水素爆発による格納容器の破損を防止するための対応手順	(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器水素爆発防止	b. 可燃性ガス濃度制御系による格納容器内の水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量, 可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量及び可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力指示値の上昇	可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量, 可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量及び可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力指示値の上昇
			可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度, 可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度, 可燃性ガス濃度制御系再結合器ガス温度, 可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度及び可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度指示値の上昇	可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度, 可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度, 可燃性ガス濃度制御系再結合器ガス温度, 可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度及び可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度指示値の上昇
			可燃性ガス濃度制御系のウォームアップ運転が完了	可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度指示値が649℃に到達し, ウォームアップ運転が完了
			格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が低下	格納容器内水素濃度 (SA), 格納容器内酸素濃度 (SA), 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 及び格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 指示値が低下

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

< 目 次 >

1.10.1 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. 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手段 及び設備

(a) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

(b) 格納容器外への水素漏えい抑制

(c) 水素排出による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 手順等

1.10.2 重大事故等時の手順

1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手 順

(1) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応 手順

a. 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視

b. 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための設備の電 源を代替電源設備から給電する手順

(2) 格納容器外への水素漏えいを抑制するための対応手順

a. 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水

b. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／ 海水）

(3) 水素排出による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手順

a. 原子炉建屋原子炉棟ベントによる水素の排出

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

1.10.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.10.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.10.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.10.3 重大事故対策の成立性

1. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）

2. 原子炉建屋原子炉棟ベントによる水素の排出

添付資料1.10.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

2. 操作手順の解釈一覧

3. 操作の成立性の解釈一覧

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

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止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 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止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。
 - a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内に放出され、格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止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。

1.10.1 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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内で発生した水素が格納容器のフランジ部等から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合に、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷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。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内で発生した水素の格納容器外への漏えいを抑制するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

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

※1 自主対策設備：技術基準上の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五十三条及び技術基準規則第六十八条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査基準及び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、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1.10-1表に整理する。

a. 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手段及び設備

(a) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

i) 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内で発生した水素が格納容器のフランジ部等から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした場合に、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止するため、静的触媒式水素再結合器により漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させる手段がある。

なお、静的触媒式水素再結合器は触媒反応により受動的に起動する設備であり、運転員等による起動操作は必要としない。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置により静的触媒式水素再結合器の動作状況を監視する手段がある。

静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 静的触媒式水素再結合器
- ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

ii) 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度監視設備により測定し、監視する手段がある。

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉建屋水素濃度

上記設備は二次格納施設内に5個（うち、原子炉建屋原子炉棟6階※1に2個）設置する。

※1 原子炉建屋原子炉棟6階：原子炉建屋原子炉棟最上階である。

iii) 代替電源設備による必要な設備への給電

上記「1.10.1(2) a.(a) i) 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制」及び「1.10.1(2) a.(a) ii) 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視」で使用する設備について、全交流動力電源喪失又は直流電源喪失時に代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源設備による必要な設備へ給電し使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉建屋水素濃度

(b) 格納容器外への水素漏えい抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器頂部注水系（常設）及び格納容器頂部注水系（可搬型）により格納容器頂部を冷却し、格納容器トップヘッドフランジのシール材の熱劣化を緩和することにより、格納容器トップヘッドフランジからの水素の漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止する手段がある。

i) 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水

格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの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) 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水
（淡水／海水）

格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・代替淡水貯槽

- (c) 水素排出による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止

- i) 原子炉建屋原子炉棟ベントによる水素の排出

原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいし、原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度が上昇した場合、原子炉建屋原子炉棟ベント弁を開放し、原子炉建屋原子炉棟6階天井部の水素を外部へ排出することで水素の建屋内滞留を防止する手段がある。

原子炉建屋原子炉棟ベントによる水素の排出で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉建屋原子炉棟ベント弁

また、原子炉建屋原子炉棟ベント弁を開放する場合は、放水砲を用いた原子炉建屋原子炉棟への放水を実施する。放水砲を用いた原子炉建屋原子炉棟への放水で使用する設備については、「1.12.1(2) a.(a) 大気への放射性物質の拡散抑制」にて整備する。

- (d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.10.1(2) a.(a) i) 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制」で使用する設備のうち、静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.10.1(2) a.(a) ii) 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視」で使用
する設備のうち、原子炉建屋水素濃度は重大事故等対処設備として
位置づける。

「1.10.1(2) a.(a) iii) 代替電源設備による必要な設備への給電」
で使用
する設備のうち、原子炉建屋水素濃度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ている設備が全
て網羅されている。

(添付資料1.10.1)

以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷が発生した場
合においても、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の破損を防止する
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。

- ・常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、代替淡
水貯槽

格納容器からの水素漏えい防止効果に不確かさはあるが、格納
容器頂部を冷却することで格納容器トップヘッドフランジのシー
ル材の熱劣化を緩和することは可能と考えられることから、原子
炉建屋原子炉棟内への水素漏えい対策として有効である。

- ・原子炉建屋原子炉棟ベント弁

原子炉建屋原子炉棟天井部を開放する操作であり放射性物質を
低減する機能はないが、仮に原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした
水素が静的触媒式水素再結合器で処理しきれない場合に、原子炉

建屋原子炉棟外へ水素を排出することにより水素の建屋内滞留を防止する手段の一つとして有効である。

b. 手順等

上記「a. 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するため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^{※1}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1.10-1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1.10-2表，第1.10-3表）

※1 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1.10.2）

1.10.2 重大事故等時の手順

1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手順

(1) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手順

a. 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内で発生した水素が格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする可能性があることから、原子炉建屋水素濃度にて原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度及び原子炉建屋原子炉棟6階以外のエリアの水素濃度（以下「原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度」という。）を監視する。また、静的触媒

式水素再結合器の動作状況を確認するため、静的触媒式水素再結合器動作監視装置にて静的触媒式水素再結合器の出入口温度を監視する。

なお、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値の上昇を確認した場合は、原子炉建屋ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、原子炉建屋ガス処理系を停止する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}。

※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。

(b) 操作手順

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視手順の概要は以下のとおり。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉建屋水素濃度による原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置による静的触媒式水素再結合器の動作状況の監視を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋水素濃度による原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置による静的触媒式水素再結合器の動作状況の監視を強化し、発電長に報告する。また、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素再結合器の動作状況の監視を強化し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値の上昇を確認し、水素濃度指示値が2%に到達した場合には、原子炉建屋ガス処理系の停止を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値の上昇を確認し、水素濃度指示値が2%に到達した場合、原子炉建屋ガス処理系が運転中であれば原子炉建屋ガス処理系を停止し、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1名にて作業を実施した場合、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を確認してから原子炉建屋ガス処理系の停止まで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。

b. 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順

炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。

なお、代替電源設備により給電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。

(2) 格納容器外への水素漏えいを抑制するための対応手順

a. 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水

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

(a) 手順着手の判断基準

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

※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。

(b) 操作手順

格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.10-1図及び第1.10-2図に、概要図を第1.10-3図に、タイムチャートを第1.10-4図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエル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、運転員等に常設低圧代替注水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、常設低圧代替注水系ポンプを起動し、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上であることを確認し、発電長に報告する。

- ⑤発電長は、運転員等に格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水の系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉ウエル注水弁を開にし、発電長に報告する。
- ⑦発電長は、運転員等にドライウエル雰囲気温度指示値が190℃に到達したことを確認し、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水の開始を指示する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、原子炉ウエル注水ライン流量調整弁を開とし、原子炉ウエルへの注水流量を約50m³/hに調整する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、原子炉ウエルへの注水が開始されたことをドライウエル雰囲気温度指示値の低下により確認し、発電長に報告する。
- ⑩発電長は、運転員等にドライウエル雰囲気温度指示値を確認し原子炉ウエルへの注水後の停止操作を指示する。
- ⑪運転員等は中央制御室にて、ドライウエル雰囲気温度指示値が171℃未満まで低下したことを確認後、原子炉ウエル注水ライン流量調整弁及び原子炉ウエル注水弁を閉とし、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水を停止したことを発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水開始まで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、原子炉ウエル注水を実施した後は、蒸発による水位低下を考

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

b. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）

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

(a) 手順着手の判断基準

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

※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。

(b) 操作手順

格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フロー図を第1.10-1図及び第1.10-2図に、概要図を第1.10-5図に、タイムチャートを第1.10-6図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に格納容器頂部注水系配管・弁の接続口への格納容器頂部注水系（可搬型）の接続を依頼する。
- ②災害対策本部長は、発電長に格納容器頂部注水系（可搬型）で使用する格納容器頂部注水系配管・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格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水の準備を指示する。
- ④発電長は、運転員等に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水の準備を指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル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し、発電長に報告する。
- ⑥発電長は、運転員等に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水の系統構成を指示する。
- ⑦^a 西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合
運転員等は中央制御室にて、原子炉ウェル注水弁及び原子炉ウェル注水ライン流量調整弁を開にし、発電長に報告する。
- ⑦^b 東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合
運転員等は中央制御室にて、原子炉ウェル注水弁及び原子炉ウェル注水ライン流量調整弁を開にし、発電長に報告する。
- ⑧発電長は、災害対策本部長に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水の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。

- ⑨重大事故等対応要員は、災害対策本部長に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑩災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡する。
- ⑪災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。
- ⑫重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、西側接続口又は東側接続口の弁を開とし、可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。
- ⑬災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。
- ⑭発電長は、運転員等にドライウェル雰囲気温度指示値が190℃に到達したことを確認し、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水流量調整及び注水が開始されたことの確認を指示する。
- ⑮^a 西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合
運転員等は中央制御室にて、原子炉ウェル注水ライン流量調整弁を調整し、原子炉ウェルへの注水流量を約50m³/hに調整する。
- ⑮^b 東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合
運転員等は中央制御室にて、原子炉ウェル注水ライン流量調整弁を調整し、原子炉ウェルへの注水流量を約50m³/hに調整する。
- ⑯運転員等は中央制御室にて、原子炉ウェルへの注水が開始されたことをドライウェル雰囲気温度指示値の低下により確認し、発電長に報告する。

⑰発電長は、災害対策本部長に格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水が開始されたことを連絡する。

⑱発電長は、運転員等にドライウェル雰囲気温度指示値を確認し原子炉ウェルへの注水後の停止操作を指示する。

⑲^a 西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合

運転員等は中央制御室にて、ドライウェル雰囲気温度指示値が171℃未満まで低下したことを確認後、原子炉ウェル注水ライン流量調整弁及び原子炉ウェル注水弁を閉とし、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水を停止したことを発電長に報告する。

⑲^b 東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合

運転員等は中央制御室にて、ドライウェル雰囲気温度指示値が171℃未満まで低下したことを確認後、原子炉ウェル注水ライン流量調整弁及び原子炉ウェル注水弁を閉とし、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水を停止したことを発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェル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（西側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合）】

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

【中央制御室からの操作（東側接続口を使用した原子炉ウェルへの注水の場合）】

中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を重大事故等対応要員8名にて作業を実施した場合，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。

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

(添付資料1.10.3)

(3) 水素排出による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手順

a. 原子炉建屋原子炉棟ベントによる水素の排出

炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度が可燃限界に達する前に，原子炉建屋原子炉棟ベント弁を開放することにより，原子炉建屋原子炉棟6階の天井部に滞留した水素を原子炉建屋原子炉棟外に排出し，原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止する。

また，原子炉建屋原子炉棟ベント弁を開放する場合は，放水砲を用いた原子炉建屋原子炉棟への放水を実施する。なお，放水砲を用いた原子

炉建屋原子炉棟への放水手順については、「1.12.2.1(1) a. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度指示値が3%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。

(b) 操作手順

原子炉建屋原子炉棟ベントによる水素の排出の操作手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを第1.10-7図に、概要図を第1.10-8図に、タイムチャートを第1.10-9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建屋原子炉棟ベントの実施を依頼する。
- ②災害対策本部長は、重大事故等対応要員に原子炉建屋原子炉棟ベント弁の開放準備を指示する。
- ③発電長は、運転員等に原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度の継続的な監視を指示する。
- ④運転員等は、原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度を継続的な監視し、発電長に報告する。

- ⑤重大事故等対応要員は工具の準備を実施し，原子炉建屋原子炉棟ベント弁の開放準備完了を災害対策本部長に報告する。
- ⑥災害対策本部長は，重大事故等対応要員に原子炉建屋原子炉棟ベント弁の開放を指示する。
- ⑦重大事故等対応要員は，原子炉建屋原子炉棟ベント弁の開放を実施し，災害対策本部長に報告する。
- ⑧災害対策本部長は，発電長に原子炉建屋原子炉棟ベント弁を開放したことを連絡する。
- ⑨発電長は，運転員等に原子炉建屋原子炉棟ベントが実施されたことを，原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度が低下することにより確認するよう指示する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて，原子炉建屋原子炉棟ベントが実施されたことを原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度の低下により確認し，発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応を，重大事故等対応要員4名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから原子炉建屋原子炉棟ベントによる水素の排出開始まで45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，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。なお，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）を装備して行う。

(添付資料1.10.3)

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.10-10図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度を原子炉建屋水素濃度により監視する。

原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素が静的触媒式水素再結合器で処理しきれず、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が上昇し、原子炉建屋6階天井付近の水素濃度指示値が3%に到達した場合は、原子炉建屋原子炉棟内での水素爆発を防止するため、原子炉建屋原子炉棟ベントにより水素の排出を実施する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器雰囲気温度の上昇継続を確認した場合は、格納容器トップヘッドフランジからの水素漏えいを抑制するため、格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウェルへの注水を実施する。格納容器頂部注水系（常設）が使用できない場合は、格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水を実施する。

1.10.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

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、電動弁及び監視計器への電源確保手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、可搬型代替直流電源設

備及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

第1.10-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/2)

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	
水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止	-	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	主要設備	静的触媒式水素再結合器※1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	重大事故等 対処設備	—※1
			関連設備	—	—	
		原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視	主要設備	原子炉建屋水素濃度	重大事故等 対処設備	—
			関連設備	—	—	
		必要な設備への給電	主要設備	原子炉建屋水素濃度	重大事故等 対処設備	—※3
			関連設備	常設代替直流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 可搬型代替直流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等 対処設備	
格納容器外への水素漏えい抑制	-	格納容器頂部注水系(常設)による原子炉ウエルへの注水	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※2	自主対策 設備	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「注水-1」, 「注水-4」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 原子炉ウエル 常設代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等 対処設備	
			格納容器頂部注水系配管・弁	自主対策 設備		

※1: 静的触媒式水素再結合器は、運転員による操作不要の水素濃度制御設備である。
 ※2: 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。
 ※3: 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（2/2）

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	
格納容器外への水素漏えい抑制	—	格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水（淡水/海水）	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※3 代替淡水貯槽※2	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水－1」， 「注水－4」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 原子炉ウエル 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備※3	重大事故等対処設備	
				格納容器頂部注水系配管・弁	自主対策設備	
水素排出による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止	—	原子炉建屋原子炉棟ペントによる水素の排出	主要設備	原子炉建屋原子炉棟ペント弁	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「水素」 重大事故等対策要領
			関連設備	—	—	

※1：静的触媒式水素再結合器は，運転員による操作不要の水素濃度制御設備である。
 ※2：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。
 ※3：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1.10-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/3)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手順 (1) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手順			
a. 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
	操作	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度※ ¹ ・原子炉建屋原子炉棟6階 ・原子炉建屋原子炉棟2階 ・原子炉建屋原子炉棟地下1階 静的触媒式水素再結合器動作監視装置※ ¹
		補機監視機能	非常用ガス再循環系空気流量 非常用ガス処理系空気流量

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (2/3)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手順 (2) 格納容器外への水素漏えいを抑制するための対応手順			
a. 格納容器頂部注水系(常設)による原子炉ウエルへの注水	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W) ^{※1} 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C) ^{※1}
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ^{※1}
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ^{※1}
		水源の確認	代替淡水貯槽水位 ^{※1}
	操作	格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ^{※1}
		補機監視機能	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 格納容器頂部注水系(常設)注水流量
b. 格納容器頂部注水系(可搬型)による原子炉ウエルへの注水(淡水/海水)	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W) ^{※1} 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C) ^{※1}
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ^{※1}
		格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ^{※1}
		補機監視機能	格納容器頂部注水系(常設)注水流量 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確認	代替淡水貯槽水位 ^{※1}
	操作	格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度 ^{※1}
補機監視機能		格納容器頂部注水系(常設)注水流量 格納容器頂部注水系(可搬型)注水流量	

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (3/3)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手順 (3) 水素排出による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手順			
a. 原子炉建屋原子炉棟ベントによる水素の排出	判断基準	格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度※ ¹
	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度※ ¹ ・原子炉建屋原子炉棟 6 階	
	操作	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度※ ¹ ・原子炉建屋原子炉棟 6 階 ・原子炉建屋原子炉棟 2 階 ・原子炉建屋原子炉棟地下 1 階

※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：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

第1.10-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

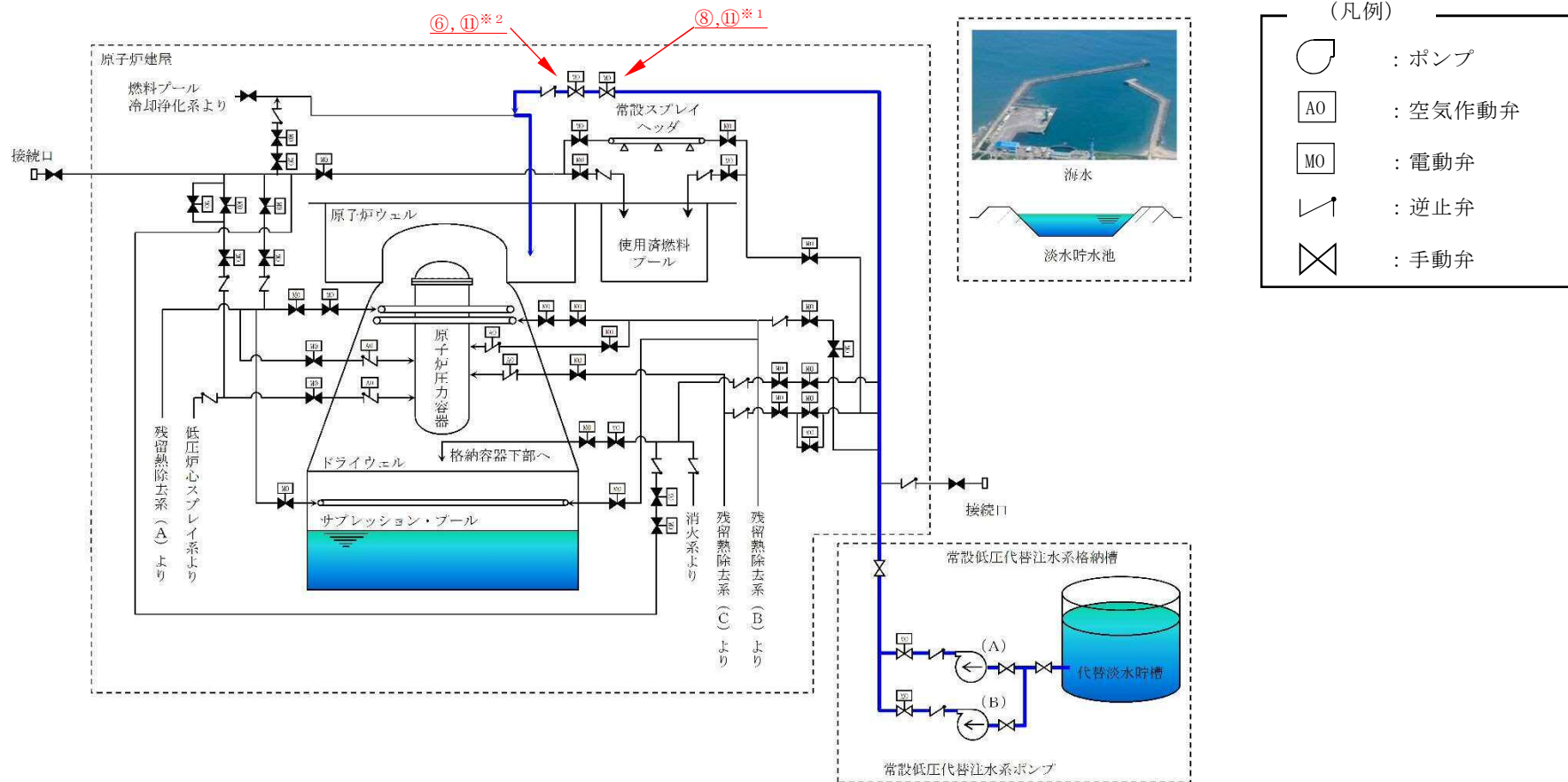
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.10】 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p>	<p>静的触媒式水素再結合器動作監視装置</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 直流125V主母線盤 2 A 直流125V主母線盤 2 B 緊急用直流125V主母線盤</p>
	<p>原子炉建屋水素濃度</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用M/C 緊急用P/C 緊急用M C C</p>
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用M C C 緊急用直流125V主母線盤</p>



第1.10-1図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-1」における対応フロー



第1.10-2図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント） 「注水-4」における対応フロー



操作手順	弁名称
⑥, ⑪※ ²	原子炉ウエル注水弁
⑧, ⑪※ ¹	原子炉ウエル注水ライン流量調整弁

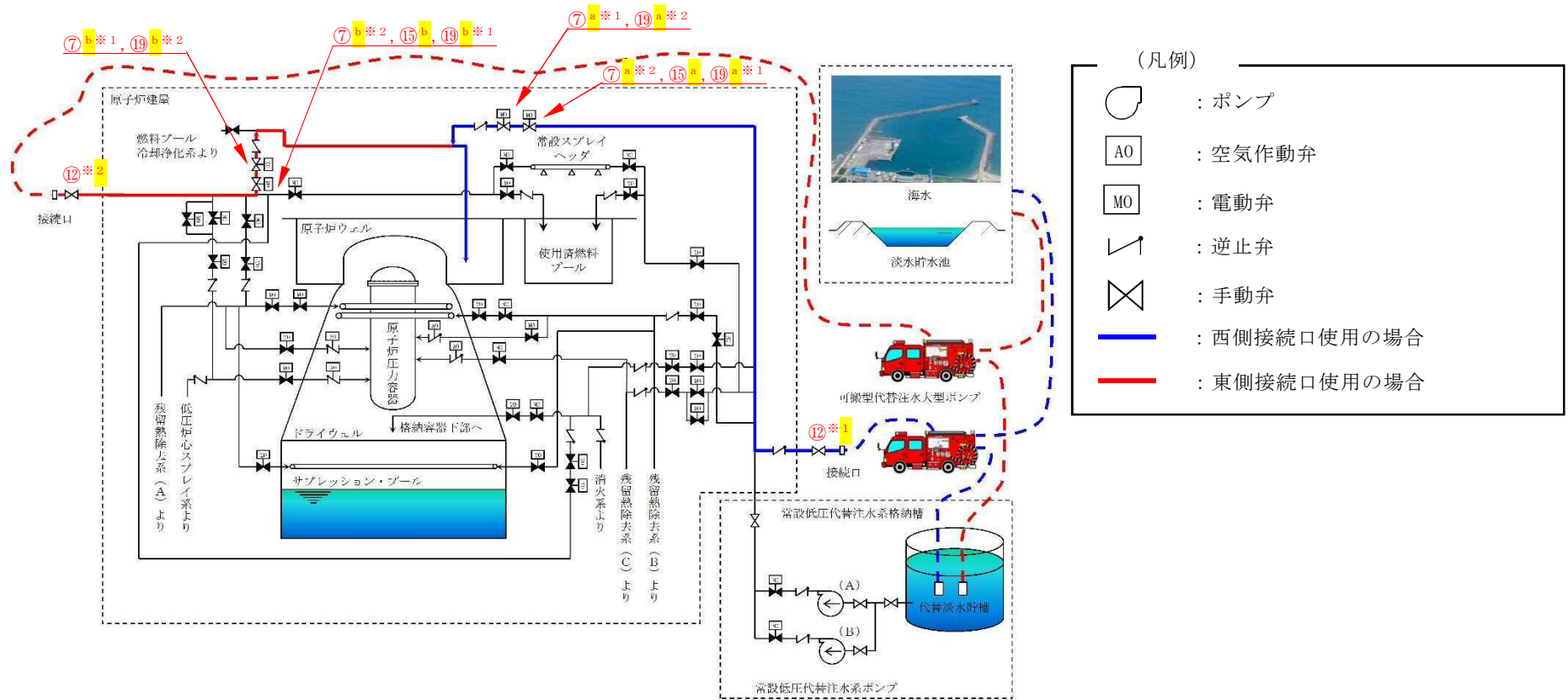
記載例 ①：操作手順番号を示す。

※1：操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.10-3図 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水 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 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエル注水											
格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエル注水	運転員等 （中央制御室）	1				▼	系統構成、注水開始操作						
						→							

第1.10-4図 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水タイムチャート



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑦ ^a *1, ⑱ ^a *2	原子炉ウェル注水弁	⑫*1	西側接続口付属の弁
⑦ ^a *2, ⑮ ^a , ⑱ ^a *1	原子炉ウェル注水ライン流量調整弁		
⑦ ^b *1, ⑱ ^b *2	原子炉ウェル注水弁	⑫*2	東側接続口付属の弁
⑦ ^b *2, ⑮ ^b , ⑱ ^b *1	原子炉ウェル注水ライン流量調整弁		

記載例 ①：操作手順番号を示す。

a：操作手順番号における異なる操作又は異なる確認対象を示す。

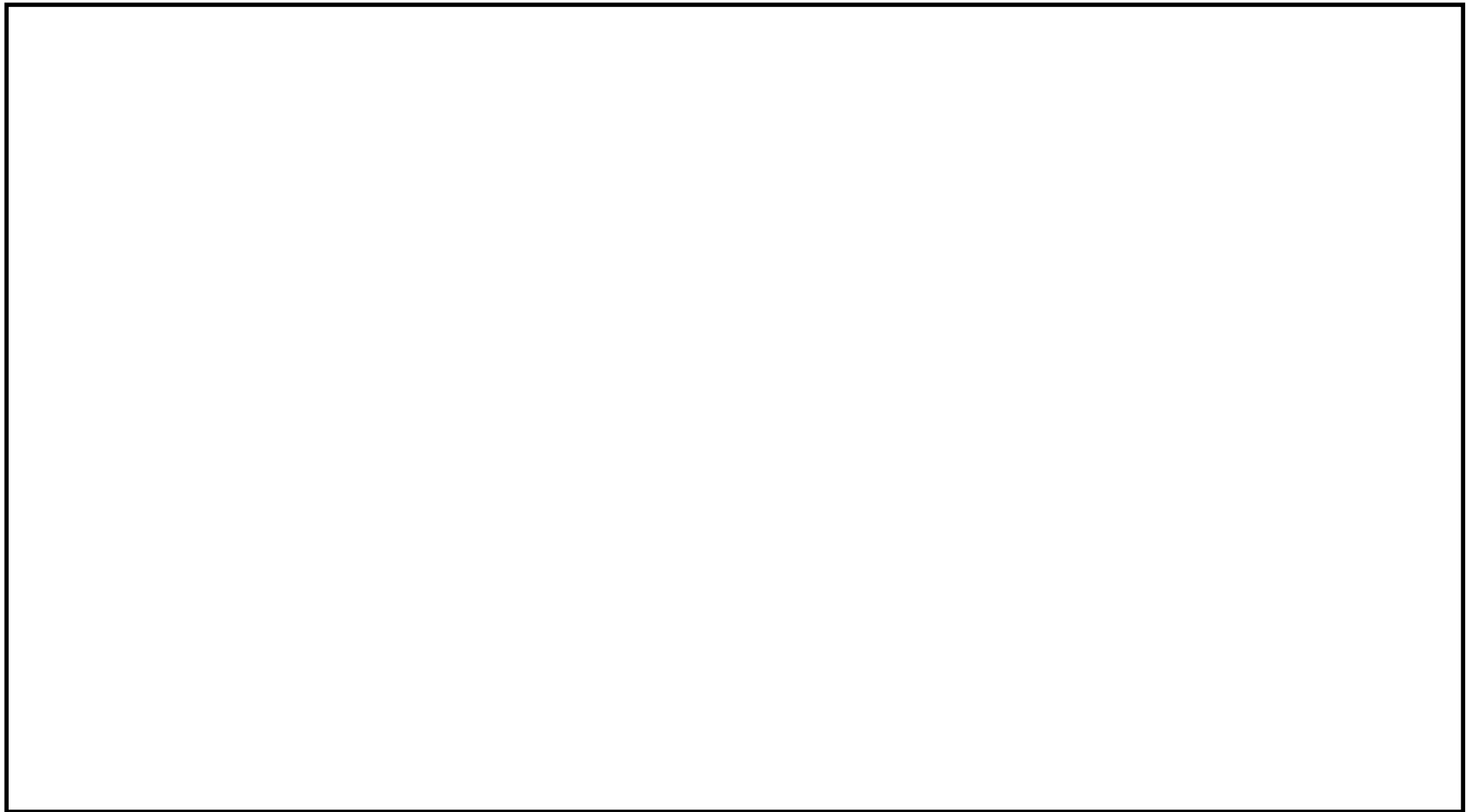
*1：操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.10-5図 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水） 概要図

		経過時間(分)																	備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180		
手順の項目	実施箇所・必要要員数	格納容器頂部注水系(可搬型)による原子炉ウエル注水 170分																			
格納容器頂部注水系(可搬型)による原子炉ウエル注水(淡水/海水) (西側接続口を使用した原子炉ウエルの場合)	運転員等(中央制御室)	1	系統構成																		
	重大事故等対応要員	8	準備																	淡水貯水池からの送水	
			移動(南側保管場所～淡水貯水池)																		
			ポンプ設置																		
			ホース敷設																		
送水準備,注水開始操作(※1)																					

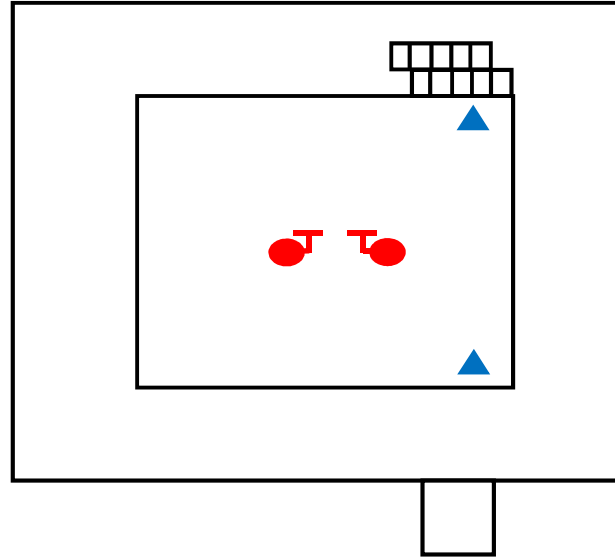
※1：東側接続口への送水の場合，格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水開始まで135分以内と想定する。

第1.10-6図 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水（淡水／海水） タイムチャート



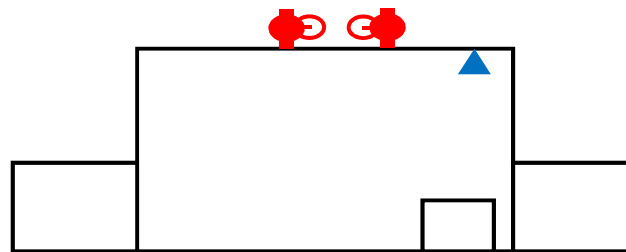
第1.10-7図 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）水素「R／B水素爆発防止」における対応フロー

原子炉建屋原子炉棟屋上（平面図）



(凡例)

- T : 原子炉建屋原子炉棟ベント弁
- ▲ : 水素濃度検出器

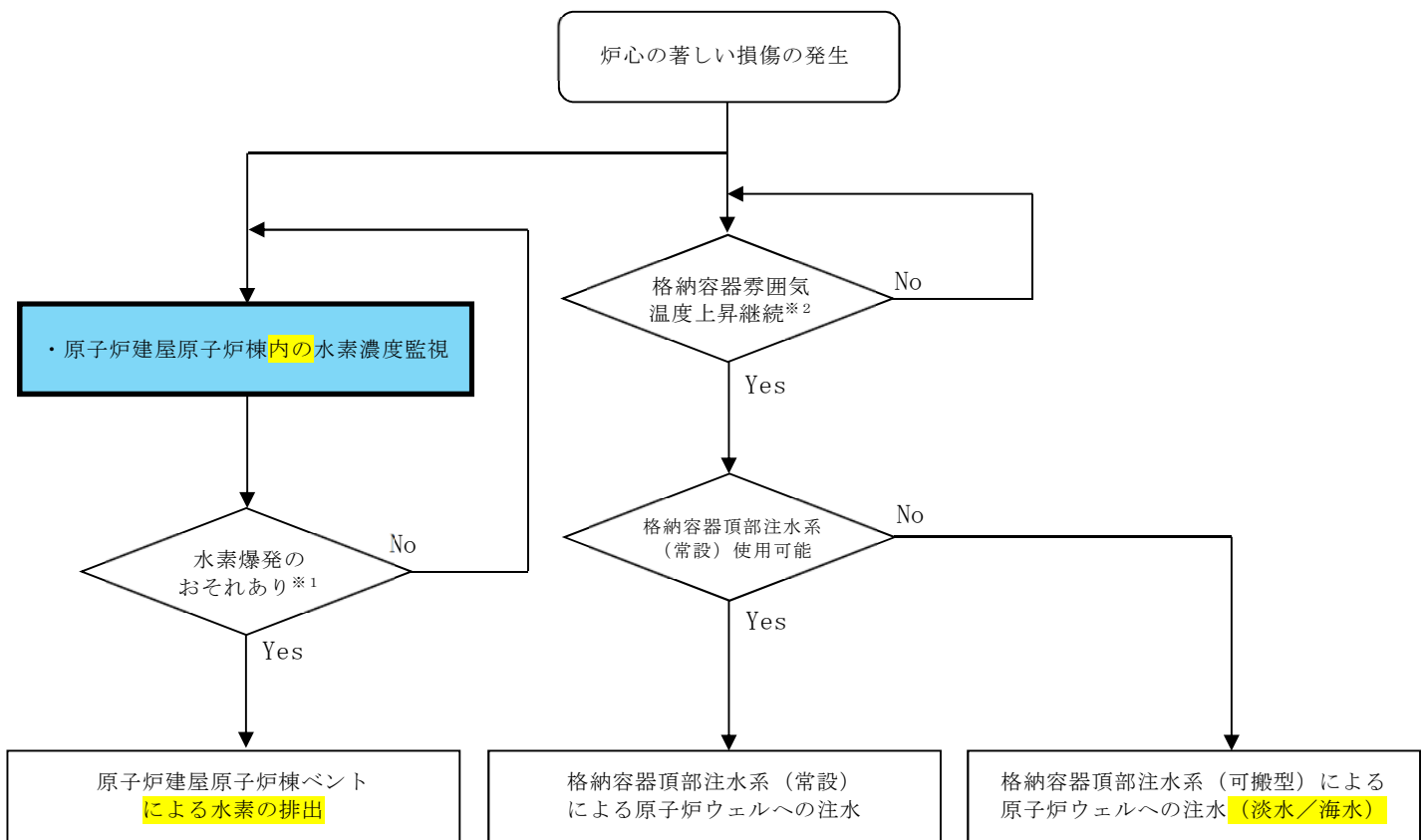
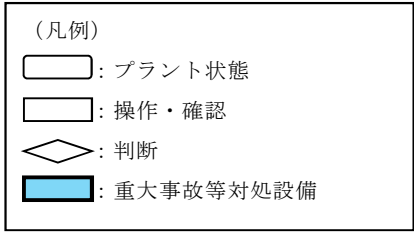


原子炉建屋原子炉棟屋上（断面図）

第1.10-8図 原子炉建屋原子炉棟ベントによる水素の排出 概要図

		経過時間 (分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90			
手順の項目	実施箇所・必要要員数	45分 原子炉建屋原子炉棟ベントによる水素の排出											
原子炉建屋原子炉棟ベントによる水素の排出	重大事故等 対応要員	4											

第1.10-9図 原子炉建屋原子炉棟ベントによる水素の排出 タイムチャート



※1 原子炉建屋原子炉棟ベントの判断基準
原子炉建屋原子炉棟 6階天井付近の水素濃度指示値が3%に到達した場合。

※2 原子炉ウェル注水の判断基準
格納容器内の温度上昇継続により手順を着手し、190℃到達にてウェル注水を実施する。

第1.10-10図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (1/4)

技術的能力審査基準(1.10)	番号	設置許可基準規則(第53条)	技術基準規則(第68条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止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、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止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、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	④
<p>【解釈】 1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止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53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止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68条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止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>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。</p>	<p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。</p>	⑤
<p>b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。</p>	③	<p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑥ ⑦

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/4)

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
静的触媒式水素再結合器 による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器	新設	① ② ④ ⑤	-	-	-	-	-	-
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	新設							
原子炉建屋原子炉棟内の 水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	新設	① ④ ⑥	-	-	-	-	-	-
代替電源設備による 必要な設備への給電	原子炉建屋水素濃度	新設	① ③ ④ ⑦	-	-	-	-	-	-
	常設代替直流電源設備	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替直流電源設備	新設							
燃料補給設備	新設								
-	-	-	-	格納容器頂部注水系 原子炉ウエルへの注水	常設低圧代替注水系 ポンプ	常設	2分以内	1名	自主対策と する理由は 本文参照
					代替淡水貯槽	常設			
					低圧代替注水系配 管・弁	常設			
					格納容器頂部注水系 配管・弁	常設			
					原子炉ウエル	常設			
					常設代替交流電源設 備	常設			
					燃料補給設備	常設			

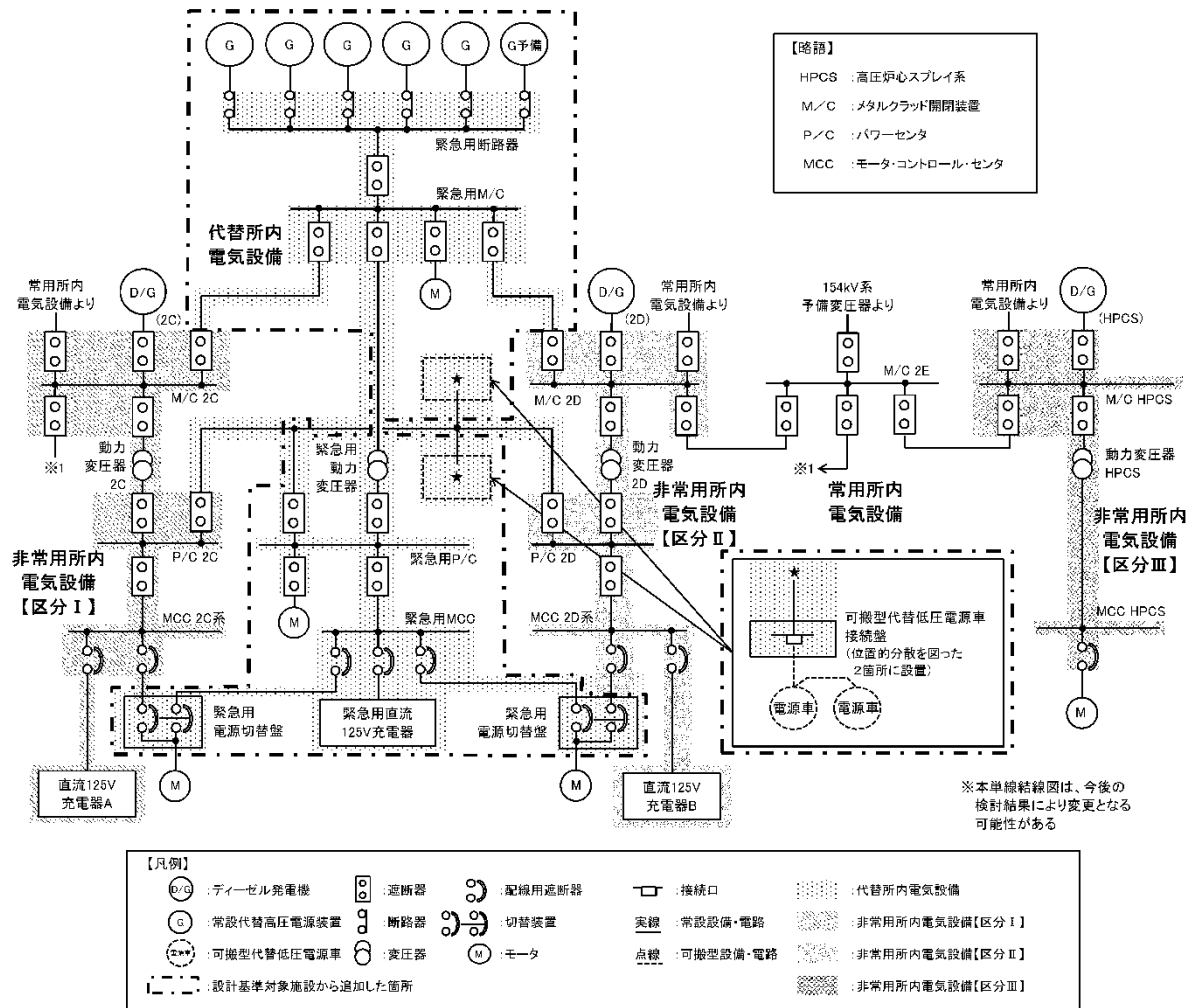
審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/4)

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

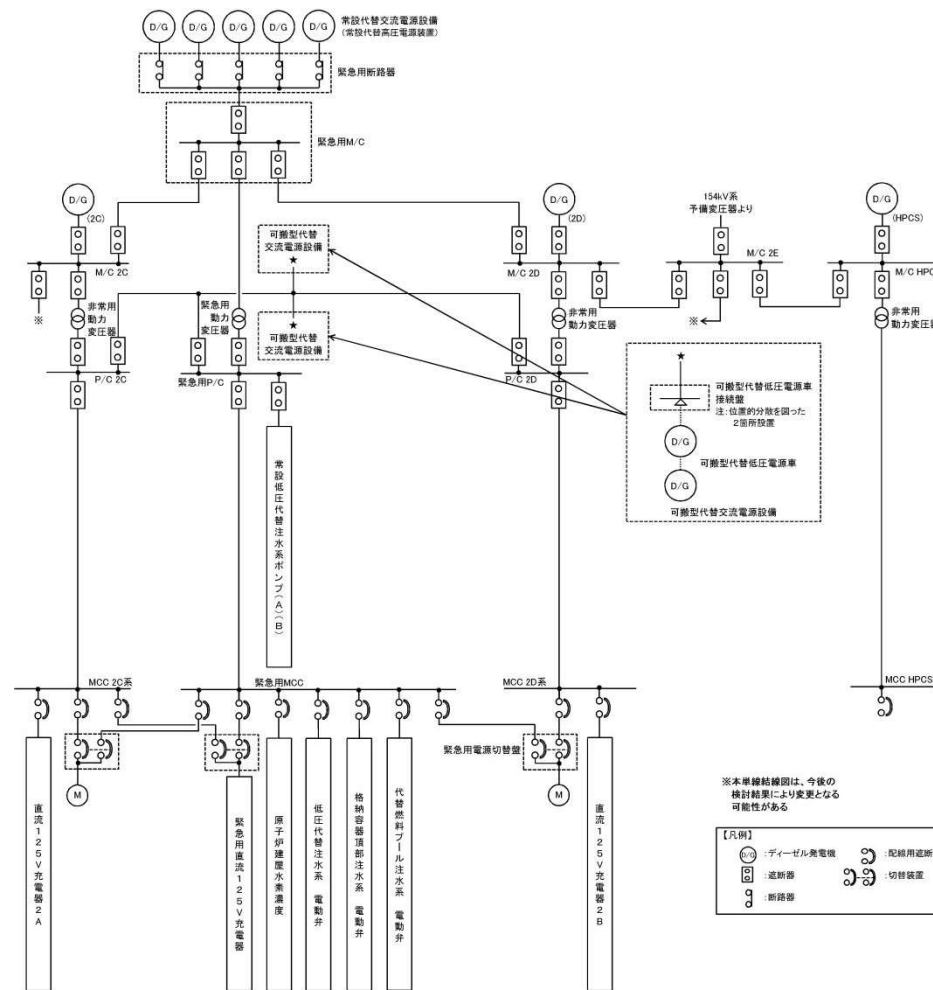
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	新設 既設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人 数で対応可能か	備考
—	—	—	—	原子格納容器頂部注水系（可搬型）による （淡水／海水） 原子炉ウエルへの注水	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬	170分以内	9名	自主対策とする理由は 本文参照
					代替淡水貯槽	常設			
					低圧代替注水系配管・弁	常設			
					格納容器頂部注水系配管・弁	常設			
					原子炉ウエル	常設			
					常設代替交流電源設備	常設			
					可搬型代替交流電源設備	可搬			
				燃料補給設備	常設可搬				
—	—	—	—	原子炉建屋原子炉棟ベント による水素の排出	原子炉建屋原子炉棟ベント弁	常設	45分以内	4名	自主対策とする理由は 本文参照

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/4)

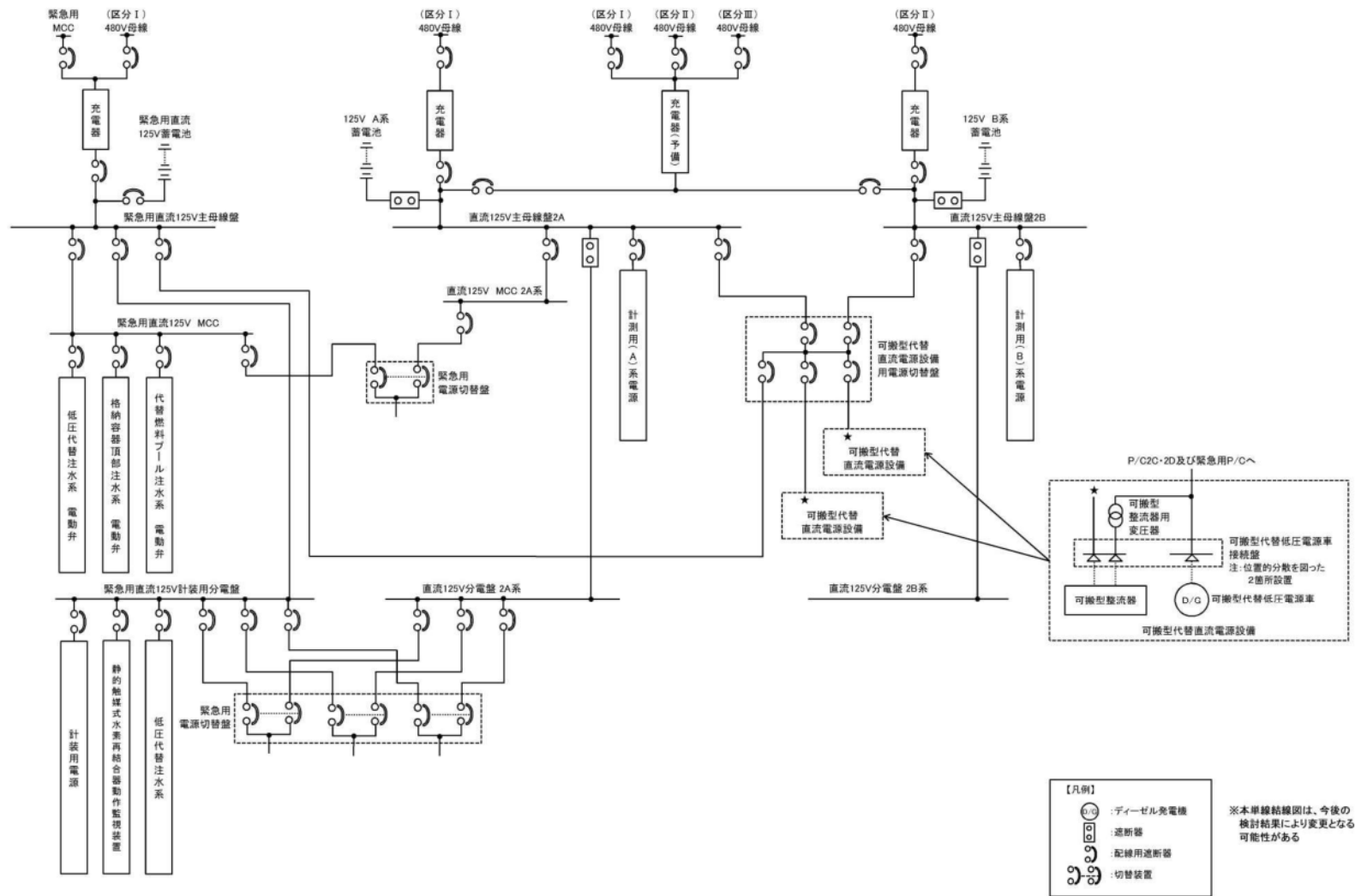
技術的能力審査基準 (1.10)	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合においても、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発による損傷を防止するための手段として、静的触媒式水素再結合器による水素濃度制御及び原子炉建屋原子炉棟ベント弁による水素の排出に必要な手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】</p> <p>1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止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>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合においても原子炉建屋原子炉棟の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合器による原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制するために必要な手順等を整備する。また、水素排出設備である原子炉建屋原子炉棟ベント弁による水素の排出のために必要な手順等を整備する。</p>
<p>b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合においても、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するために必要な設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。</p> <p>なお、電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第3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. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）

(1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

a. 操作概要

災害対策本部長は、可搬型代替注水大型ポンプによる送水が必要な状況において、外部接続口及び水源を選定し、送水ルートを決定する。

現場では、指示された送水ルートを確認した上で、可搬型代替注水大型ポンプにより送水を実施する。

b. 作業場所

屋外（原子炉建屋原子炉棟東側及び西側周辺、取水箇所（代替淡水貯槽、淡水貯水池）周辺）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水大型ポンプによる送水に必要な要員数（8名）、所要時間（180分以内）のうち、最長時間を要する取水箇所から西側接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：170分以内（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を装備して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：可搬型代替注水大型ポンプからのホースの接続は，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，災害対策本部長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）



放射線防護具装着による送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具装着による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

2. 原子炉建屋原子炉棟ベントによる水素の排出

(1) 操作概要

原子炉建屋原子炉棟屋上にアクセスし、原子炉建屋原子炉棟ベント弁を開放する。

(2) 作業場所

原子炉建屋原子炉棟屋上

(3) 必要要員数及び操作時間

原子炉建屋原子炉棟ベントに必要な要員数（4名）、所要時間（45分以内）のうち、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　：4名（重大事故等対応要員4名）

所要時間目安：45分以内（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

(4) 操作の成立性について

作業環境：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）を装備して行う。

移動経路：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

部長との連絡が可能である。

解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

手順	判断基準記載内容	解釈
<p>1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手順</p>	<p>(1) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手順</p> <p>a. 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視</p>	<p>原子炉压力容器温度で300℃以上</p> <p>原子炉压力容器温度で300℃以上</p>
<p>1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手順</p>	<p>(2) 格納容器外への水素漏えいを抑制するための対応手順</p> <p>a. 格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水</p>	<p>格納容器内の温度上昇が継続している場合</p> <p>ドライウエル雰囲気温度指示値の上昇が継続している場合</p>
		<p>原子炉压力容器温度で300℃以上</p> <p>原子炉压力容器温度で300℃以上</p>
	<p>b. 格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエルへの注水（淡水／海水）</p>	<p>格納容器内の温度上昇が継続している場合</p> <p>ドライウエル雰囲気温度指示値の上昇が継続している場合</p>
		<p>原子炉压力容器温度で300℃以上</p> <p>原子炉压力容器温度で300℃以上</p>
<p>1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手順</p>	<p>(3) 水素排出による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手順</p> <p>a. 原子炉建屋原子炉棟ベントによる水素の排出</p>	<p>原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度指示値が3%に到達した場合</p> <p>原子炉建屋原子炉棟6階天井付近の水素濃度指示値が3%に到達した場合</p>
		<p>原子炉压力容器温度で300℃以上</p> <p>原子炉压力容器温度で300℃以上</p>

2. 操作手順の解釈一覧 (1/2)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手順	(1) 水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための対応手順	a. 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視	原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値の上昇を確認し、水素濃度指示値が2%に到達した場合 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度指示値が上昇し、水素濃度指示値が2%に到達している。

2. 操作手順の解釈一覧 (2/2)

手順		操作手順記載内容	解釈		
1.10.2.1 水素爆発による原子炉 建屋原子炉棟の損傷を 防止するための対応手 順	(2) 格納容器外への 水素漏えいを抑制 するための対応 手順	a. 格納容器頂部注水 系（常設）による 原子炉ウエルへの 注水	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が 1.4MPa [gage] 以上	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が 1.4MPa [gage] 以上	
			原子炉ウエル注水弁	—	
			原子炉ウエル注水ライン流量調整弁	—	
				原子炉ウエル注水流量を約50m ³ /hに調整	原子炉ウエル注水ライン流量調整弁にて約50m ³ / hに調整
		b. 格納容器頂部注水 系（可搬型）によ る原子炉ウエルへ の注水（淡水/海 水）	原子炉ウエル注水弁	—	
			原子炉ウエル注水ライン調整弁	—	
			原子炉ウエル注水弁	—	
			原子炉ウエル注水ライン調整弁	—	
			西側接続口付属の弁	—	
			東側接続口付属の弁	—	
	原子炉ウエル注水流量を約50m ³ /hに調整	原子炉ウエル注水ライン流量調整弁にて約50m ³ / hに調整			

3. 操作の成立性の解釈一覧

手順		操作の成立性記載内容	解釈
1.10.2.1 水素爆発による原子炉 建屋原子炉棟の損傷を 防止するための対応手 順	(2) 格納容器外への 水素漏えいを抑 制するための対 応手順	a. 格納容器頂部注水 系（常設）による 原子炉ウエルへの 注水	格納容器トップヘッドフランジのシール部温度を シールの健全性を保つことができる温度である 190℃以下
		b. 格納容器頂部注水 系（可搬型）によ る原子炉ウエルへ の注水（淡水／海 水）	格納容器トップヘッドフランジのシール部温度を シールの健全性を保つことができる温度である 190℃以下

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

< 目 次 >

1.11.1 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. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プール代替注水

(b) 漏えい抑制

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールのスプレイ

(b) 漏えい緩和

(c) 大気への拡散抑制

(d) 重大事故等対処設備

c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールの監視

(b) 代替電源による給電

(c) 重大事故等対処設備

d. 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手段及び設備

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

e. 手順等

1. 11. 2 重大事故等時の手順

1. 11. 2. 1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手順

(1) 使用済燃料プール代替注水

- a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水
- b. 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）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）
- c. 補給水系による使用済燃料プール注水
- d. 消火系による使用済燃料プール注水

(2) 重大事故等時の対処手段の選択

1. 11. 2. 2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

(1) 使用済燃料プールのスプレイ

- a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ
- b. 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（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）
- c. 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（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）

(2) 漏えい緩和

- a. 使用済燃料プール漏えい緩和

(3) 大気への拡散抑制

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

(4) 重大事故等時の対処手段の選択

1. 11. 2. 3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順

(1) 使用済燃料プールの状態監視

- a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動
- b. 代替電源による給電

1. 11. 2. 4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順

(1) 使用済燃料プール冷却

- a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却
 - (a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却
 - (b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保
 - (c) 可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

(2) 重大事故等時の対処手段の選択

1. 11. 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. 11. 1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1. 11. 2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1. 11. 3 重大事故対策の成立性

1. 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）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

(1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

(2) 系統構成

2. 補給水系による使用済燃料プール注水
3. 消火系（消火栓）による使用済燃料プール注水
4. 消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水

5. 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
（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール
スプレイ（淡水／海水）
6. 使用済燃料プール漏えい緩和
7. 可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

添付資料1.11.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

【要求事項】

- 1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止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。
- 2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止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 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。
- 2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止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。

- a) 想定事故 1 及び想定事故 2 が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。
- 3 第 2 項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止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。
 - a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレー設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。
- 4 第 1 項及び第 2 項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。
 - a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。
 - b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。

使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための対処設備を整備する。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使

用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するための対処設備を整備する。

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.11.1 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

使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能を有する設計基準対象施設として、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）を設置している。

また、使用済燃料プールの注水機能を有する設備として、補給水系を設置している。

これらの冷却機能又は注水機能が故障等により喪失した場合、又は使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合は、その機能を代替するために、設計基準対象施設が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。（第1.11-1図）

使用済燃料プールから大量の水が漏えいし、使用済燃料プールの水位が維持できない場合を想定し、使用済燃料プールへのスプレイにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷を緩和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。なお、使用済燃料プール内の燃料体等をボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵することにより、臨界未満に維持される。

使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時、又は使用済燃料

プールからの小規模な水の漏えい若しくは使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時において、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

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

また、資機材^{※3}による使用済燃料プール水の漏えいを緩和する対応手段を選定する。

※1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

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

※2 自主対策設備

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

※3 資機材

使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるシール材、接着剤、ステンレス鋼板及び吊り降ろしロープを示す。

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五十四条及び技術基準規則第六十九条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）が故障等により機能喪失した場合、使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合、又は使用済燃料プールからの大量の水が漏えいし、使用済燃料プールの水位が維持できない場合を想定する。

設計基準対象施設に要求される機能の喪失原因から選定した対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対象施設、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.11-1表に整理する。

a. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プール代替注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時に、使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段がある。

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

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

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）を使用した使用済燃料プール注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・代替淡水貯槽

iii) 補給水系による使用済燃料プール注水

補給水系による使用済燃料プール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

iv) 消火系による使用済燃料プール注水

消火系による使用済燃料プール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

(b) 漏えい抑制

使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、燃料プール水戻り配管からサイフォン現象による使用済燃料プール水漏えいが発生した場合に、使用済燃料プールのサイフォン防止機能を有するサイフォンブレイク用配管によりサイフォン現象の継続を停止する手段があ

る。

なお、サイフォンブレイク用配管は作動機構を有さない設備であり、電源及び操作を必要としない。

漏えい抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.11.1(2) a. (a) i) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水」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。

「1.11.1(2) a. (a) ii) 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）を使用した使用済燃料プール注水」で使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.11.1(2) a. (b) 漏えい抑制」で使用する設備のうち、使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）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1.11.1）

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界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。

- ・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、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止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、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として有効である。

b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時、使用済燃料プールへのスプレイにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減する手段がある。

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

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

- ・常設スプレイヘッド

ii) 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（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ

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（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・代替淡水貯槽
- ・常設スプレイヘッダ

iii) 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（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ

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（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・代替淡水貯槽
- ・可搬型スプレイノズル

(b) 漏えい緩和

使用済燃料プール内側から漏えいしている場合に、シール材を接着したステンレス鋼板にロープを取り付け、漏えい箇所まで吊り下げることにより、使用済燃料プール水の漏えいを緩和する手段がある。

この手段では漏えいを緩和できない場合があること、重いステンレス鋼板を使用するため作業効率が悪いことから、今後得られた知見を参考に、より効果的な漏えい緩和策を取り入れていく。

漏えい緩和で使用する資機材は以下のとおり。

- ・シール材
- ・接着剤
- ・ステンレス鋼板

- ・吊り降ろしロープ

(c) 大気への拡散抑制

重大事故等により，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，大気へ放射性物質が拡散するおそれがある場合に，放水設備により大気への拡散を抑制する手段がある。

大気への拡散抑制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
- ・放水砲
- ・SA用海水ピット

なお，大気への拡散抑制の操作手順については，「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」にて整備する。

(d) 重大事故等対処設備

「1.11.1(2) b. (a) i) 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ」で使用する設備のうち，常設低圧代替注水系ポンプ，代替淡水貯槽及び常設スプレイヘッドは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.11.1(2) b. (a) ii) 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（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ」で使用する設備のうち，可搬型代替注水大型ポンプ，代替淡水貯槽及び常設スプレイヘッドは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.11.1(2) b. (a) iii) 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（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ」で使用する設備のうち，可搬型代替注水大型ポンプ，代

替淡水貯槽及び可搬型スプレイノズルは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.11.1(2) b. (c) 大気への拡散抑制」で使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及びS A用海水ピ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1.11.1)

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減することができる。

c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールの監視

重大事故等時において、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定するための手段がある。

使用済燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）は以下のとおり。

- ・使用済燃料プール水位・温度（S A広域）
- ・使用済燃料プール温度（S 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）
- ・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）

(b) 代替電源による給電

上記「1.11.1(2) c. (a) 使用済燃料プールの監視」で使用する設備について、全交流動力電源又は直流電源の喪失時に代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源設備により給電する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料プール水位・温度（S A広域）
- ・使用済燃料プール温度（S 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）
- ・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）

(c) 重大事故等対処設備

「1.11.1(2) c. (a) 使用済燃料プールの監視」で使用する設備のうち、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S 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）及び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）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.11.1(2) c. (b) 代替電源による給電」で使用する設備のうち、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S 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）及び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）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1.11.1）

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測

定することができる。

d. 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手段及び設備

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合に、緊急用海水系又は可搬型代替注水大型ポンプで冷却水を確保することにより、代替燃料プール冷却系にて使用済燃料プールを冷却する手段がある。

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

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

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1. 11. 1 (2) d. (a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却」で使用する設備のうち、代替燃料プール冷却系ポンプ、代替燃料プール冷却系熱交換器及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置づける。

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. 11. 1)

以上の重大事故等対処設備により、使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合においても、使用済燃料プールを冷却することができる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備

であるため、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動，設置，ホース接続等に時間を要し，想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが，代替燃料プール冷却系が使用可能であれば，使用済燃料プールを冷却する手段として有効である。

e. 手順等

上記「a. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手段及び設備」，「b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備」，「c. 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備」及び「d. 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のため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^{※1}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1.11-1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1.11-2表，第1.11-3表）

※1 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1.11.2）

1.11.2 重大事故等時の手順

1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃

燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手順

(1) 使用済燃料プール代替注水

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

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

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

(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で、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

①使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合。

②使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度

が上昇していることを確認した場合で、緊急用海水系による冷却水確保ができない場合、又は使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位以上に維持ができない場合。

(b) 操作手順

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-2図に、タイムチャートを第1.11-3図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること^{*1}及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール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、発電長に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール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による代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプを起動し、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage]

以上であることを確認する。

⑦運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール注水ライン元弁を開にする。

⑧運転員等は、発電長に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の系統構成が完了したことを報告する。

⑨発電長は、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水の開始を指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開にし、使用済燃料プール注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位の上昇及び使用済燃料プール温度の低下により確認した後、発電長に報告する。

⑪発電長は、運転員等に使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上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、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持し、発電長に報告する。

※1：「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順による。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名にて実施した場合、作業開始を判断してから常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水開始まで13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. 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）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

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

- (a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えい、又は使用済燃料プール冷却機能の喪失が発生し、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、補給水系及び消火系にて使用済燃料プールに注水ができない場合において、代替淡水貯水槽の水位が確保されている場合。

- (b) 操作手順

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）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-4図に、タイムチャートを第1.11-5図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に低圧代替注水系配管・弁の接続口への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）の接続を依頼する。
- ②災害対策本部長は、発電長に代替燃料プール注水系（注水ライン）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）を使用した使用済燃料プール注水の準備を指示する。

④発電長は、運転員等に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）を使用した使用済燃料プール注水の準備を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること^{*1}及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。

⑥運転員等は中央制御室にて、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）を使用した使用済燃料プール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、発電長に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）を使用した使用済燃料プール注水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）を使用した使用済燃料プール注水の系統構成を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール注水ライン元弁及び使用済燃料プール注水ライン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使用済燃料プール注水ライン元弁及び使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開にする。

⑩運転員等は、発電長に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）を使用した使用済燃料プール注水の

系統構成が完了したことを報告する。

- ⑪発電長は、災害対策本部長に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）を使用した使用済燃料プール注水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。
- ⑫重大事故等対応要員は、災害対策本部長に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）を使用した使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑬災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。
- ⑭災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。
- ⑮重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、西側接続口又は東側接続口の弁を開とし、送水を開始したことを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。
- ⑰発電長は、運転員等に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）を使用した使用済燃料プール注水が開始されたことの確認を指示する。
- ⑱運転員等は中央制御室にて、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）を使用した使用済燃料プール注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位の上昇及び使用済燃料プール温度の低下により確認し、発電長に報告する。

⑱発電長は、災害対策本部長に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）を使用した使用済燃料プール注水が開始されたことを連絡する。

⑳発電長は、運転員等に使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持するよう指示する。

㉑運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持し、発電長に報告する。

※1：「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順による。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、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）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）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（西側接続口による使用済燃料プール注水の場合）】

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

【現場操作（西側接続口による使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合、170分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（東側接続口による使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等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（東側接続口による使用済燃料プール注水の場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等1名，現場対応を運転員等2名及び重大事故等対応要員8名にて実施した場合，135分以内と想定する。

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

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

(添付資料1.11.3)

c. 補給水系による使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいが発生した場合に，復水貯蔵タンクを水源として復水移送ポンプで使用済燃料プールへ注水することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えい，又は使用済燃料プール冷却機能の喪失が発生し，使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端未満でない場合で，常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）にて使用済燃料プールに注水ができず，復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。ただし，原子炉建屋原子炉棟地上6階にアクセス可能な場合。

(b) 操作手順

補給水系による使用済燃料プール注水手順の概要は以下のとおり。
概要図を第1.11-6図に、タイムチャートを第1.11-7図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に補給水系による使用済燃料プール注水の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること^{*1}及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、補給水系による使用済燃料プール注水に必要なポンプ及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ④運転員等は、発電長に補給水系による使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に復水移送ポンプの起動を指示する。
- ⑥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。
- ⑦発電長は、運転員等に補給水系による使用済燃料プール注水の開始を指示する。
- ⑧運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上6階にて、燃料プール周り補給水元弁を開とし、使用済燃料プールへの注水を開始する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、補給水系により使用済燃料プール注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位の上昇及び使用済燃料プール温度の低下により確認し、発電長に報告する。
- ⑩発電長は、運転員等に使用済燃料プール水位を使用済燃料プール

水位低警報設定点以上に維持するように指示する。

- ①運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上6階にて、燃料プール周り補給水元弁により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持し、発電長に報告する。

※1：「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順による。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2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使用済燃料プール注水開始まで55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。

(添付資料1.11.3)

d. 消火系による使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は使用済燃料プール水からの小規模な水の漏えいが発生した場合に、ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とし、電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプから消火栓ホース又は残留熱除去系(B)ラインを經由して使用済燃料プールへ注水することにより使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する。

(a) 手順着手の判断基準

【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えい、又は使用済燃料プール冷却機能の喪失が発生し、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端未満でない場合で、常設低圧代替

注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）及び補給水系にて使用済燃料プールに注水ができず、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、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合、及び原子炉建屋原子炉棟地上6階にアクセス可能な場合。

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えい、又は使用済燃料プール冷却機能の喪失が発生し、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端未満でない場合で、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）及び補給水系にて使用済燃料プールに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、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していない場合及び原子炉建屋原子炉棟地上6階にアクセス可能でない場合。

(b) 操作手順

消火系による使用済燃料プール注水手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-8図に、タイムチャートを第1.11-9図に示す。

【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】

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（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プール注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること^{*1}及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。

- ③運転員等は中央制御室にて、消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プール注水に必要なポンプ及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認する。
- ④運転員等は、発電長に消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プール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地上5階又は原子炉建屋原子炉棟地上6階の消火栓から使用済燃料プールまでホースの敷設を行い、手すり等に固縛・固定する。
- ⑦運転員等は、発電長に消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プールへ注水するため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。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。
- ⑩発電長は、消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プールへの注水の開始を指示する。
- ⑪運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上5階又は原子炉建屋原子炉棟地上6階にて、消火系（消火栓からのホース接続）による使用済燃料プールへの注水を開始する。
- ⑫運転員等は中央制御室にて、消火系（消火栓からのホース接続）

による使用済燃料プール注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位の上昇及び使用済燃料プール温度の低下により確認し、発電長に報告する。

⑬発電長は、運転員等を使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持するように指示する。

⑭運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上5階又は原子炉建屋原子炉棟地上6階にて、消火栓により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持し、発電長に報告する。

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

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（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水の準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること^{*1}及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。

③運転員等は中央制御室にて、消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール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。

④運転員等は、発電長に消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水の準備が完了したことを報告する。

⑤発電長は、消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水の系統構成を指示する。

⑥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。

⑦運転員等は、発電長に消火系（残留熱除去系ライン）による使

用済燃料プール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。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動し、消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。
- ⑩発電長は、運転員等に消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール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（B）消火系ライン弁を開にする。
- ⑫運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上3階にて、残留熱除去系（B）燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁を開にする。
- ⑬運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上4階にて、残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁を開にし、消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水を開始する。
- ⑭運転員等は中央制御室にて、消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水が開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位の上昇及び使用済燃料プール温度の低下により確認し、発電長に報告する。
- ⑮発電長は、運転員等に使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持するように指示する。
- ⑯運転員等は原子炉建屋原子炉棟地上4階にて、残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁により使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低警報設定点以上に維持し、発電長に報告する。

※1：「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
起動」手順による。

※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。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、消火系による使用済燃料
プール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。

【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等4名にて実施
した場合、60分以内と想定する。

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等1名、現場対応を運転員等2名にて実施
した場合、100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。

(添付資料1.11.3)

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手順の選択方法は以下のとおり。対応
手順の選択フローチャートを第1.11-25図に示す。

使用済燃料プール冷却機能若しくは注水機能の喪失、又は使用済燃料プ
ール水の漏えいが発生し、使用済燃料プールの水位低下が確認された場
合、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）又は使用済燃料プール水位
低警報により事象を把握するとともに、使用済燃料プール監視カメラ用空
冷装置を起動し、使用済燃料プール監視カメラ及び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）にて状態の監視を行う。

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、使用済燃料プールの水位低下が確認された場合は、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水を優先して使用する。

なお、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（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールの準備を常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水と同時並行で実施する。

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）にて使用済燃料プールへ注水ができない場合、補給水系、消火系又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）を使用した使用済燃料プール注水を実施する。

また、消火系による使用済燃料プール注水は、重大事故等へ対処するために消火系による消火を必要とする火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

1. 11. 2. 2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

(1) 使用済燃料プールのスプレイ

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

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、「1. 11. 2. 1(1) 使用済燃料プール代替注水」に示す手順による注水を実施しても水位が維持できない場合に、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止すること及び

放射性物質の放出を低減する。

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

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えい、又は使用済燃料プール冷却機能の喪失が発生した場合で、以下のいずれかの状況に至った場合において、代替淡水貯槽の水位が確保されている場合。

①使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端以上に維持が不可能でない場合。

②使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端以上に維持が可能な場合で、使用済燃料プール代替注水にて使用済燃料プールに注水ができない場合。

(b) 操作手順

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-10図に、タイムチャートを第1.11-11図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること^{*1}及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイに必要なポンプ、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、発電長に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイ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による代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイの系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール代替注水により使用済燃料プールに注水を実施している場合は、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁及び使用済燃料プール注水ライン元弁を閉とする。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、常設低圧代替注水系ポンプを起動し、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage]以上であることを確認する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プールスプレイライン元

弁を開にする。

⑨運転員等は、発電長に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの系統構成が完了したことを報告する。

⑩発電長は、運転員等に常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの開始を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開にし、使用済燃料プールスプレイが開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度により確認した後、発電長に報告する。

※1：「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順による。

(c) 操作の成立性

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

b. 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（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、「1.11.2.1(1) 使用済燃料プール代替注水」に示す手順による注水を実施しても水位が維持できない場合に、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（常設スプレイヘッド）

を使用した使用済燃料プールスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止すること及び放射性物質の放出を低減する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えい、又は使用済燃料プール冷却機能の喪失が発生し、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイが実施できず、以下のいずれかの状況に至った場合において、代替淡水貯水槽の水位が確保されている場合。ただし、原子炉建屋原子炉棟地上6階にアクセス可能でない場合。

①使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端以上に維持ができない場合。

②使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端以上に維持されているが、使用済燃料プール代替注水にて使用済燃料プールに注水ができない場合。

(b) 操作手順

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（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-12図に、タイムチャートを第1.11-13図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に低圧代替注水系配管・弁の接続口への可搬型代替注水大型ポンプの接続を依頼する。

②災害対策本部長は、発電長に代替燃料プール注水系（常設スプレ

イヘッド) 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（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備を指示する。

④発電長は、運転員等に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（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備を指示する。

⑤運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること^{*1}及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。

⑥運転員等は中央制御室にて、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（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ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、発電長に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（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ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（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの系統構成を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール代替注水により使用済燃料プールに注水を実施している場合は、使用済燃料プール注水ライン元弁を閉とする。

⑩運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プールスプレイライン元

弁及び使用済燃料プール注水ライン流量調整弁を開にする。

- ⑪運転員等は，発電長に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（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ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（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ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（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備が完了したことを報告する。
- ⑭災害対策本部長は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。
- ⑮災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。
- ⑯重大事故等対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプを起動した後，西側接続口又は東側接続口の弁を開とし，送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。
- ⑰災害対策本部長は，発電長に可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。
- ⑱発電長は，運転員等に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（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイが開始されたことの確認を指示する。
- ⑲運転員等は中央制御室にて，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（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイが開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位及び使用済燃料プール温度により確認し、発電長に報告する。

※1：「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順による。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、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（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【西側接続口による使用済燃料プールスプレイの場合】

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

【東側接続口による使用済燃料プールスプレイの場合】

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

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

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

(添付資料1.11.3)

c. 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（可搬型スプ

レイノズル) を使用した使用済燃料プールスプレイ (淡水/海水)

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

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えい, 又は使用済燃料プール冷却機能の喪失が発生し, 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールスプレイが実施できず, 以下のいずれかの状況に至った場合。ただし, 原子炉建屋原子炉棟地上6階にアクセス可能な場合。

①使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端以上に維持ができない場合で, 代替淡水貯水槽の水位が確保されている場合。

②使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端以上に維持されており, 使用済燃料プール代替注水にて使用済燃料プールに注水ができない場合で, 代替淡水貯水槽の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

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 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールスプレイ (淡水/海水) 手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-14図に、タイムチャートを第1.11-15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代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイを依頼する。
- ②災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備を指示する。
- ③発電長は、運転員等に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（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること^{*1}及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ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する。
- ⑥運転員等は、発電長に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（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備が完了したことを報告する。
- ⑦発電長は、災害対策本部長に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（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備が完了したことを連絡する。
- ⑧重大事故等対応要員は、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（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備として、可搬型代替注水大型ポンプを配置

するとともに、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉から原子炉建屋原子炉棟地上6階までホースの敷設を行い、原子炉建屋原子炉棟地上6階にて可搬型スプレイノズルを設置しホースと接続する。原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉が使用できない場合は、原子炉建屋原子炉棟大物搬入口から原子炉建屋原子炉棟地上6階までのホース敷設を実施する。

⑨ 重大事故等対応要員は、災害対策本部長に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（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備が完了したことを報告する。

⑩ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の開始を連絡する。

⑪ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。

⑫ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、ホース内の水張りを実施した後、可搬型代替注水大型ポンプより送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑬ 災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。

⑭ 発電長は、運転員等に代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイが開始されたことの確認を指示する。

⑮ 運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイが開始されたことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位及び

使用済燃料プール温度により確認し，発電長に報告する。

※1：「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置
起動」手順による。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，作業開始を判断してから，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（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

- ・中央制御室対応を運転員等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，345分以内と想定する。

【原子炉建屋原子炉棟大物搬入口を使用した場合】

- ・中央制御室対応を運転員等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，335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，速やかに作業を開始できるように，原子炉建屋内で使用する資機材は作業場所近傍に配備する。可搬型代替注水大型ポンプのホース等の接続は速やかに作業ができるように，可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

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。

(添付資料1.11.3)

(2) 漏えい緩和

a. 使用済燃料プール漏えい緩和

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合において、あらかじめ準備している漏えい緩和のための資機材を用いて、使用済燃料プール内側からの漏えいを緩和する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えい、又は使用済燃料プール冷却機能の喪失が発生した場合において、以下のいずれかの状況に至った場合。ただし、原子炉建屋原子炉棟地上6階にアクセス可能な場合。

①使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端以上に維持可能でない場合。

②使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端以上に維持が可能な場合で、使用済燃料プール代替注水にて使用済燃料プールに注水ができない場合。

(b) 操作手順

使用済燃料プール漏えい緩和手順の概要は以下のとおり。

タイムチャートを第1.11-16図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に資機材（シール材、接着剤、ステンレス鋼板及び吊り降ろしロープ）を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置を依頼する。

②災害対策本部長は、重大事故等対応要員に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置を指示する。

③発電長は、運転員等に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置のための準備を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること^{*1}及び使用済燃料プール監視カメラに

より、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。

⑤運転員等は中央制御室にて、資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置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する。

⑥運転員等は、発電長に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置のための準備が完了したことを報告する。

⑦重大事故等対応要員は原子炉建屋原子炉棟にて、ステンレス鋼板にシール材を接着させ、吊り降ろし用のロープを取り付けた後、貫通穴付近まで吊り下げ、手すり等に固縛・固定する。

⑧重大事故等対応要員は、災害対策本部長に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置が完了したことを報告する。

⑨災害対策本部長は、発電長に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置が完了したことを連絡する。

⑩発電長は、運転員等に資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置が完了したことの確認を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プールからの漏えい量が減少したことを使用済燃料プール監視カメラ、使用済燃料プール水位にて確認し、発電長に報告する。

※1：「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順による。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等1名、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使用済燃料プール漏えい緩和措置完了まで150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。

(添付資料1.11.3)

(3) 大気への拡散抑制

a. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、「1.11.2.2(1) 使用済燃料プールスプレイ」に示す手順によりスプレイを実施しても水位が維持できない場合、又はスプレイが実施できない場合に、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。なお、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制に関する手順については、「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」にて整備する。

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手順の選択方法は以下のとおり。対応手順の選択フローチャートを第1.11-25図に示す。

使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えいが発生し、使用済燃料プールの水位低下が確認された場合において、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端以上に維持されており、使用済燃料プール代替注水にて使用済燃料プールに注水ができない場合、又は使用済燃料プール代替注水により使用済燃料プール注水を実施している場合で、使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端以上に維持ができない場合に、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイを優先して使用する。

常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイにて使用済燃料プールへスプレイができない場合、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（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ又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（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイを実施する。

1. 11. 2. 3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時又は使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合、使用済燃料プール監視設備の環境条件は、使用済燃料プール水の沸騰による蒸散が継続し、高温（大気圧下のため100℃を超えることはない。）、高湿度の環境が考えられるが、使用済燃料プール監視設備の構造及び設置位置により、事故時環境下においても使用できる。

なお、使用済燃料プール監視カメラは、耐環境性向上のため使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置にて空気を供給する設計とする。

使用済燃料プール監視設備は、重大事故等時に変動する可能性のある範囲にわたり監視することが可能であり、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）及び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）の計測範囲を把握した上で使用済燃料プールの水位、水温及び上部空間線量率の監視を行う。

また、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S 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）及び使用済燃料プール監視カメラは常設代替直流電源設備から給電され、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備から給電することにより、使用済燃料プールの監視を実施する。

(1) 使用済燃料プールの状態監視

通常時は、設計基準対象施設である使用済燃料プール水位、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料プール温度、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取扱床排気ダクト放射線モニタ及び原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタにより状態監視を実施する。

重大事故等時においては、重大事故等対処設備である使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S 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）及び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含む）により、使用済燃料プールの水位、水温及び上部空間線量率の状態監視を行う。上記の重大事故等対処設備である監視設備は常設設備であり設置を必要としない。また、通常時より常時監視が可能な設備であり、継続的に監視を実施する。

燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ及び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）の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価（使用済燃料配置変更ごとに行う空間線量率評価）し把握した相関（減衰率）関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。

a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動

(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使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えいが発生し、使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合。

②使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度

が上昇していることを確認した場合で、緊急用海水系による冷却水確保ができない場合、又は使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位以上に維持ができない場合。

(b) 操作手順

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-17図に、タイムチャートを第1.11-18図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラにより使用済燃料プール水位が視認できること及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動に必要なコンプレッサ、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。
- ③運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁を開とし、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を起動する。
- ④運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラの状態に異常がないことを確認する。
- ⑤運転員等は、発電長に使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の起動が完了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1名にて実施した場合、作業開始を判断してから使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動まで7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. 代替電源による給電

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合、使用済燃料プールの状態を監視するため、代替電源により使用済燃料プール監視設備へ給電する手順を整備する。

なお、代替電源により使用済燃料プール監視設備へ給電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。

1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順

(1) 使用済燃料プール冷却

a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系による使用済燃料プール冷却機能が喪失した場合には、緊急用海水系又は可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、代替燃料プール冷却系により使用済燃料プール冷却を実施する。なお、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位でない場合は、「1.11.2.1(1) 使用済燃料プール代替注水」又は「1.11.2.2(1) 使用済燃料プールスプレイ」により使用済燃料プール水位をオーバーフロー水位とし、代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却を実施する。

(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

i) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合で、代替燃料プール冷却系に必要な冷却水が確保されている場合において、使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位以上に維持可能な場合。

ii) 操作手順

代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却手順の概要は

以下のとおり。

概要図を第1.11-19図に、タイムチャートを第1.11-20図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置が起動していること^{*1}及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却に必要なポンプ、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。
- ④運転員等は、発電長に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却の準備が完了したことを報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却の系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、燃料プール冷却浄化系入口隔離弁を閉とする。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁及び代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁を開とする。
- ⑧運転員等は、発電長に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑨発電長は、運転員等に代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却を指示する。

⑩ 運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系ポンプ※2

を起動し、使用済燃料プール冷却が開始されたことを使用済燃料プール温度の低下により確認した後、発電長に報告する。

※1：「1.11.2.3(1) a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動」手順による。

※2：代替燃料プール冷却系は、燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）が復旧した場合に、代替燃料プール冷却系を停止し、燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）により使用済燃料プールの冷却を実施する。なお、使用済燃料プール内の燃料体等から発生する崩壊熱により、燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給）を選択し、使用済燃料プールの冷却を実施する。ただし、燃料プール冷却浄化系は非常用電源設備が復旧した場合に、使用済燃料プールの冷却に使用する。

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代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却開始まで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) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

i) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度

上昇が確認された場合。

ii) 操作手順

緊急用海水系による冷却水の確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-21図に、タイムチャートを第1.11-22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する。

③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。

④運転員等は、発電長に緊急用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。

⑤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。

⑥運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（A）又は代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（B）を開にする。

⑦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。

⑧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。

⑨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。

⑩ 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を指示する。

⑪ 運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁を調整開とし、緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）の流量上昇を確認した後、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1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20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。

(c) 可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

i) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合で、緊急用海水系が使用できない場合。

ii) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.11-23図に、タイムチャートを第1.11-24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代替注水大型ポンプ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可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保のため、水源から代替燃料プー

ル冷却系の接続口を決定し、発電長に使用する代替燃料プール冷却系接続口を連絡する。なお、代替燃料プール冷却系接続口は、接続口蓋開放作業を必要としない代替燃料プール冷却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可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保のため、使用する水源から代替燃料プール冷却系の接続口を指示する。
- ④重大事故等対応要員は、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、海から代替燃料プール冷却系接続口までホースの敷設を実施する。
- ⑥発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプ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、可搬型代替注水大型ポンプ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。
- ⑧発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の系統構成を指示する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁が閉していることを確認する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（A）又は代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁（B）を開にする。
- ⑪運転員等は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水

確保の系統構成が完了したことを報告する。

⑫重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保の準備が完了したことを報告する。

⑬災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の送水開始を連絡する。

⑭災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水の送水開始を指示する。

⑮重大事故等対応要員は、代替燃料プール冷却系西側接続口又は代替燃料プール冷却系東側接続口の弁が閉していることを確認した後、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。

⑯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、代替燃料プール冷却系西側接続口又は代替燃料プール冷却系東側接続口の弁を開とし、可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。

⑰災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の送水を開始したことを連絡する。

⑱発電長は、運転員等に可搬型代替注水大型ポンプ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。

⑲運転員等は中央制御室にて、可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の供給が開始されたことを緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）の流量上昇により確認し、発電長に報告する。

⑳発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水の供給が開始されたことを連絡する。

⑲ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの回転数を制御するように指示する。

⑳ 重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプ付属の圧力計にて圧力指示値を確認し、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。

iii) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してから、可搬型代替注水大型ポンプによる冷却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。

【代替燃料プール冷却系西側接続口による冷却水確保の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等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。

【代替燃料プール冷却系東側接続口による冷却水確保の場合】

- ・中央制御室対応を運転員等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できるように、可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業照明、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1.11.3)

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手順の選択方法は以下のとおり。対応手順の選択フローチャートを第1.11-25図に示す。

使用済燃料プール冷却機能の喪失が発生し、使用済燃料プールの温度上昇が確認された場合に、緊急用海水系による冷却水の確保を実施し、代替燃料プール冷却系により使用済燃料プールを冷却する。

緊急用海水系が使用できない場合は、可搬型代替注水大型ポンプにより冷却水を確保し、代替燃料プール冷却系により使用済燃料プールを冷却するが、可搬型代替注水大型ポンプの運転開始までに使用済燃料プールの水位低下が確認された場合には、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）等により使用済燃料プールへ注水を実施する。

1.11.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

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、代替燃料プール冷却系ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

放水設備による大気への拡散抑制手順については、「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」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1.11-1表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時, 又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給)	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 重大事故等対策要領
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む) 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	

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

※2: 手順については「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」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。

※5: 本対応手段については, 操作及び確認を必要としないため, 手順書として整備しない。

※6: 使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

□: 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（2／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時， 又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 （使用済燃料プール水の冷却及び補給）	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）を使用した使用済燃料プール注水	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※3 代替淡水貯槽※3	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 使用済燃料プール （サイフォン防止機能含む） 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備

※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「1.12 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」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。

※5：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※6：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

□：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 (3/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時， 又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給)	補給水系による使用済燃料プール注水	主要設備	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク	自主対策設備
			関連設備	使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む)	重大事故等対処設備
				非常用交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			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「1.12 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」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。

※5：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※6：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

□：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 (4/15)

分類	機能喪失を想定する 設計基準対象施設	対応 手段	対応設備			整備する手順書※1
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時, 又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給)	消火系による使用済燃料プール注水 (消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合)	主要設備	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「使用済燃料プール制御」 重大事故等対策要領
			関連設備	使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む)	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
				消火系配管・弁・ホース	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「1.12 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」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。

※5: 本対応手段については、操作及び確認を必要としないため、手順書として整備しない。

※6: 使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

□: 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（5／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時， 又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 （使用済燃料プール水の冷却及び補給）	消火系による使用済燃料プール注水（残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合）	主要設備	電動駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水貯蔵タンク 多目的タンク	自主対策設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」 重大事故等対策要領
			関連設備	使用済燃料プール （サイフォン防止機能含む）	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
	消火系配管・弁 残留熱除去系（B）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「1.12 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」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。

※5：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※6：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

□：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（6／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時	—	漏えい抑制	主要設備	使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む)	—※5

※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「1.12 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」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。

※5：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※6：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

□：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（7／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	—	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 （常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ	主要設備	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽※3 常設スプレイヘッダ	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース） 「使用済燃料プール制御」
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 使用済燃料プール （サイフォン防止機能含む） 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備

※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「1.12 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」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。

※5：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※6：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

□：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（8／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	—	(常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールのスプレイ 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	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※3 代替淡水貯槽※3 常設スプレイヘッダ	重大事故等対処設備
			関連設備	低圧代替注水系配管・弁 代替燃料プール注水系配管・弁 使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む) 常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備

※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「1.12 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」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。

※5：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※6：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

□：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（9／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	—	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（可搬型スプレインノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※3 代替淡水貯槽※3 可搬型スプレインノズル	重大事故等対処設備
			関連設備	ホース 使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む） 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備

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

※2：手順については「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」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。

※5：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※6：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

□：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（10／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	—	漏えい緩和	主要設備	シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ	※6 — 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「1.12 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」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。

※5：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※6：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

□：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（11／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	—	大気への拡散抑制	主要設備	可搬型代替注水大型ポンプ※3 放水砲※2 S A用海水ビット	重大事故等対処設備
			関連設備	ホース 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備
重大事故等対策要領					

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

※2：手順については「1.12 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」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。

※5：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※6：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

☐：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（12／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
重大事故等時における使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 使用済燃料プール温度 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取扱床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	使用済燃料プールの監視	主要設備	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール温度（SA） 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） 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）	重大事故等対応設備 重大事故等対策要領

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

※2：手順については「1.12 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」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。

※5：本対応手段については、操作及び確認を必要としないため、手順書として整備しない。

※6：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

□：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（13／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
重大事故等時における使用済燃料プールの監視	—	代替電源による給電	主要設備	使用済燃料プール水位・温度（SA広域） 使用済燃料プール温度（SA） 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） 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）	重大事故等対処設備
			関連設備	常設代替交流電源設備※4 可搬型代替交流電源設備※4 常設代替直流電源設備※4 可搬型代替直流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備

※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「1.12 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」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。

※5：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※6：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

□：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（14／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
重大事故等時における使用済燃料プールの冷却	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給)	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却①	主要設備	代替燃料プール冷却系ポンプ 代替燃料プール冷却系熱交換器 緊急用海水ポンプ	重大事故等対処設備
			関連設備	使用済燃料プールスキマサージタンク 代替燃料プール冷却系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 緊急用海水系配管・弁・ストレートナ 残留熱除去系海水系配管・弁 緊急用海水ポンプピット 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備

※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「1.12 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」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。

※5：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

※6：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

□：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（15／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
重大事故等時における使用済燃料プールの冷却	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給)	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却②	主要設備	代替燃料プール冷却系ポンプ 代替燃料プール冷却系熱交換器	重大事故等対処設備
				可搬型代替注水大型ポンプ	自主対策設備
			関連設備	使用済燃料プールスキマサージタンク 代替燃料プール冷却系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 緊急用海水系配管・弁・ストレナ 残留熱除去系海水系配管・弁 緊急用海水ポンプピット 常設代替交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備
※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「1.12 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」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。					
※5：本対応手段については，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。					
※6：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。					
□：自主的に整備する対応手段を示す。					

第1.11-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/12)

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)	
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手順 (1) 使用済燃料プール代替注水			
a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※1
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1 使用済燃料プール温度 (SA) ※1 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ※1 使用済燃料プール水位 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 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取扱床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系系統流量 (使用済燃料プール)
		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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (2/12)

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. 11. 2. 1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手順 (1) 使用済燃料プール代替注水			
b. 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) を使用した使用済燃料プール注水 (淡水/海水)	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低压代替注水系系統流量 (使用済燃料プール) 常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 消火系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	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1 使用済燃料プール温度 (SA) ※1 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ※1 使用済燃料プール水位 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 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 低压代替注水系系統流量 (使用済燃料プール)
		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：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (3/12)

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)	
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手順 (1) 使用済燃料プール代替注水			
c. 補給水系による使用済燃料プール注水	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※1 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 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系系統流量 (使用済燃料プール) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※1 使用済燃料プール温度 (S A) ※1 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ ※1 使用済燃料プール水位 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 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 残留熱除去系系統流量
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

※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：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (4/12)

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)	
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手順 (1) 使用済燃料プール代替注水			
d. 消火系による使用済燃料プール注水	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※1 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 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低压代替注水系系統流量 (使用済燃料プール) 常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※1 使用済燃料プール温度 (S A) ※1 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ ※1 使用済燃料プール水位 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 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 残留熱除去系系統流量
		水源の確保	ろ過水貯蔵タンク水位

※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：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (5/12)

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)	
1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 使用済燃料プールのスプレイ			
a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールのスプレイ	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※1
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系系統流量 (使用済燃料プール) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 消火系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	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※1 使用済燃料プール温度 (S A) ※1 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ※1 使用済燃料プール水位 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 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系系統流量 (使用済燃料プール)
		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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (6/12)

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. 11. 2. 2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 使用済燃料プールの監視			
b. 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 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールのスプレイ (淡水/海水)	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※1 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 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系系統流量 (使用済燃料プール) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 消火系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	使用済燃料プールの監視
	補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 低圧代替注水系系統流量 (使用済燃料プール)	
	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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (7/12)

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. 11. 2. 2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 使用済燃料プールスプレイ			
c. 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 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールスプレイ (淡水/海水)	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※ ¹ 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 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系系統流量 (使用済燃料プール) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 消火系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	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※ ¹ 使用済燃料プール温度 (S A) ※ ¹ 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ※ ¹ 使用済燃料プール水位 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 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報
		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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。

※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (8/12)

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. 11. 2. 2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (2) 漏えい緩和			
a. 使用済燃料プール漏えい緩和	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※1 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 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報 スキマサージタンク水位 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧代替注水系系統流量 (使用済燃料プール) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※1 使用済燃料プール監視カメラ※1 使用済燃料プール水位 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 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
		補機監視機能	使用済燃料プール水位低 警報

- ※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：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (9/12)

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)
1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順 (1) 使用済燃料プールの状態監視		
a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動	判断基準	使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール水位 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※ ¹ 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール温度 (S A) ※ ¹
		補機監視機能 使用済燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール温度高 警報 スキマサージタンク水位 原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系海水系系統流量
	操作	使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール監視カメラ※ 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：自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3：炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (10/12)

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)	
1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順 (1) 使用済燃料プール冷却 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却			
(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度 使用済燃料プール温度 (SA) ※1 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1
	補機監視機能		使用済燃料プール温度高 警報 スキマサージタンク水位 原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系海水系系統流量
	操作	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1 使用済燃料プール温度 (SA) ※1 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール監視カメラ※1 使用済燃料プール水位 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 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ
	補機監視機能		使用済燃料プール温度高 警報

- ※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (11/12)

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)
1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順 (1) 使用済燃料プール冷却 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却		
(b) 緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保	判断基準	使用済燃料プールの監視 使用済燃料プール温度 使用済燃料プール温度 (SA) ※1 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) ※1
		補機監視機能 使用済燃料プール温度高 警報 原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系海水系系統流量
	操作	補機監視機能 緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器)

※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

監視計器一覧 (12/12)

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)	
1.11.2.4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順 (1) 使用済燃料プール冷却 a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却			
(c) 可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水(海水)の確保	判断基準	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度 使用済燃料プール温度 (S A) ※1 使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) ※1
		補機監視機能	使用済燃料プール温度高 警報 原子炉補機冷却系ポンプ吐出ヘッド圧力 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (代替燃料プール冷却系熱交換器)
	操作	補機監視機能	代替燃料プール冷却系熱交換器出口温度

- ※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: 自主対策設備の計器により計測する有効監視パラメータを示す。
 ※3: 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータではないが、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

第1.11-3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>【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</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M C C
	代替燃料プール注水系 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M C C
	代替燃料プール冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C
	代替燃料プール冷却系 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M C C
	中央制御室監視計器類	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 直流125V主母線盤 2 B 緊急用直流125V主母線盤 緊急用M C C

(凡例)

□ : AND 条件 — : フロントライン系の代替設備・手段による対応
 △ : OR 条件
 □ (実線) : フロントライン系 - - - : サポート系の代替設備・手段による対応
 □ (点線) : サポート系

- ① 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水
- ・常設低圧代替注水系ポンプ ・代替淡水貯槽
- ② 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）を使用した使用済燃料プール注水（淡水/海水）
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
 - ・代替淡水貯槽

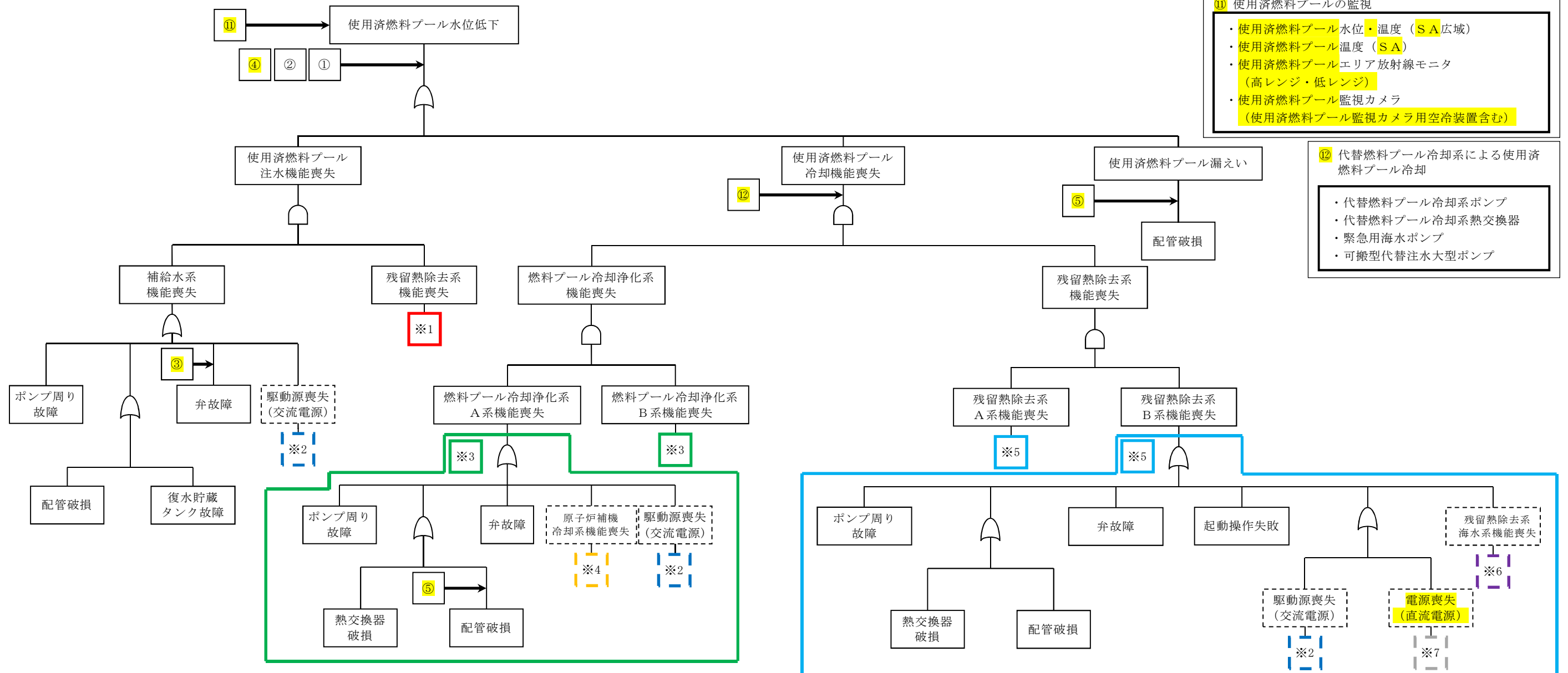
- ③ 補給水系による使用済燃料プール注水
- ・復水移送ポンプ ・復水貯蔵タンク

- ④ 消火系による使用済燃料プール注水
- ・電動駆動消火ポンプ ・ディーゼル駆動消火ポンプ
 - ・ろ過水貯蔵タンク ・多目的タンク

- ⑤ 漏えい抑制
- ・使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）

- ⑪ 使用済燃料プールの監視
- ・使用済燃料プール水位・温度（SA広域）
 - ・使用済燃料プール温度（SA）
 - ・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）
 - ・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含む）

- ⑫ 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却
- ・代替燃料プール冷却系ポンプ
 - ・代替燃料プール冷却系熱交換器
 - ・緊急用海水ポンプ
 - ・可搬型代替注水大型ポンプ



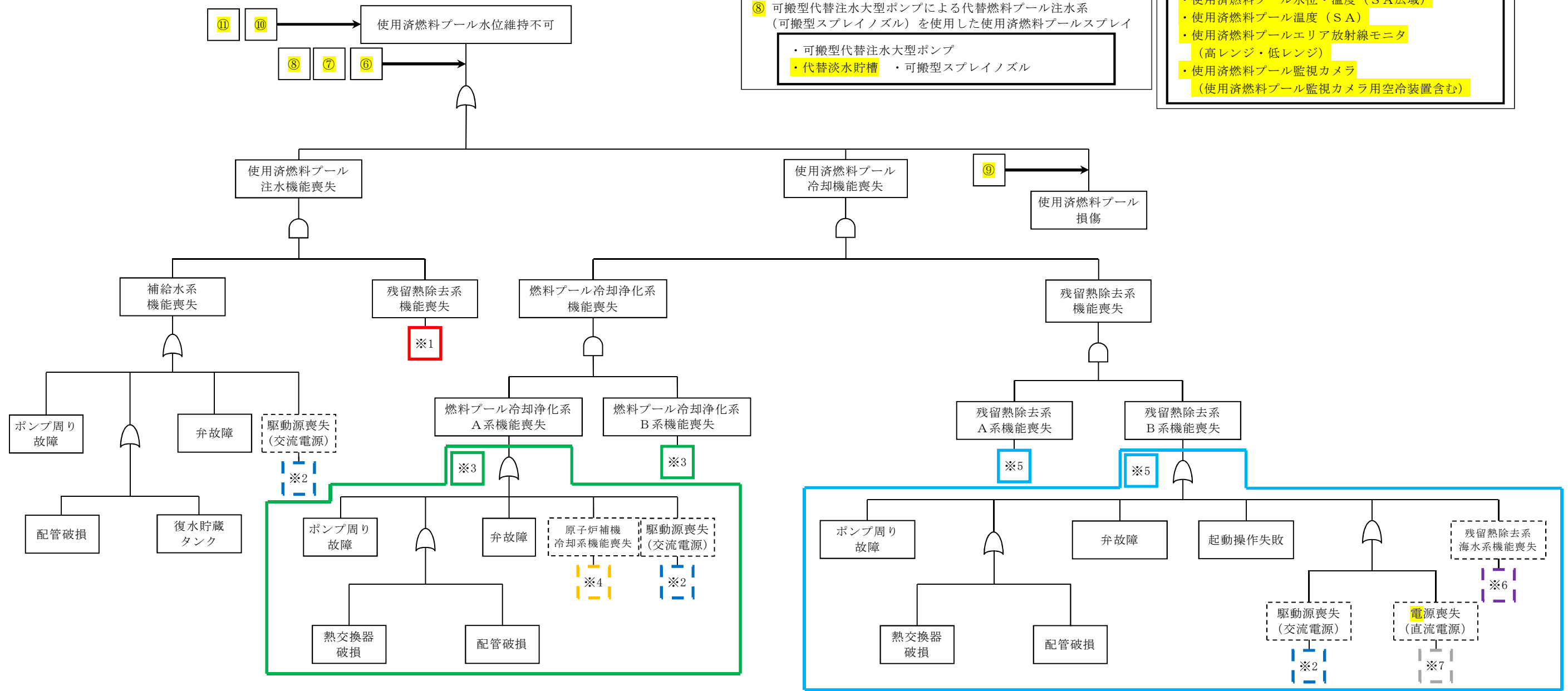
第1.11-1図 機能喪失原因対策分析 (1/3)

(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
- (点線) : サポート系

- ⑥ 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールスプレイ
 - ・ 常設低圧代替注水系ポンプ
 - ・ 代替淡水貯槽
 - ・ 常設スプレイヘッド
- ⑦ 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 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールスプレイ
 - ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
 - ・ 代替淡水貯槽
 - ・ 常設スプレイヘッド
- ⑧ 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 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールスプレイ
 - ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
 - ・ 代替淡水貯槽
 - ・ 可搬型スプレイノズル

- ⑨ 漏えい緩和
 - ・ シール材
 - ・ 接着剤
 - ・ ステンレス鋼板
 - ・ 吊り降ろしロープ
- ⑩ 大気への拡散抑制
 - ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
 - ・ 放水砲
 - ・ SA用海水ビッド
- ⑪ 使用済燃料プールの監視
 - ・ 使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)
 - ・ 使用済燃料プール温度 (SA)
 - ・ 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)
 - ・ 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含む)



第1.11-1図 機能喪失原因対策分析 (2/3)

(凡例)

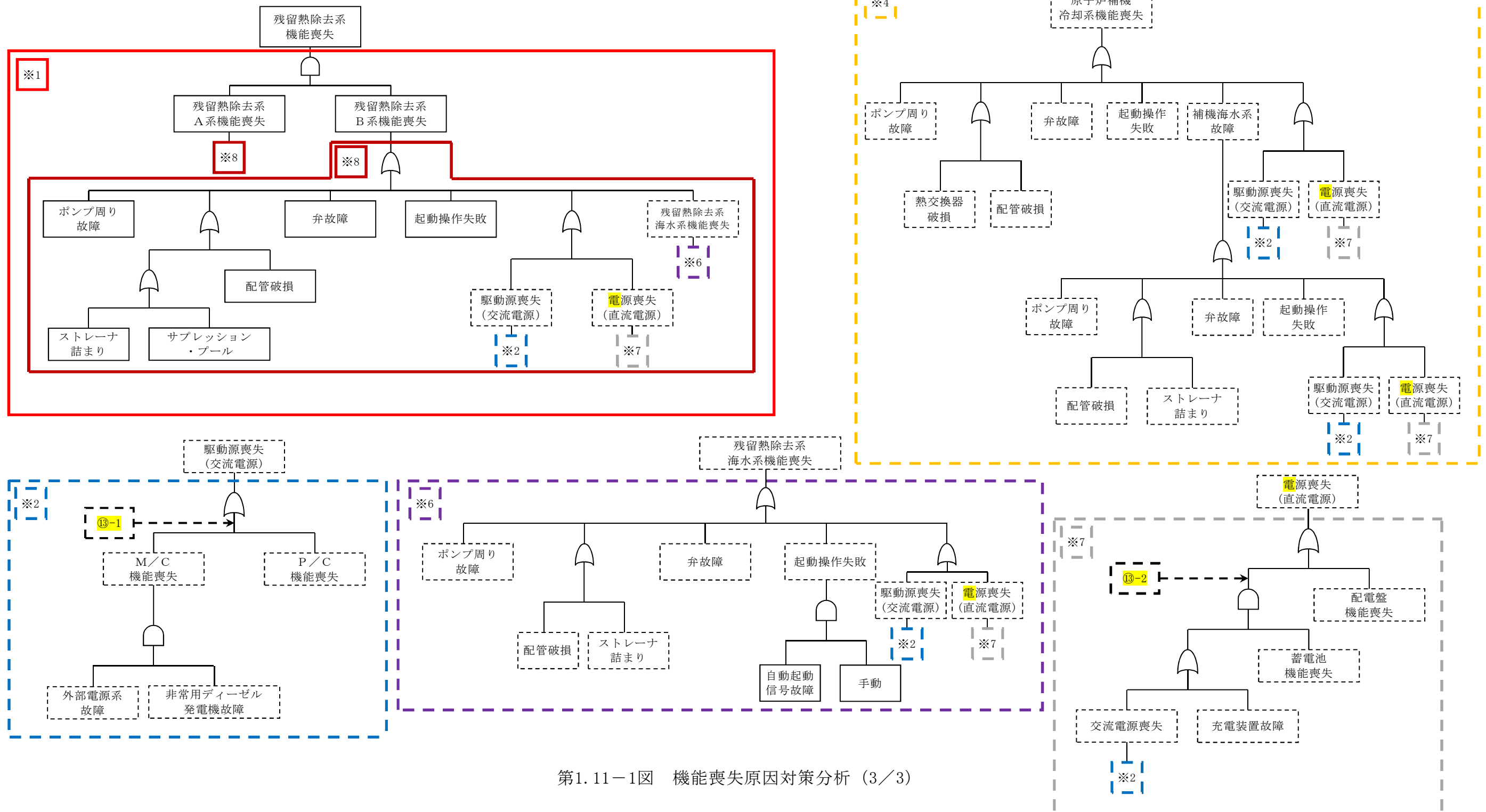
- : AND 条件
- △ : OR 条件
- : フロントライン系の代替設備・手段による対応
- - - : サポート系の代替設備・手段による対応
- (点線) : サポート系

⑬-1 代替電源による給電【交流】

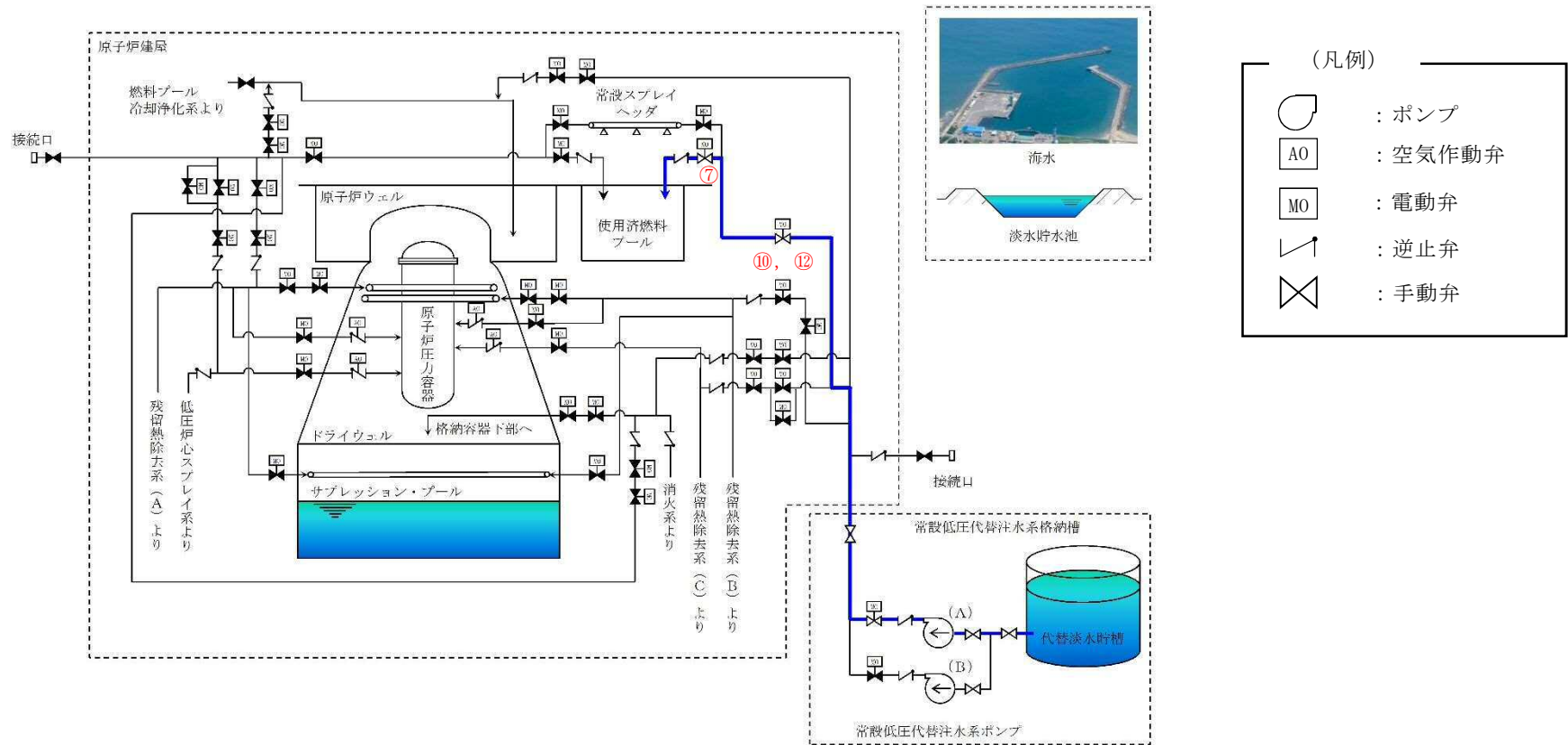
- ・使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)
- ・使用済燃料プール温度 (SA)
- ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ・使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置含む)

⑬-2 代替電源による給電【直流】

- ・使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)
- ・使用済燃料プール温度 (SA)
- ・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)
- ・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含む)



第1.11-1図 機能喪失原因対策分析 (3/3)



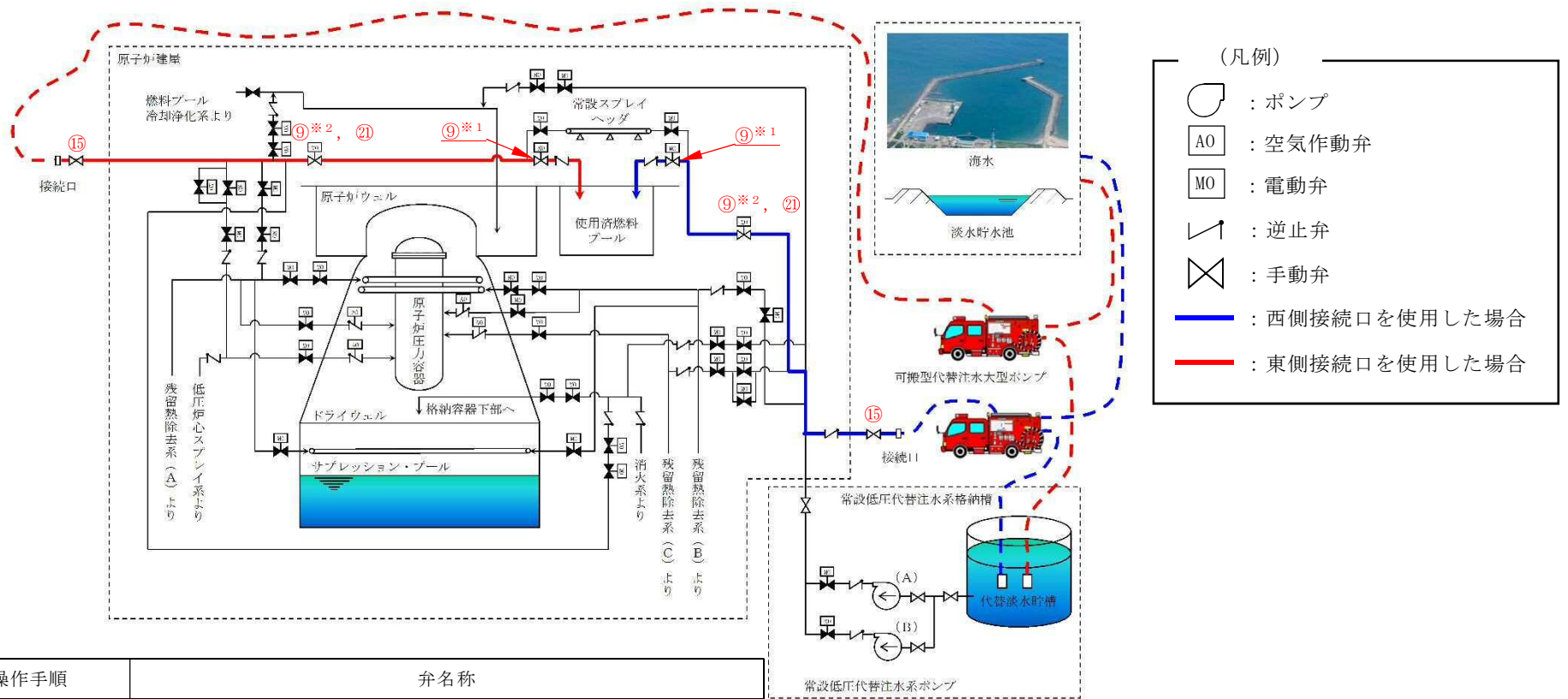
操作手順	弁名称
⑦	使用済燃料プール注水ライン元弁
⑩, ⑫	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.11-2図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水 概要図

		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	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水																			
常設低圧代替注水系 ポンプによる代替燃 料プール注水系（注水 ライン）を使用した使 用済燃料プール注水	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動																		
			系統構成																		
			注水開始操作																		
			→																		

第1.11-3図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水 タイムチャート

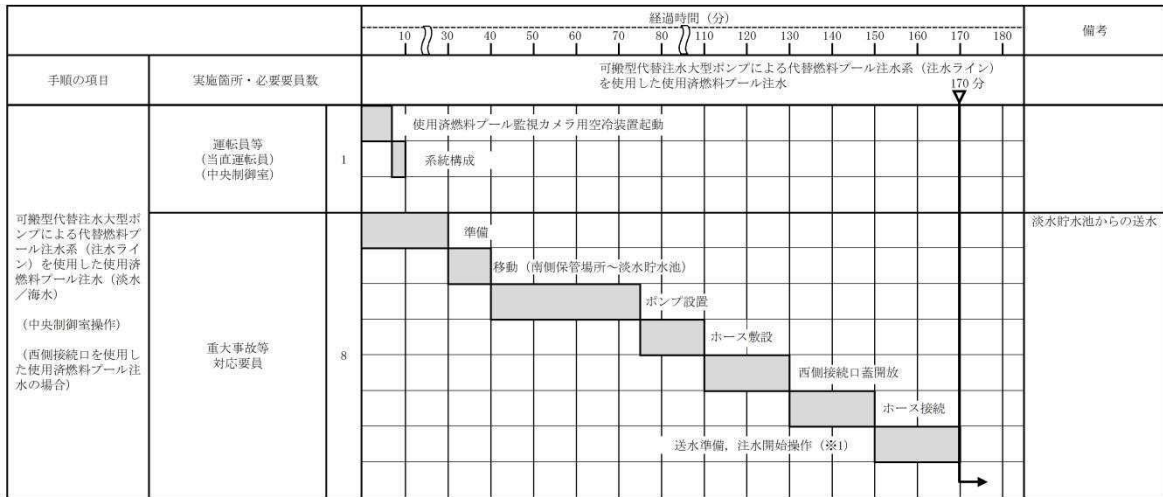


操作手順	弁名称
⑨※1	使用済燃料プール注水ライン元弁
⑨※2, ⑳	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁
⑮	西側接続口又は東側接続口の弁

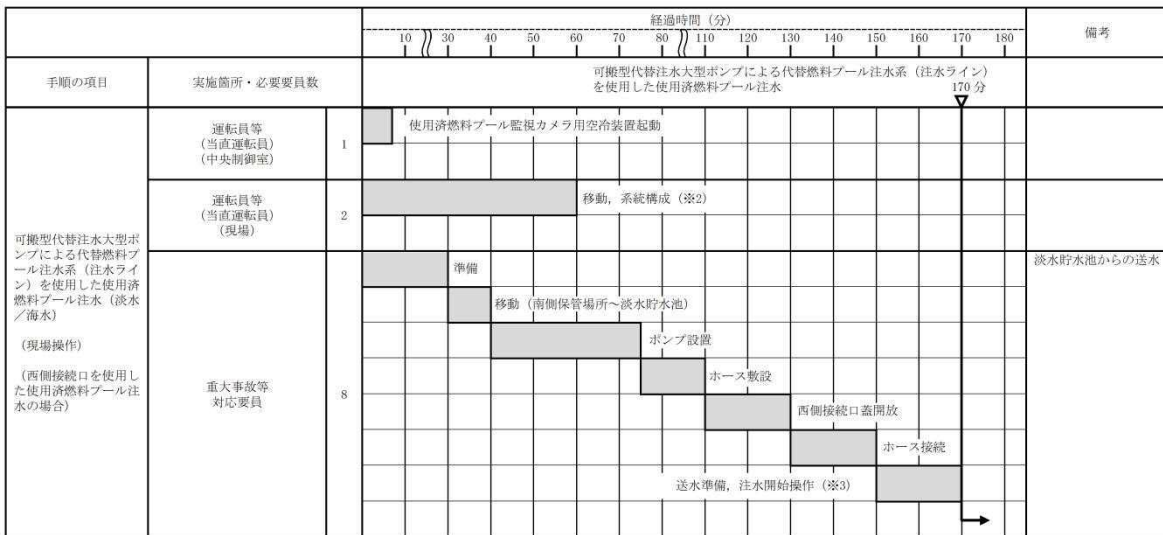
記載例 ① : 操作手順番号を示す。
 ※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.11-4図 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）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

概要図



※1：東側接続口を使用した送水の場合、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) を使用した使用済燃料プール注水開始まで135分以内と想定する。



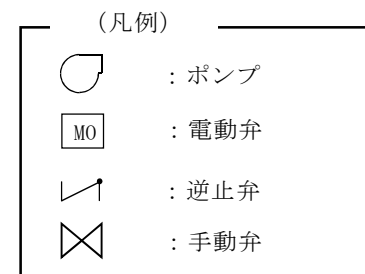
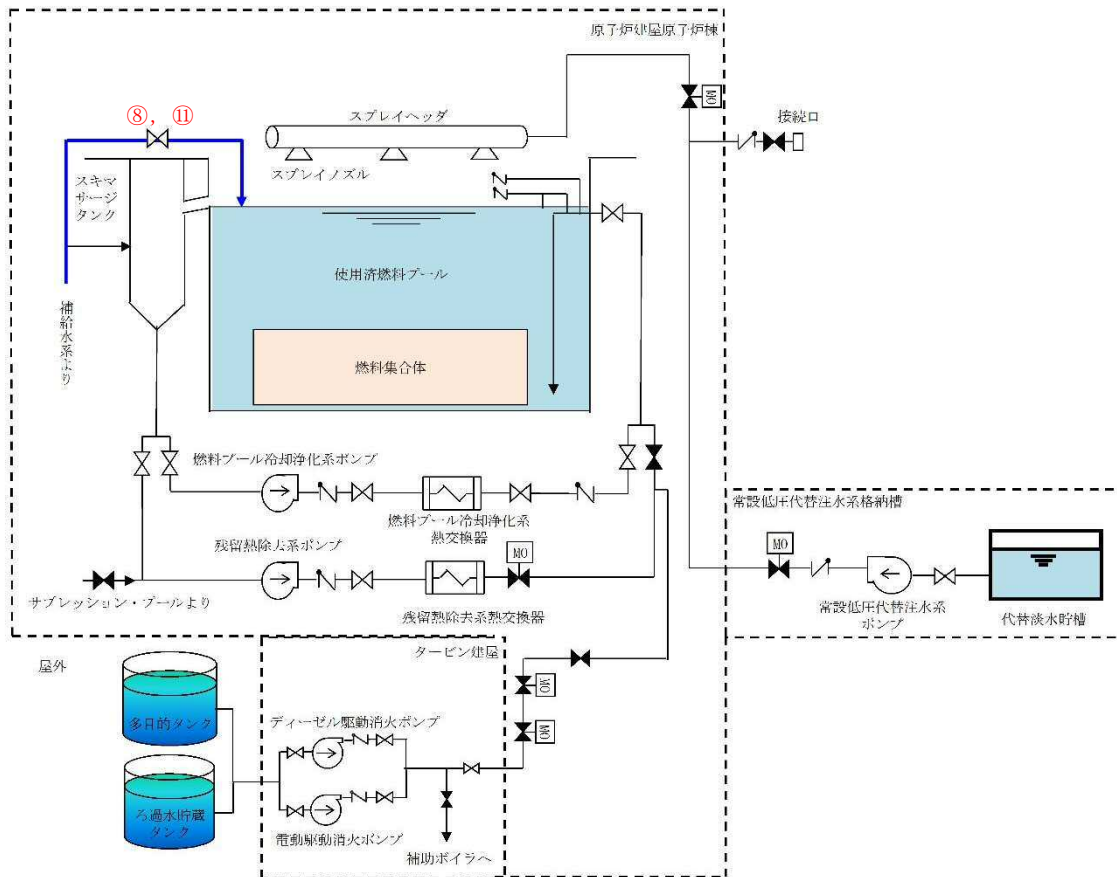
※2：東側接続口を使用した送水の場合、移動、系統構成は55分以内と想定する。

※3：東側接続口を使用した送水の場合、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) を使用した使用済燃料プール注水開始まで135分以内と想定する。

第1.11-5図 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) を使用した使用済燃料プール注水 (淡水/海水)

タイムチャート



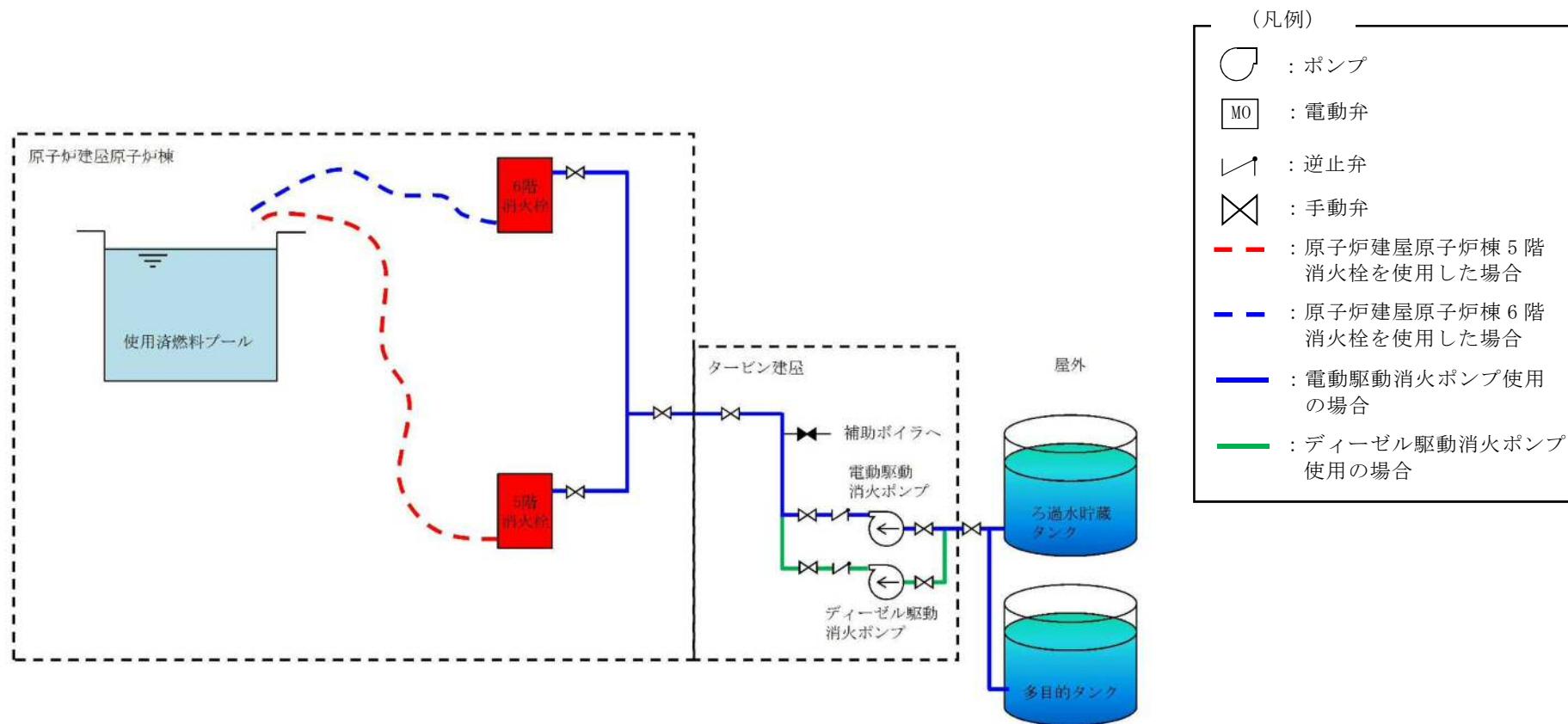
操作手順	弁名称
⑧, ⑪	燃料プール周り補給水元弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.11-6図 補給水系による使用済燃料プール注水 概要図

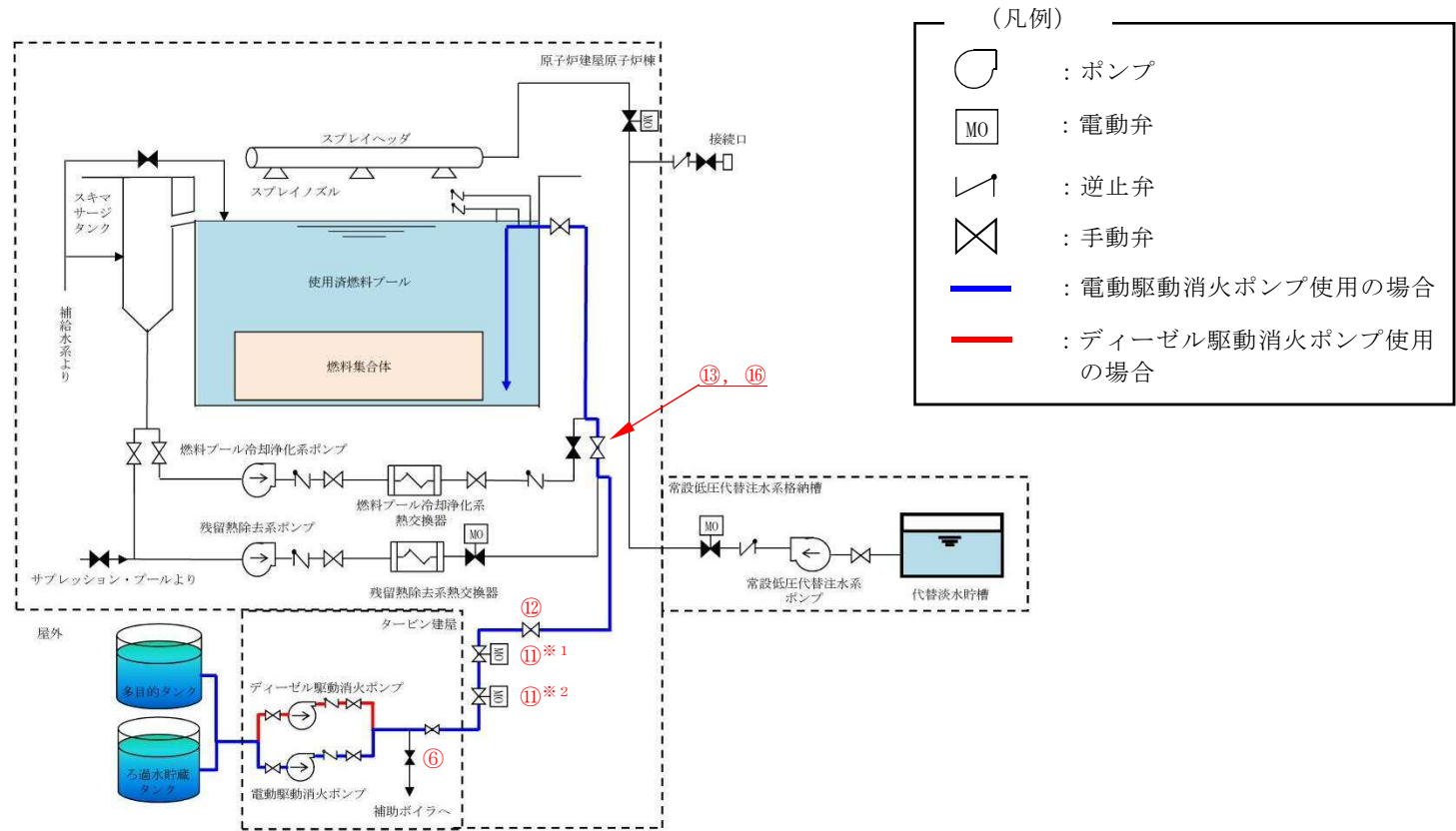
手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間 (分)										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
			補給水系による使用済燃料プール注水 55分										
補給水系による使用済燃料 プール注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動										
			準備										
	運転員等 (当直運転員) (現場)	2	移動										
			系統構成, 注水開始操作										

第1.11-7図 補給水系による使用済燃料プール注水 タイムチャート



【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】

第 1.11-8 図 消火系による使用済燃料プール注水 (1/2) 概要図



【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥	補助ボイラ冷却水元弁	⑫	残留熱除去系 (B) 燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁
⑪※1, ⑪※2	残留熱除去系 (B) 消火系ライン弁	⑬, ⑯	残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.11-8図 消火系による使用済燃料プール注水 (2/2) 概要図

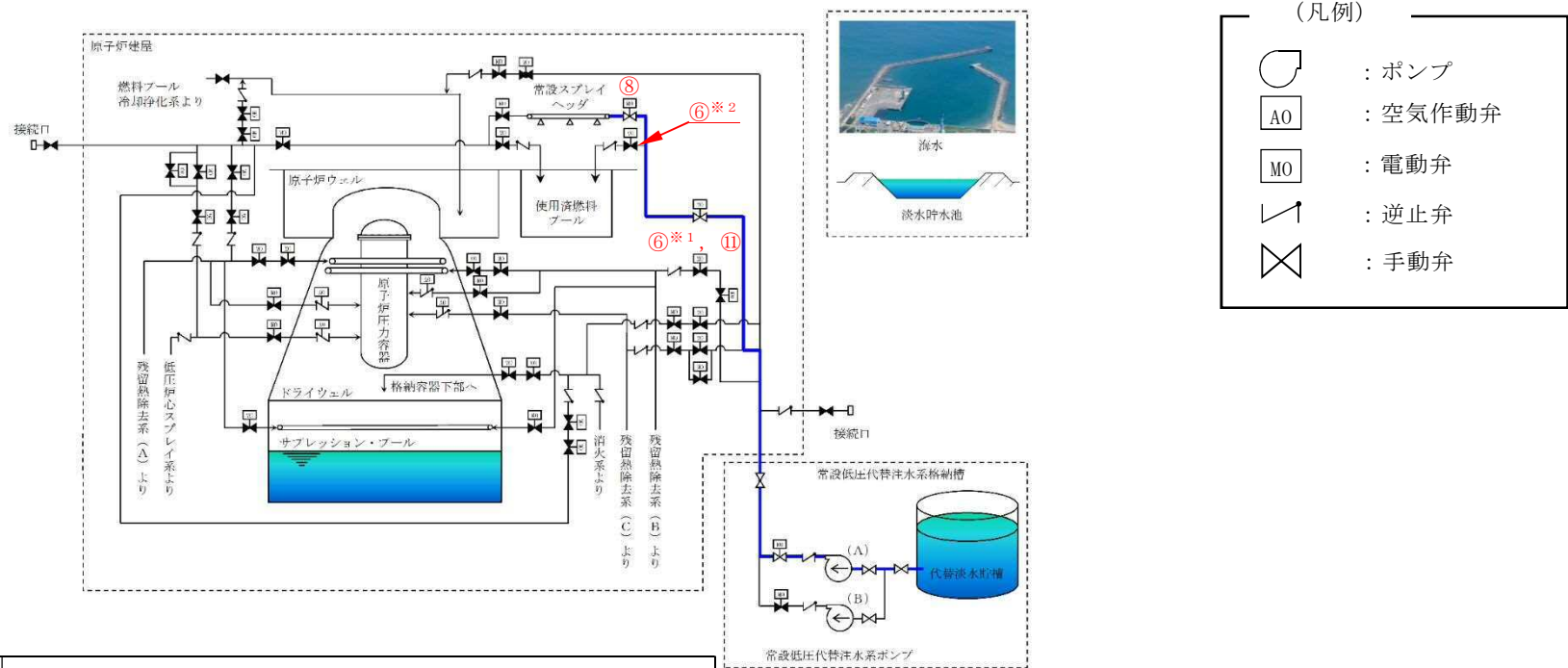
		経過時間 (分)															備考
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75	
手順の項目	実施箇所・必要員数	消火系による使用済燃料プール注水 60分															
消火系による使用済燃料プール注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1															
【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】	運転員等 (当直運転員) (現場)	3															
	運転員等 (重大事故等 対応要員) (現場)	1															

【消火栓を使用した使用済燃料プール注水の場合】

		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・必要員数	消火系による使用済燃料プール注水 100分												
消火系による使用済燃料プール注水	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1												
【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】	運転員等 (当直運転員) (現場)	2												

【残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合】

第1.11-9図 消火系による使用済燃料プール注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑥※1, ⑩	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁
⑥※2	使用済燃料プール注水ライン元弁
⑧	使用済燃料プールのスプレイライン元弁

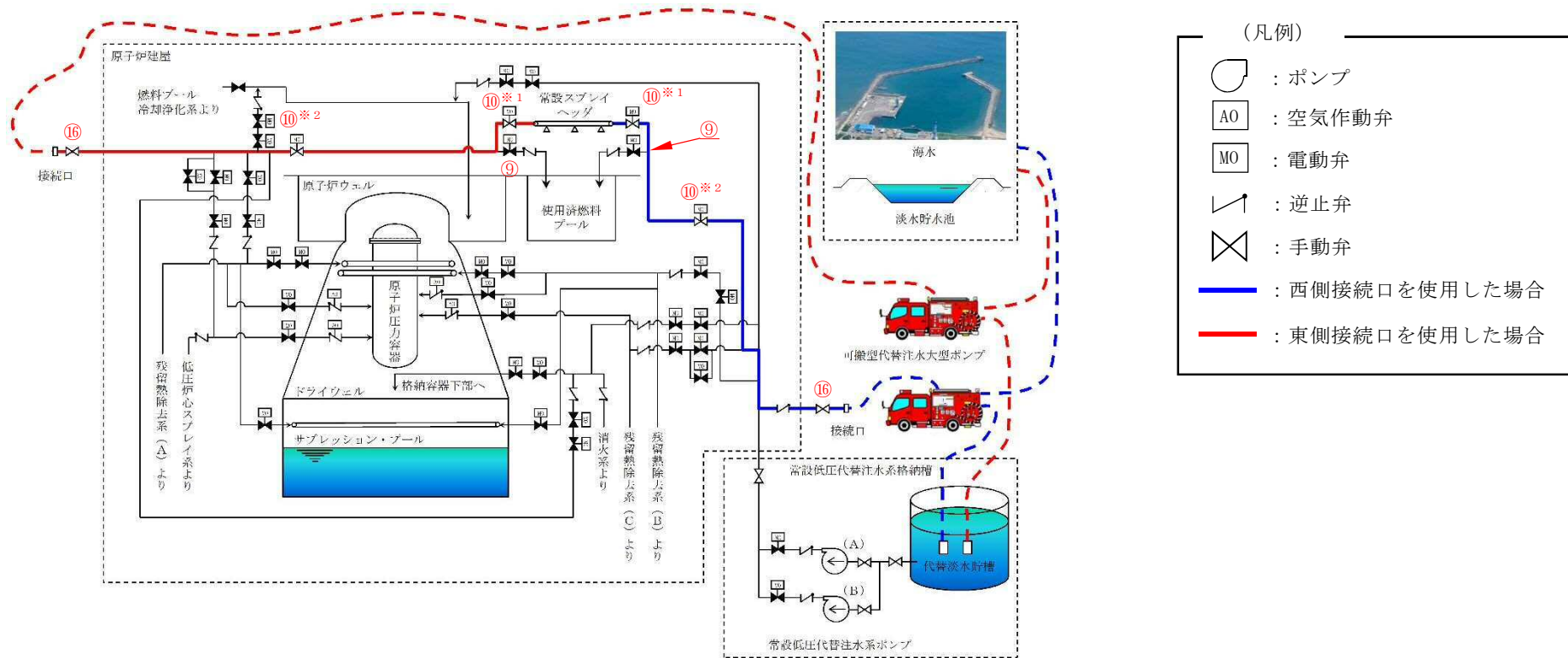
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.11-10図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ 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	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ											
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ	運転員等 （当直運転員） （中央制御室）	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動										
			系統構成										
			スプレイ開始操作										
													16分

第1.11-11図 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ タイムチャート

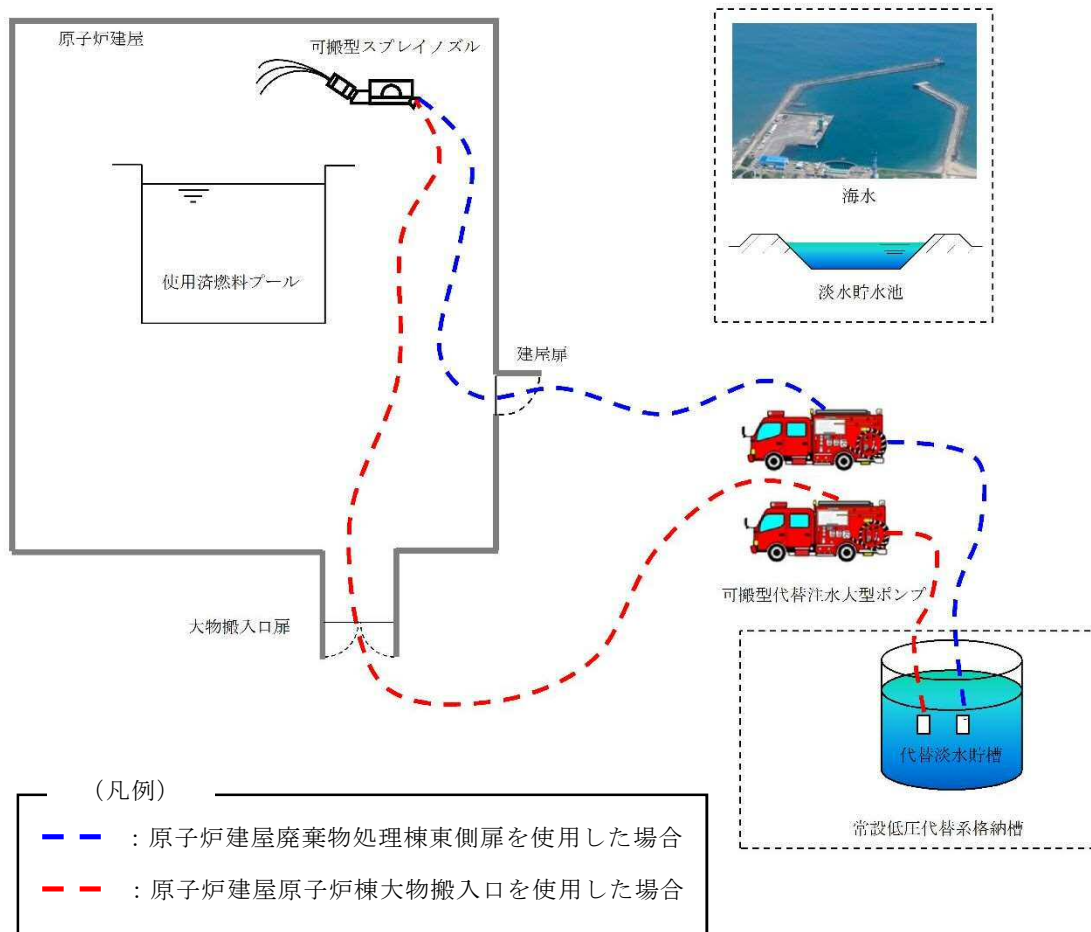


操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑨	使用済燃料プール注水ライン元弁	⑩※2	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁
⑩※1	使用済燃料プールスプレイライン元弁	⑬	西側接続口又は東側接続口の弁

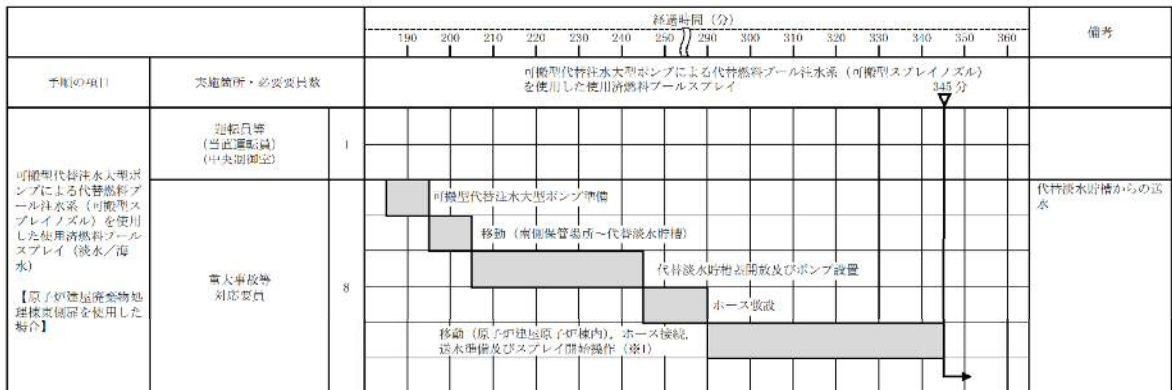
記載例 ①：操作手順番号を示す。

※1：操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.11-12図 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（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水） 概要図



第1.11-14図 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（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水） 概要図



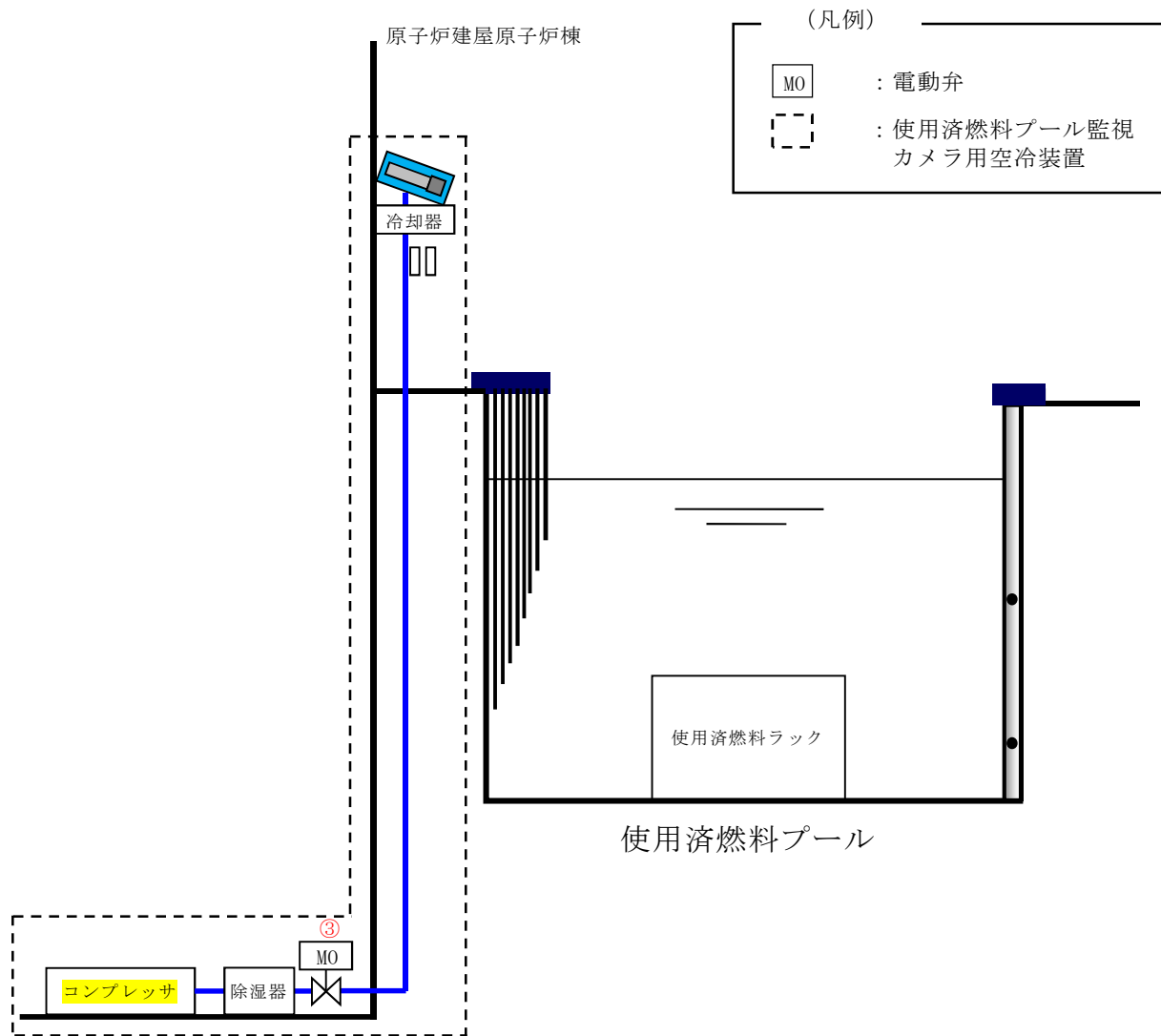
※1：淡水貯水池から使用済燃料プールへ送水する場合、330分以内と想定する。

【原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉を使用した場合】

第1.11-15図 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（可搬型スプレインノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水/海水） タイムチャート（1/2）

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	100	110	120	130	140	150	
			使用済燃料プール漏えい緩和措置完了 150分															
使用済燃料プール漏えい緩和	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動															
	重大事故等 対応要員	4	移動、緩和措置															

第1.11-16図 使用済燃料プール漏えい緩和 タイムチャート



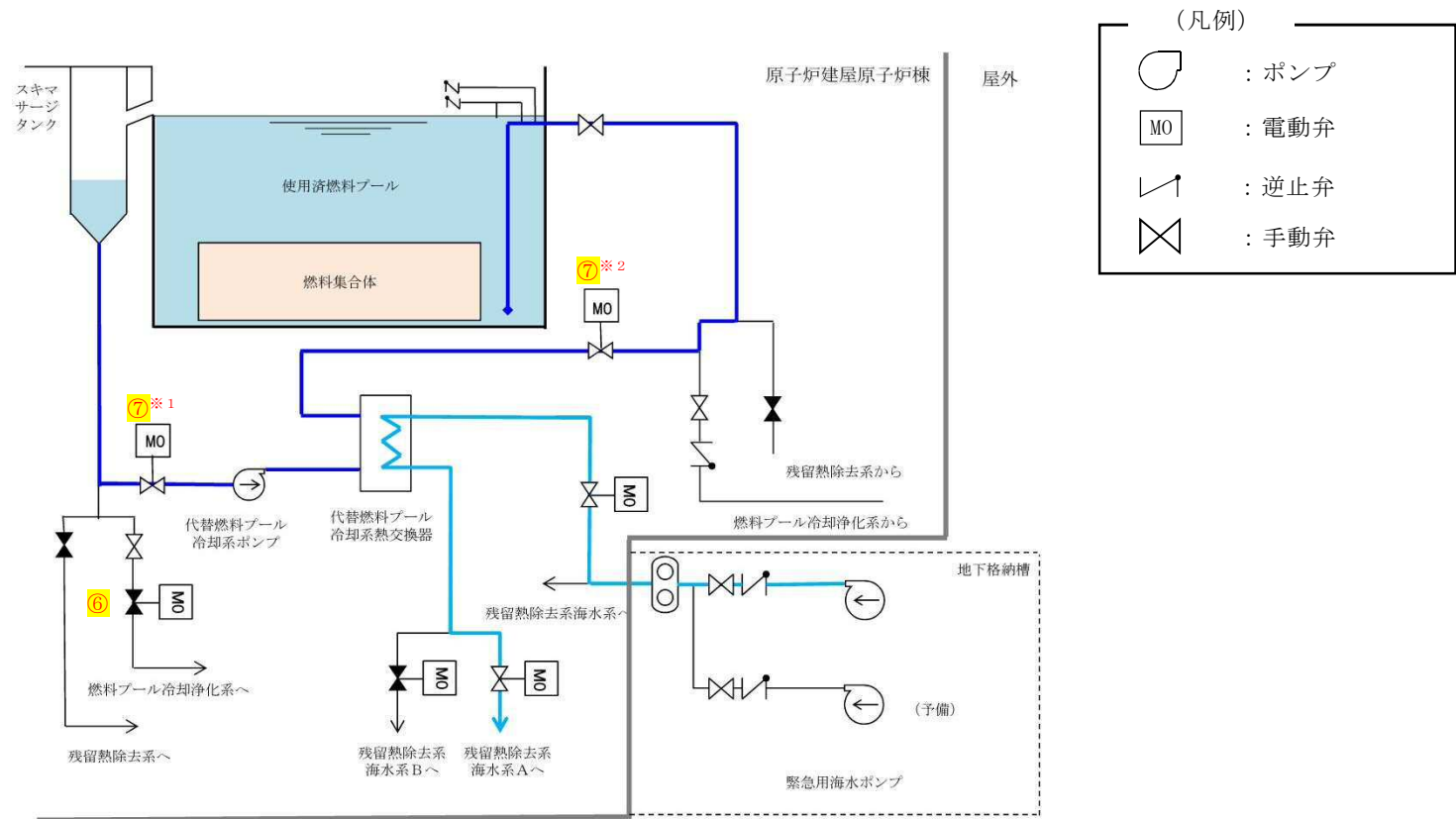
操作手順	弁名称
③	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

第1.11-17図 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 概要図

手順の項目		実施箇所・必要要員数	経過時間(分)									備考
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	
			使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 7分									
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動		運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	準備			起動操作					

第1.11-18図 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑥	燃料プール冷却浄化系入口隔離弁
⑦※1	代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁
⑦※2	代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁

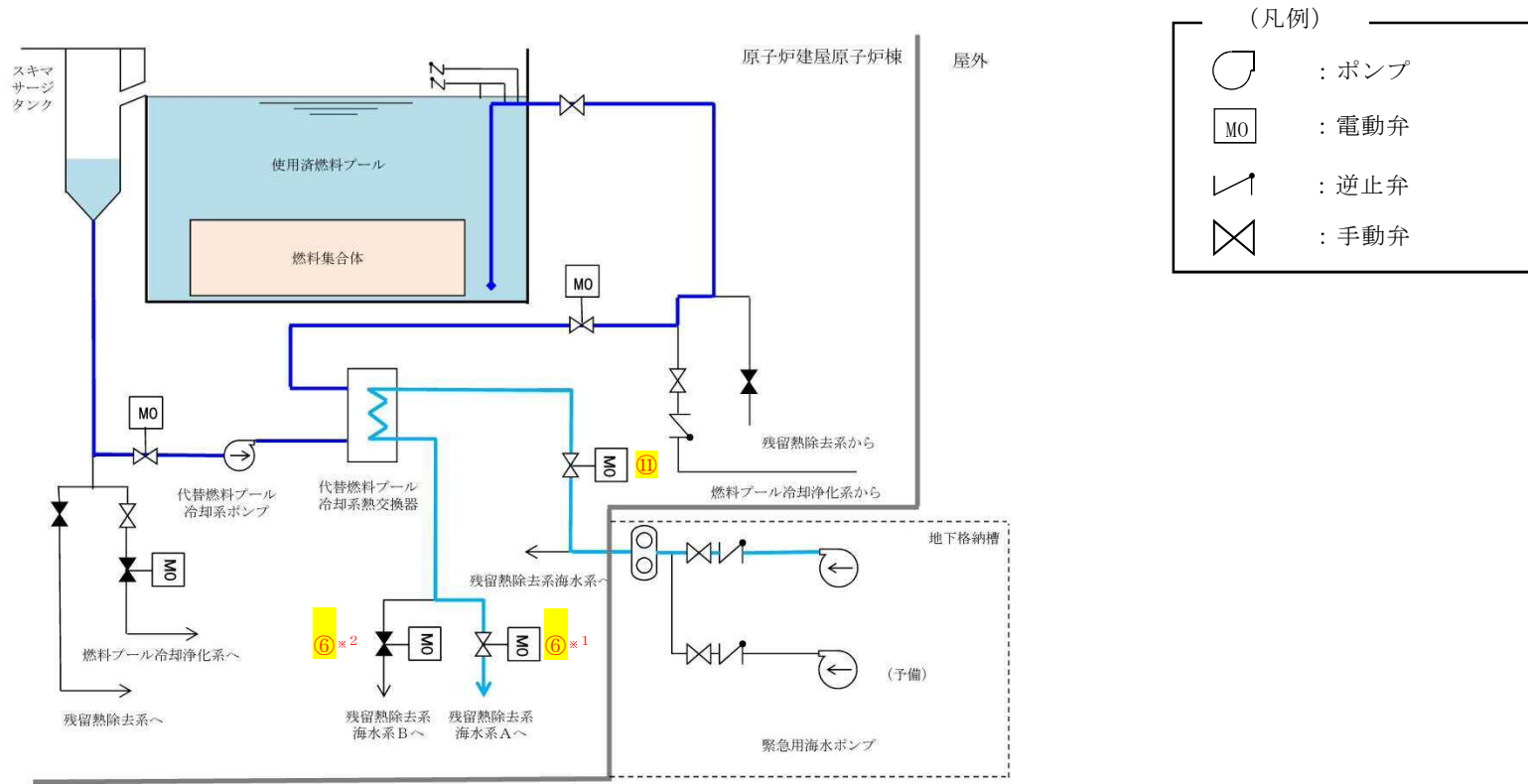
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1: 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.11-19図 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 概要図

手順の項目		実施箇所・必要員数	経過時間(分)												備考
			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	
			代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 15分												
代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 15分												
			使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動												
			系統構成、冷却開始操作												

第1.11-20図 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却 タイムチャート



操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑥* ¹	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁 (A)	㊦	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁
⑥* ²	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁 (B)		

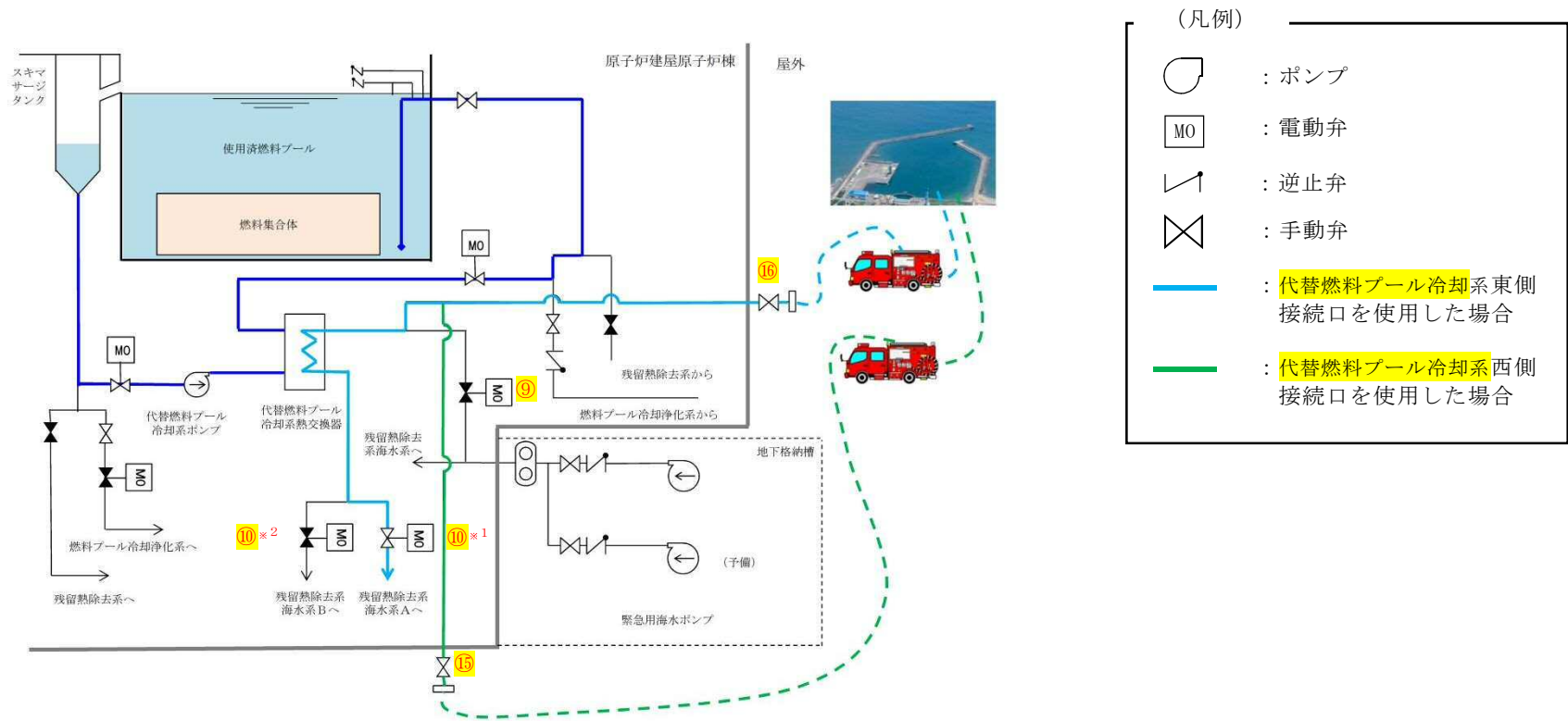
記載例 ① : 操作手順番号を示す。

※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.11-21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・必要員数	経過時間(分)												備考			
			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24				
			緊急用海水系による冷却水の確保 20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)	1	準備															
			系統構成															
			冷却水供給開始操作															

第1.11-22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

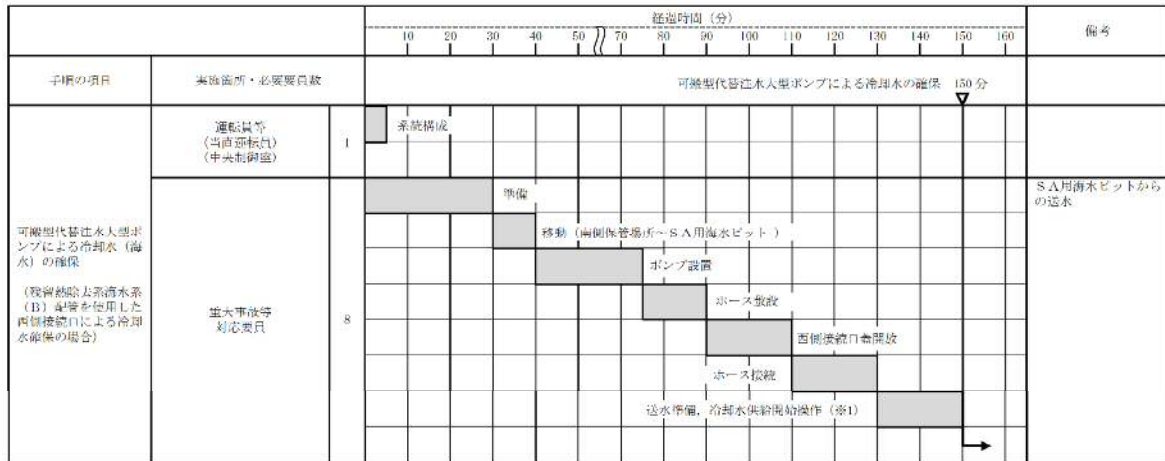


操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
⑨	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量調節弁	⑩※ ²	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁 (B)
⑩※ ¹	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライン切替え弁 (A)	⑬	代替燃料プール冷却系西側接続口又は代替燃料プール冷却系東側接続口の弁

記載例 ① : 操作手順番号を示す。

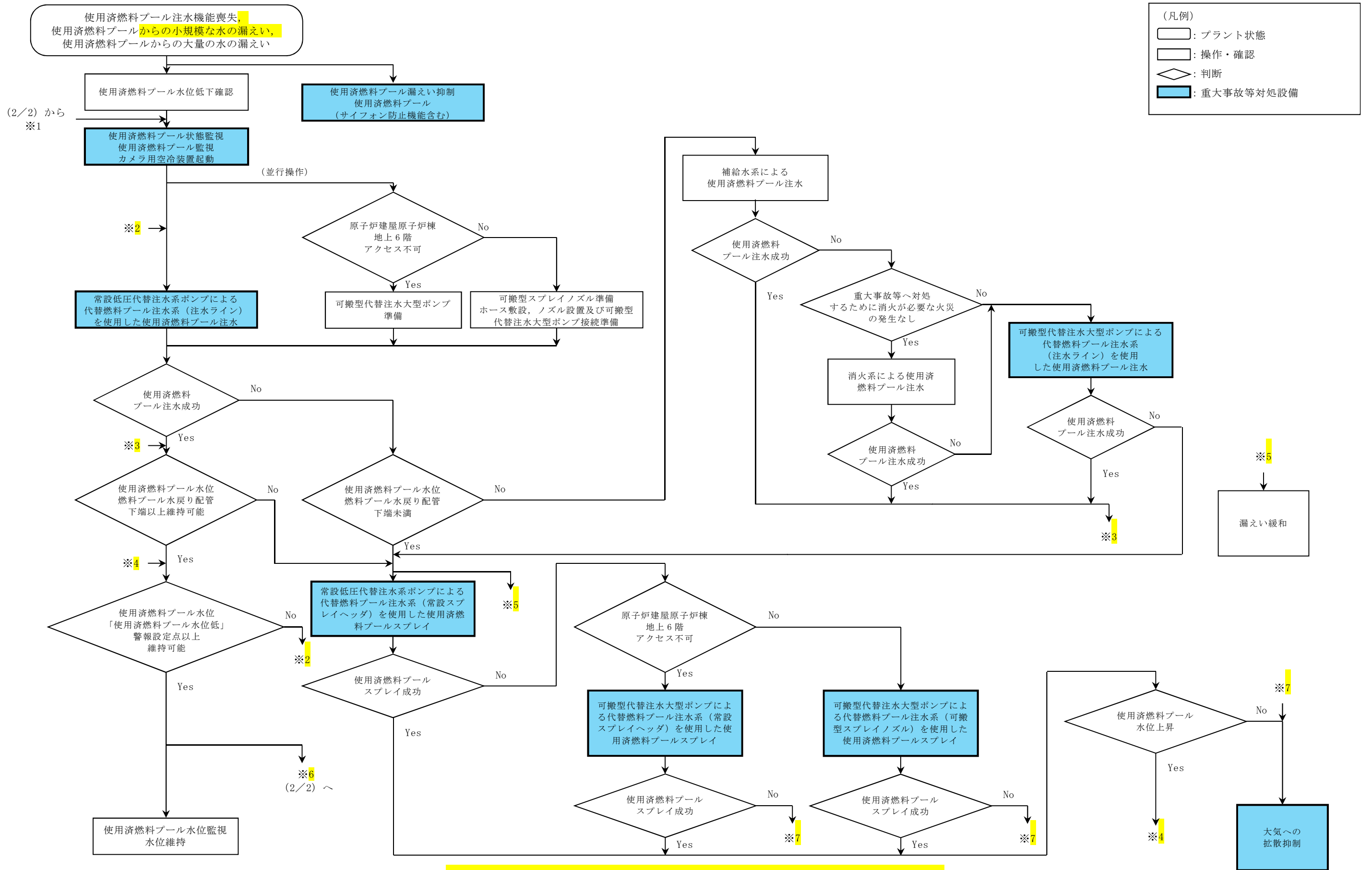
※1 : 操作手順番号内の操作対象又は確認対象を示し、数字は対象順を示す。

第1.11-23図 可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保 概要図

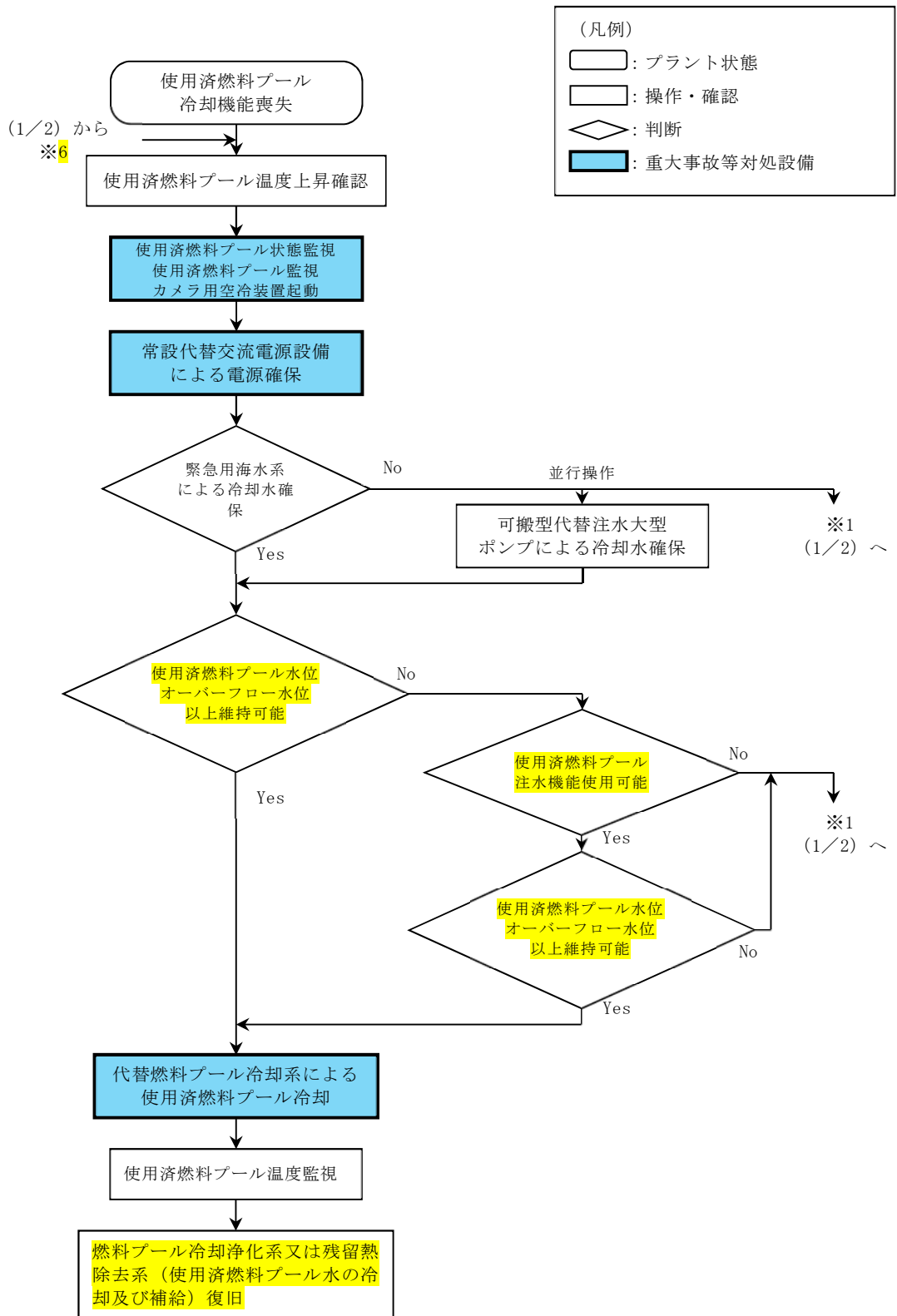


※1：代替燃料プール冷却系東側接続口を使用した送水の場合，可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水確保開始まで135分以内と想定する。

第1.11-24図 可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保 タイムチャート



第1.11-25図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)



第1.11-25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（1.11）	番号	設置許可基準規則（第54条）	技術基準規則（第69条）	番号
<p>【本文】</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止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か、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水が漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止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>1 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水が漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止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>1 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水が漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑦
<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p>	—	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、設置許可基準規則解釈第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p>	—
<p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止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>a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備として、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止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>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p>	<p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止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>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p>	⑧
<p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止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>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	③	<p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p>	<p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p>	⑨
<p>b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。</p>	④	<p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止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>a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。</p>	<p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止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>a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。</p>	⑩
<p>4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。</p>	⑤	<p>b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p>	<p>b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p>	⑪
<p>b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑥	<p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p>	<p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p>	⑫
<p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p>	⑥	<p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p>	<p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p>	⑬
<p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑥	<p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑭
<p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>	⑥	<p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>	<p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>	⑮

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

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 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プールの注水系 （注水ライン）を使用した使用済燃料プールの注水	常設低圧代替注水系ポンプ	新設	① ② ⑦ ⑨	-	補給水系による使用済燃料プールの注水	復水移送ポンプ
	低圧代替注水系配管・弁	新設				補給水系配管・弁
	代替燃料プール注水系配管・弁	新設				使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）
	使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）	新設				復水貯蔵タンク
	代替淡水貯槽	新設				非常用交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				燃料補給設備
	燃料補給設備	新設				電動駆動消火ポンプ
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プールの注水系 （注水ライン）を使用した使用済燃料プールの注水	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ② ⑦ ⑨	-	消火栓を使用した使用済燃料プールの注水の場合	ディーゼル駆動消火ポンプ
	低圧代替注水系配管・弁	新設				消火系配管・弁・ホース
	代替燃料プール注水系配管・弁	新設				使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）
	使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）	新設				ろ過水貯蔵タンク
	代替淡水貯槽	新設				多目的タンク
	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				燃料補給設備
	燃料補給設備	新設				-

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

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 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
—	—	—	—	—	(残留熱除去系ラインを使用した使用済燃料プール注水の場合) 消火系による使用済燃料プール注水	電動駆動消火ポンプ
						ディーゼル駆動消火ポンプ
						消火系配管・弁
						残留熱除去系 (B) 配管・弁
						使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む)
						ろ過水貯蔵タンク
						多目的タンク
						非常用交流電源設備
					燃料補給設備	
漏えい 抑制	使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む)	新設	① ⑦	—	—	—

※1 : 使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

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 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
(常設 スプレイ ヘッド) を 使用 した 使用 済 燃料 プール 注水系	常設 低压代替注水系ポンプ	新設	① ③ ④ ⑦ ⑪ ⑫	-		
	低压代替注水系配管・弁	新設				
	代替燃料プール注水系配管・弁	新設				
	常設スプレイヘッド	新設				
	使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む)	新設				
	代替淡水貯槽	新設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	燃料補給設備	新設				
(常設 スプレイ ヘッド) を 使用 した 使用 済 燃料 プール 注水系	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ③ ④ ⑦ ⑪ ⑫	-		
	低压代替注水系配管・弁	新設				
	代替燃料プール注水系配管・弁	新設				
	常設スプレイヘッド	新設				
	使用済燃料プール (サイフォン防止機能含む)	新設				
	代替淡水貯槽	新設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	燃料補給設備	新設				

※1 : 使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

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 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
代替燃料プールの注水系（可搬型代替注水大型ポンプによる） を使用した使用済燃料プールのスプレイ	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ③ ④ ⑦ ⑧ ⑩ ⑪ ⑫	-	-	-
	ホース	新設				
	可搬型スプレイノズル	新設				
	使用済燃料プール（サイフォン防止機能含む）	新設				
	代替淡水貯槽	新設				
	燃料補給設備	新設				
-	-	-	-	-	漏えい緩和	シール材
-	-	-	-	-		接着剤
-	-	-	-	-		ステンレス鋼板
-	-	-	-	-		吊り降ろしロープ
大気への拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ	新設	① ④ ⑦ ⑫	-	-	-
	ホース	新設				
	SA用海水ビット	新設				
	放水砲	新設				
	燃料補給設備	新設				

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

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 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)	新設	① ⑤ ⑥ ⑦ ⑬ ⑭ ⑮	-	-	-
	使用済燃料プール温度 (S A)	新設				
	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)	新設				
	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)	新設				
代替電源による給電	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)	新設	① ⑥ ⑦ ⑭	-		
	使用済燃料プール温度 (S A)	新設				
	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)	新設				
	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)	新設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	常設代替直流電源設備	新設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
	燃料補給設備	新設				

※1 : 使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

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 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

■ 重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却①	代替燃料プール冷却系ポンプ	新設	① ⑦	-	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却②	代替燃料プール冷却系ポンプ
	代替燃料プール冷却系熱交換器	新設				代替燃料プール冷却系熱交換器
	代替燃料プール冷却系配管・弁	新設				代替燃料プール冷却系配管・弁
	緊急用海水ポンプ	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
	使用済燃料プール	既設				使用済燃料プール
	スキマサージタンク	既設				スキマサージタンク
	燃料プール冷却浄化系配管・弁	既設				燃料プール冷却浄化系配管・弁
	緊急用海水系配管・弁・ストレータ	新設				緊急用海水系配管・弁・ストレータ
	残留熱除去系海水系配管・弁	既設				残留熱除去系海水系配管・弁
	緊急用海水ポンプビット	新設				緊急用海水ポンプビット
	常設代替交流電源設備	新設				常設代替交流電源設備
	燃料補給設備	新設				燃料補給設備

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

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（1.11）	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止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>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として、常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プール内の燃料体等を冷却するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止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>使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止する手段として、常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和するために必要な手順等を整備する。</p>

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (9/11)

技術的能力審査基準 (1.11)	適合方針
<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p>	<p>—</p>
<p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止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>a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として、代替注水設備である常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プール内の燃料体等を冷却するために必要な手順等を整備する。</p>

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（10/11）

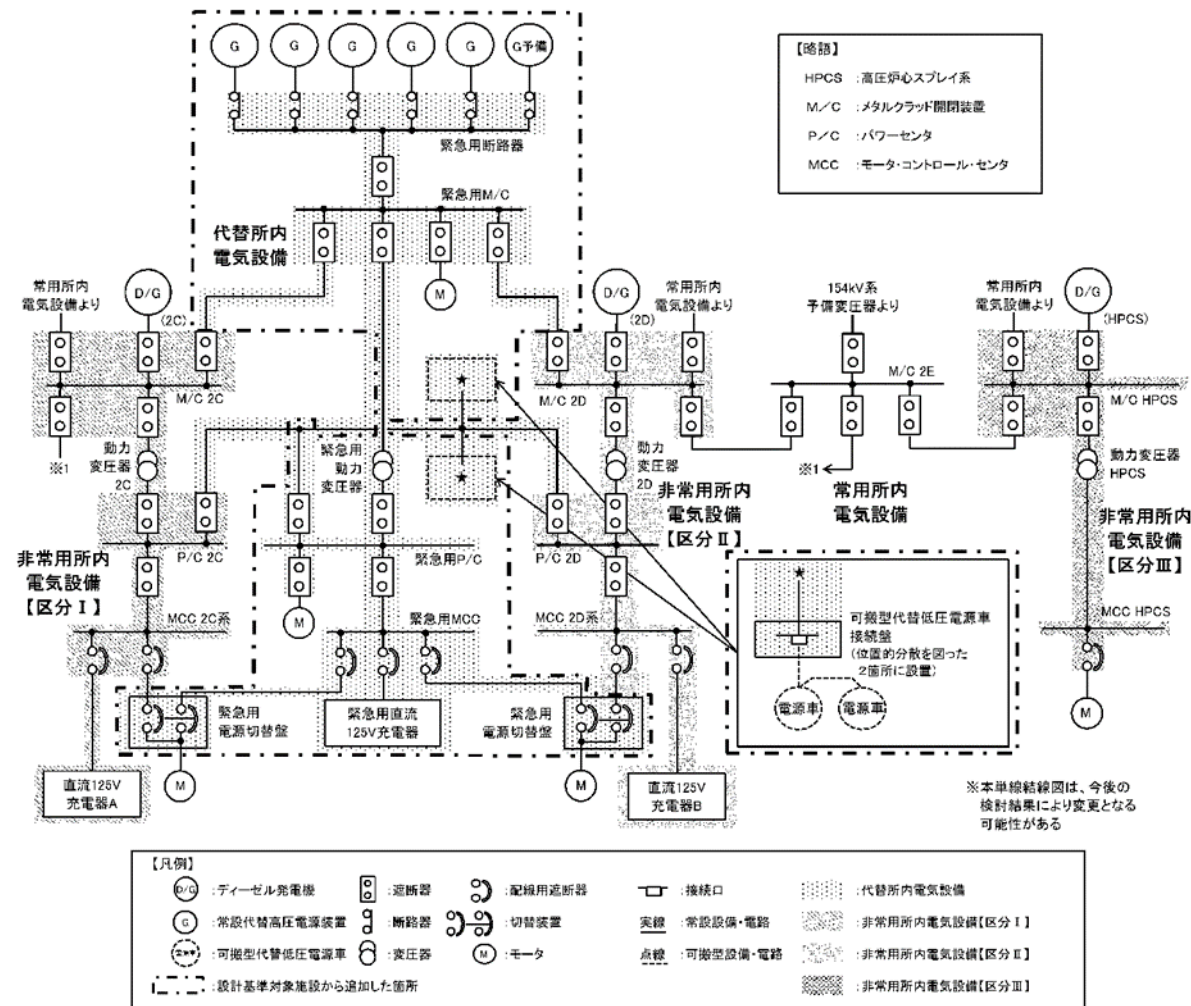
技術的能力審査基準（1.11）	適合方針
<p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p>—</p>
<p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>使用済燃料プールの水位が維持できない場合において、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する手段として、スプレイ設備である常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる燃料損傷を緩和するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。</p>	<p>燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減する手段として、常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる放射性物質の放出を低減するために必要な手順等及び可搬型代替注水大型ポンプによる大気への拡散を抑制するために必要な手順等を整備する。</p> <p>なお、可搬型代替注水大型ポンプによる大気への拡散抑制に関する手順については「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」にて整備する。</p>

※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。

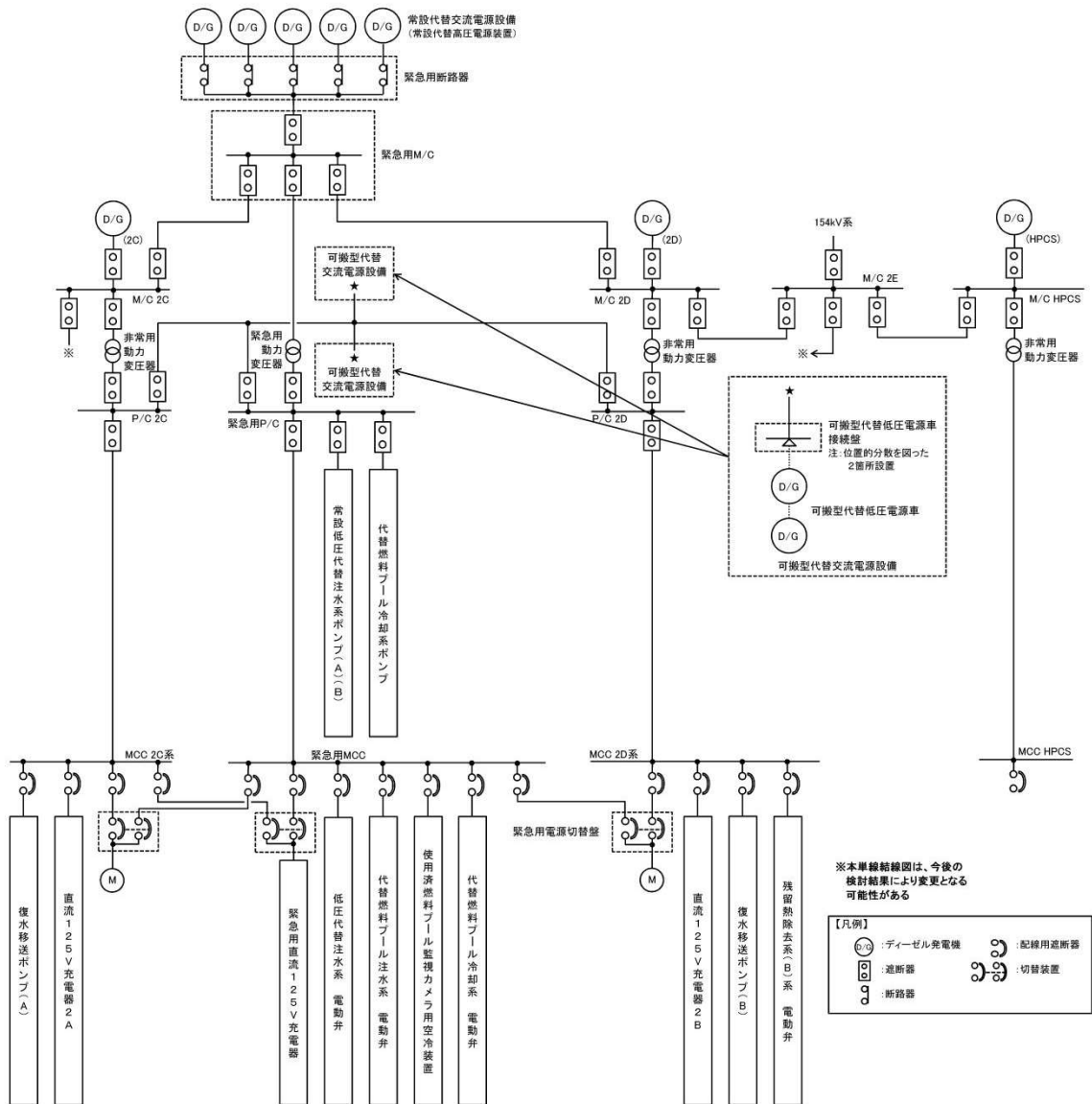
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（11／11）

技術的能力審査基準（1.11）	適合方針
4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。	—
a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。	<p>重大事故等時において、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定する手段として、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S 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）及び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）による使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率を監視するために必要な手順等を整備する。</p>
b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。	<p>全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合において、使用済燃料プールの計測に必要な設備へ代替電源設備により給電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>

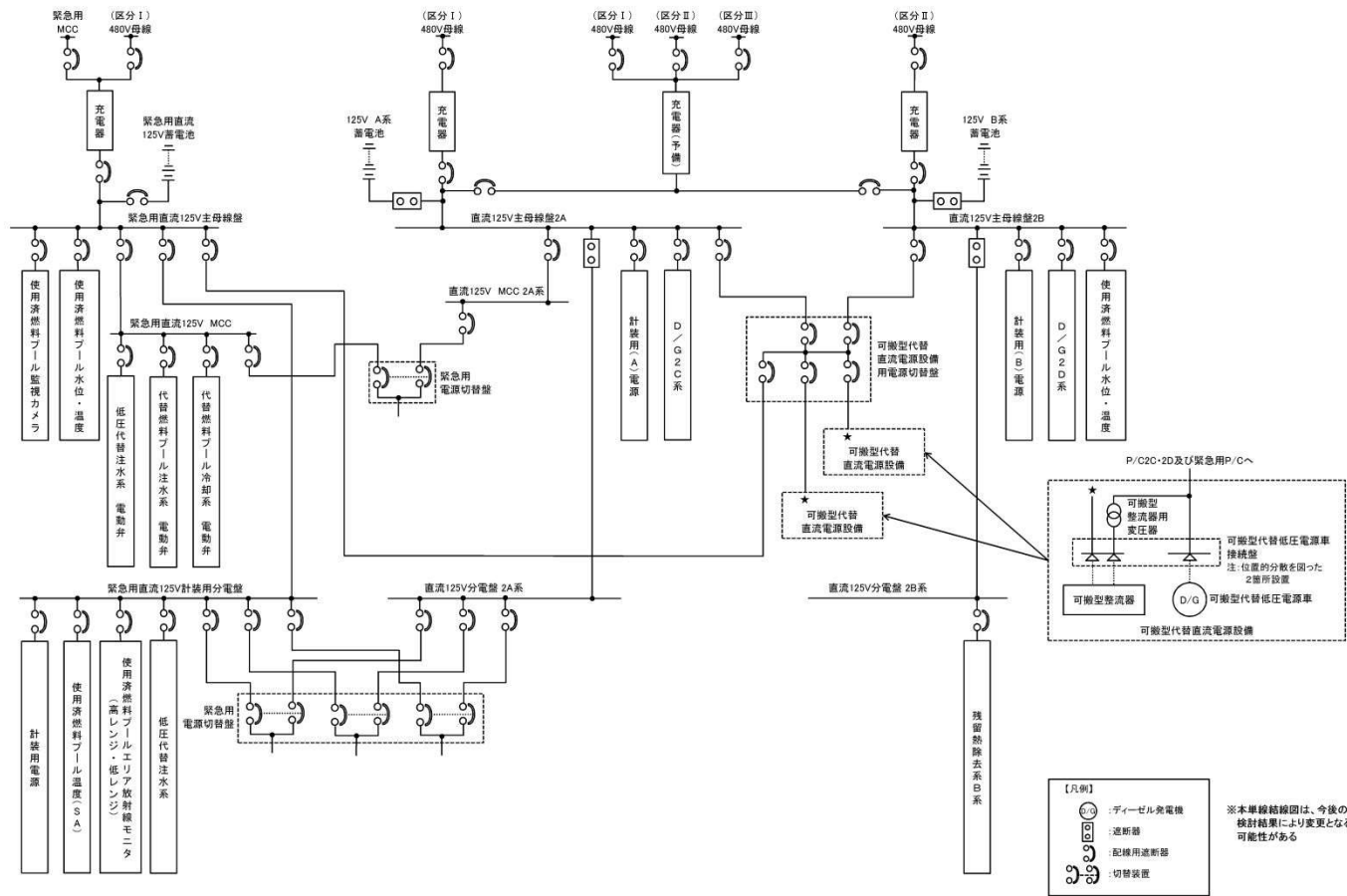
※1：使用済燃料プール水の漏えい緩和に用いるための資機材と位置づける。



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第3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. 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）を使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

- (1) 可搬型代替注水大型ポンプによる送水（淡水／海水）

- a. 操作概要

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）を使用した使用済燃料プール注水が必要な状況において、外部接続口及び水源を選定し、取水箇所まで移動するとともに送水ルートを確認した後、可搬型代替注水大型ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。

- b. 作業場所

屋外（原子炉建屋原子炉棟東側及び西側周辺、タービン建屋北側周辺、取水箇所（代替淡水貯槽及び淡水貯水池）周辺）

- c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水として、最長時間を要する取水箇所から低圧代替注水系配管・弁の西側接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：170分以内（放射線防護具の着用、移動及びホースの敷設を含む）

（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

- d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，放射性物質の放出が予想されることから，放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

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



放射線防護具装着による送水訓練
（ホース敷設）



放射線防護具装着による送水訓練
（水中ポンプユニット設置）

(2) 系統構成

a. 操作概要

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）を使用した使用済燃料プール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、原子炉建屋原子炉棟地上4階又は原子炉建屋原子炉棟地上5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、使用済燃料プールに注水を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上4階又は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

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）を使用した使用済燃料プール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2名）

所要時間目安 : 60分以内（放射線防護具着用及び移動含む）

（当該設備は、設置未完のため実績時間なし）

西側接続口使用の場合

原子炉建屋原子炉棟地上4階 : 8分以内（操作対象 : 2弁）

東側接続口使用の場合

原子炉建屋原子炉棟地上5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）を装備して作業を行う。

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：手動ハンドルにて操作を実施する。なお，設置未完のため，設置工事完了後，操作性について検証する。

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

2. 補給水系による使用済燃料プール注水

(1) 操作概要

補給水系による使用済燃料プール注水が必要な状況において、原子炉建屋原子炉棟地上 6 階まで移動するとともに、系統構成を実施し使用済燃料プールへの注水を実施する。

(2) 操作場所

原子炉建屋原子炉棟地上 6 階（管理区域）

(3) 必要要員数及び操作時間

補給水系による使用済燃料プール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2名）

所要時間目安：55分以内（放射線防護具着用及び移動含む）

原子炉建屋原子炉棟地上6階：6分以内（操作対象：2弁）

(4) 操作の成立性について

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

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）、送受話器のうち、使用可能な設備によ

り，中央制御室に連絡が可能である。

3. 消火系（消火栓）による使用済燃料プール注水

(1) 操作概要

消火系（消火栓）による使用済燃料プール注水が必要な状況において、原子炉建屋原子炉棟地上 5 階又は原子炉建屋原子炉棟地上 6 階まで移動するとともに、ホースを敷設及び接続し使用済燃料プールへの注水を実施する。

(2) 操作場所

原子炉建屋原子炉棟地上 5 階及び原子炉建屋原子炉棟地上 6 階（管理区域）

(3) 必要要員数及び操作時間

消火系（消火栓）による使用済燃料プール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　：4名（運転員等3名，重大事故等対応要員1名）

所要時間目安：60分以内（放射線防護具の着用，移動及びホースの敷設を含む）

原子炉建屋原子炉棟地上5階の場合：4分以内（操作対象：1弁）

原子炉建屋原子炉棟地上6階の場合：4分以内（操作対象：1弁）

(4) 操作の成立性について

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

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），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. 消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水

(1) 操作概要

消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プール注水として、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、使用済燃料プールへの注水を実施する。

(2) 操作場所

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）

(3) 必要要員数及び操作時間

消火系（残留熱除去系ライン）による使用済燃料プールへの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2名）

所要時間目安 : 100分以内（放射線防護具着用及び移動含む）

タービン建屋地上1階 : 8分以内（操作対象 : 1弁）

原子炉建屋原子炉棟地上3階 : 20分以内（操作対象 : 1弁）

原子炉建屋原子炉棟地上4階 : 20分以内（操作対象 : 1弁）

(4) 操作の成立性について

作業環境 : 常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携帯している。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）を装備して作業を行う。

移動経路 : ヘッドライト又はLEDライトを携帯していることから、ア

クセスは可能である。

操作性 : 通常の弁操作であり, 操作性に支障はない。

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

5. 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（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）

(1) 操作概要

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（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイとして、原子炉建屋廃棄物処理棟東側扉又は原子炉建屋原子炉棟大物搬入口からホースを敷設するとともに、可搬型スプレイノズルを所定の場所へ運搬、設置及び接続し、使用済燃料プールへスプレイする。

(2) 作業場所

原子炉建屋内、屋外（原子炉建屋東側及び南側周辺、取水箇所（代替淡水貯槽及び淡水貯水池）周辺）

(3) 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代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイとして、最長時間を要する取水箇所から原子炉建屋原子炉棟大物搬入口からのホース敷設に必要な要員数、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：345分以内（放射線防護具の着用、移動及びホースの敷設を含む）

（当該設備は、設備未設置のため実績時間なし）

(4) 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、放射性物質の放出が予想されることから、放射線防護具（全面マスク、個人

線量計，綿手袋，ゴム手袋）を装備して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

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

6. 使用済燃料プール漏えい緩和

(1) 操作概要

使用済燃料プールの内側から漏えいしている場合に、シール材を接着したステンレス鋼板にロープを取り付け、使用済燃料プールに吊り下ろすことにより、使用済燃料プールの漏えいを緩和する。

(2) 作業場所

原子炉建屋原子炉棟地上6階

(3) 必要要員数及び操作時間

使用済燃料プール漏えい緩和における現場での使用済燃料プールの漏えい緩和に必要な要員数、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 : 150分以内 (放射線防護具着用及び移動含む)

(当該設備は、設備未設置のため実績時間なし)

(4) 操作の成立性について

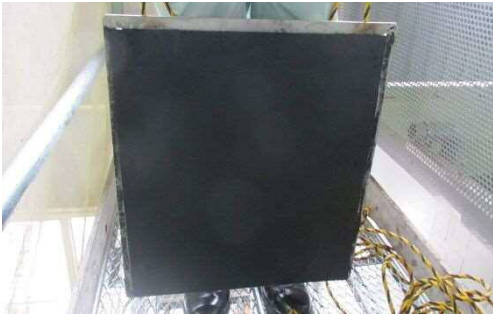
作業環境 : 常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, 綿手袋, ゴム手袋)を装備して作業を行う。

移動経路 : ヘッドライト又はLEDライトを携帯していることから、アクセスは可能である。

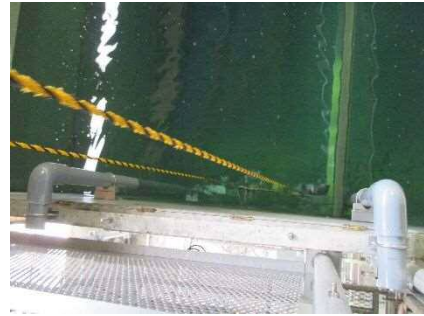
操作性 : 設置未完のため、設置工事完了後、操作性について検証する。

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。



ステンレス鋼板



模擬装置による吊り下ろし訓練

7. 可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保

(1) 操作概要

代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの冷却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、可搬型代替注水大型ポンプにより代替燃料プール冷却系に冷却水を送水する。

(2) 作業場所

屋外（原子炉建屋付属棟東側及び西側周辺、取水箇所（S A用海水ピット）周辺）

(3) 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冷却水（海水）の確保として、最長時間を要する西側接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：8名（重大事故等対応要員8名）

所要時間目安：150分以内（放射線防護具の着用、移動及びホースの敷設を含む）

（当該設備は、設置未設置のため実績時間なし）

(4) 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）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他、ヘッドライト及びLEDライトを

携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

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



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)



放射線防護具装着による送水訓練
(ホース敷設)



放射線防護具装着による送水訓練
(水中ポンプユニット設置)

解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧 (1/3)

手順	判断基準記載内容	解釈
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手順	a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合 通常水位-142mm (EL. 46053mm)
	b. 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）を使用した使用済燃料プール注水（淡水/海水）	使用済燃料プール温度の上昇していることを確認した場合 使用済燃料プール温度50℃
	c. 補給水系による使用済燃料プール注水	使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えい、又は使用済燃料プール冷却機能の喪失が発生し、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、補給水系及び消火系にて使用済燃料プールに注水ができない場合において、代替淡水貯水槽の水位が確保されている場合。 使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端未満でない場合 通常水位-230mm (EL. 45965mm) 以上
	d. 消火系による使用済燃料プール注水	使用済燃料プール注水機能の喪失又は使用済燃料プール水の漏えい、又は使用済燃料プール冷却機能の喪失が発生し、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）、補給水系及び消火系にて使用済燃料プールに注水ができない場合において、代替淡水貯水槽の水位が確保されている場合。 使用済燃料プール水位が燃料プール水戻り配管下端未満でない場合 通常水位-230mm (EL. 45965mm) 以上

1. 判断基準の解釈一覧 (2/3)

手順		判断基準記載内容	解釈
1. 11. 2. 2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順	(1) 使用済燃料プールのスプレイ	a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ	燃料プール水戻り配管下端以上に維持可能でない場合 通常水位-230mm (EL. 45965mm) 未満
			燃料プール水戻り配管下端以上に維持が可能な場合 通常水位-230mm (EL. 45965mm) 以上
		b. 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（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水/海水）	燃料プール水戻り配管下端以上に維持可能でない場合 通常水位-230mm (EL. 45965mm) 未満
			燃料プール水戻り配管下端以上に維持が可能な場合 通常水位-230mm (EL. 45965mm) 以上
	(2) 漏えい緩和	a. 使用済燃料プール漏えい緩和	燃料プール水戻り配管下端以上に維持可能でない場合 通常水位-230mm (EL. 45965mm) 未満
			燃料プール水戻り配管下端以上に維持が可能な場合 通常水位-230mm (EL. 45965mm) 以上
		c. 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（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水/海水）	燃料プール水戻り配管下端以上に維持可能でない場合 通常水位-230mm (EL. 45965mm) 未満
			燃料プール水戻り配管下端以上に維持が可能な場合 通常水位-230mm (EL. 45965mm) 以上
1. 11. 2. 3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順	(1) 使用済燃料プールの状態監視	a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動 使用済燃料プールの水位が低下していることを確認した場合 通常水位-142mm (EL. 46053mm)	
		使用済燃料プール冷却機能が喪失し、使用済燃料プールの温度が上昇していることを確認した場合 使用済燃料プール温度50℃	

1. 判断基準の解釈一覧 (3/3)

手順		判断基準記載内容	解釈
1.11.2.4 重大事故等時における 使用済燃料プールの冷却 のための対応手順	(1) 使用済燃料プール冷却	a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	使用済燃料プール温度の上昇していることを確認した場合
		(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位以上
		(b) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保	使用済燃料プール温度の上昇していることを確認した場合
		(c) 可搬型代替注水大型ポンプによる冷却水（海水）の確保	使用済燃料プール温度の上昇していることを確認した場合
			使用済燃料プール温度50℃
			通常水位0mm (EL. 46195mm)
			使用済燃料プール温度50℃
			使用済燃料プール温度50℃

2. 操作手順の解釈一覧 (1/3)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えい発生時の対応手順	(1) 使用済燃料プール代替注水	a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	常設代替低圧注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上	常設代替低圧注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上
			使用済燃料プール注水ライン元弁	—
			使用済燃料プール注水ライン流量調整弁	—
		b. 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）を使用した使用済燃料プール注水（淡水/海水）	使用済燃料プール注水ライン元弁	—
			使用済燃料プール注水ライン流量調整弁	—
			西側接続口の弁	—
			東側接続口の弁	—
		d. 補給水系による使用済燃料プール注水	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上
			燃料プール周り補給水元弁	—
		e. 消火系による使用済燃料プール注水	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上	消火系ポンプ吐出ヘッド圧力指示値が0.78MPa [gage] 以上
			補助ボイラ冷却水元弁	—
			残留熱除去系（B）消火系ライン弁	—
			残留熱除去系（B）燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁	—
			残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁	—

2. 操作手順の解釈一覧 (2/3)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1. 11. 2. 2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順	(1) 使用済燃料プールスプレイ	a. 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイ	使用済燃料プール注水ライン流量調整弁	—
			使用済燃料プール注水ライン元弁	—
			常設代替低圧注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上	常設代替低圧注水系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上
			使用済燃料プールスプレイライン元弁	—
		b. 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（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）	使用済燃料プール注水ライン元弁	—
			使用済燃料プールスプレイライン元弁	—
			使用済燃料プール注水ライン流量調整弁	—
			西側接続口又は東側接続口の弁	—
1. 11. 2. 3 重大事故等時における使用済燃料プールの監視のための対応手順	(1) 使用済燃料プールの状態監視	a. 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置起動	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置出口弁	—
1. 11. 2. 4 重大事故等時における使用済燃料プールの冷却のための対応手順	(1) 使用済燃料プール冷却	a. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	燃料プール冷却浄化系入口隔離弁	—
		(a) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	代替燃料プール冷却系ポンプ入口弁	—
			代替燃料プール冷却系熱交換器出口弁	—

2. 操作手順の解釈一覧 (3/3)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.11.2.4 重大事故等時における 使用済燃料プールの冷 却のための対応手順	(1) 使用済燃料プール 冷却	(b) 緊急用海水系によ る冷却水（海水） の確保	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライ ン切替え弁（A）	—
		代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライ ン切替え弁（B）	—	
		代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量 調節弁	—	
	(c) 可搬型代替注水大 型ポンプによる冷 却水（海水）の確 保	代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水供給流量 調節弁	—	
		代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライ ン切替え弁（A）	—	
		代替燃料プール冷却系熱交換器冷却水出口ライ ン切替え弁（B）	—	
		代替燃料プール冷却系 西側接続口の弁	—	
		代替燃料プール冷却系 東側接続口の弁	—	