

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA技-C-1 改75
提出年月日	平成29年9月20日

東海第二発電所

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

平成29年9月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

1. 重大事故等対策
 - 1.0 重大事故等対策における共通事項
 - 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
 - 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 - 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
 - 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 - 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
 - 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
 - 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
 - 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
 - 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
 - 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
 - 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
 - 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
 - 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
 - 1.14 電源の確保に関する手順等
 - 1.15 事故時の計装に関する手順等
 - 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
 - 1.17 監視測定等に関する手順等
 - 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
 - 1.19 通信連絡に関する手順等

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

2.1 可搬型設備等による対応

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

< 目 次 >

1.1.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 原子炉緊急停止

(b) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制

(c) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

(d) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止

(e) ほう酸水注入

(f) 原子炉水位低下による原子炉出力抑制

(g) 制御棒挿入

(h) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 手順等

1.1.2 重大事故等時の手順

1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

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

(2) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.1.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.1.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.1.3 原子炉スクラム信号一覧表

添付資料1.1.4 代替制御棒挿入機能 説明図

添付資料1.1.5 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 概要図

添付資料1.1.6 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1.1.7 中性子束振動が発生した場合の対応について

添付資料1.1.8 サプレッション・プール水温度における設定根拠の考え方について

添付資料1.1.9 原子炉手動スクラムにおける設備の位置付けについて

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

【要求事項】

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

【解釈】

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

判断基準を明確に定めること。

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

(3) PWR

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

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

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

1.1.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

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

この設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するため

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

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定する。

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

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

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

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

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

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 原子炉緊急停止

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

i) 原子炉手動スクラム

中央制御室から手動により原子炉を緊急停止する。

原子炉手動スクラムに使用する設備は以下のとおり。

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

ii) 代替制御棒挿入機能による制御棒挿入

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

代替制御棒挿入機能による制御棒挿入で使用する設備は以下のとおり。

- ・ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）

・ A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能） 手動スイッチ

- ・ 制御棒
- ・ 制御棒駆動機構
- ・ 制御棒駆動系水圧制御ユニット

※2：冷温停止を達成するために全制御棒を挿入しなければならない制御棒位置。

（添付資料1.1.9）

(b) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制

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

i) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制

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

選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制で使用する設備は以下のとおり。

・ 選択制御棒挿入機構

- ・ 制御棒
- ・ 制御棒駆動機構
- ・ 制御棒駆動系水圧制御ユニット

(c) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

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

i) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

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

原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）
- ・ 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）
遮断器手動スイッチ

(d) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止

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

i) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止

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

自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止で

使用する設備は以下のとおり。

- ・自動減圧系の起動阻止スイッチ

(e) ほう酸水注入

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

i) ほう酸水注入

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

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

ほう酸水注入で使用する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水注入ポンプ
- ・ほう酸水貯蔵タンク

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

(添付資料1.1.8)

(f) 原子炉水位低下による原子炉出力抑制

A T W S が発生した場合に、原子炉圧力容器内の水位を低下させる

ことにより原子炉の出力を抑制する手段がある。

i) 原子炉水位低下による原子炉出力抑制

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

原子炉水位低下による原子炉出力抑制で使用する設備は以下のとおり。

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

(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) i) 原子炉手動スクラム」及び「1.1.1(2) a. (a) ii) 代替制御棒挿入機能による制御棒挿入」を実施しても全制御棒全挿入又は最大未臨界引抜位置

(全制御棒“02”位置)を確認できない場合は、手動操作による制御棒挿入により制御棒を挿入する手段がある。

i) 制御棒手動挿入

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

制御棒手動挿入で使用する設備は以下のとおり。

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

(h) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

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

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

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

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

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

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

(添付資料1.1.1)

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

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

・手動スクラム・スイッチ及び原子炉モード・スイッチ「停止」

運転時の異常な過渡変化時において、原子炉が自動スクラムしなかった場合に、手動スクラム・スイッチの操作及び原子炉

モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒のスクラム動作を可能とするための設計基準事故対処設備であり、原子炉緊急停止系の回路を共有しているため、重大事故等対処設備とは位置づけない。

- ・選択制御棒挿入機構

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

- ・タービン駆動給水ポンプ、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系

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

- ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ

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

- ・スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁

全制御棒全挿入完了までに時間を要し、想定する事故シークエンスグループに対して有効性を確認できないが、現場に設置してある計器用空気系配管内の計器用空気を排出し、スクラム弁

ダイヤフラムの空気圧を喪失させることでスクラム弁を開とすることが可能であることから、制御棒を挿入する手段として有効である。

- ・スクラム個別スイッチ

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

- ・制御棒手動操作系

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

b. 手順等

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

この手順は、ATWS時における運転員等※4による一連の対応操作として、「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」に定める。（第1.1-1表）

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

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

（添付資料1.1.2）

1.1.2 重大事故等時の手順

1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

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

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

a. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

①原子炉自動スクラム信号が発信した場合。

②原子炉を手動スクラムした場合。

b. 操作手順

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

タイムチャートを第1.1-2図に示す。

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

は、手動スクラム・スイッチにより原子炉手動スクラムを実施し、発電長に報告する。

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

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

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

c. 操作の成立性

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

(2) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

ATWS発生時に、原子炉を安全に停止させる。

a. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

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

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

b. 操作手順

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

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

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に平均出力領域計装の確認を指示し、平均出力領域計装指示値が3%以上の場合に、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による原子炉再循環ポンプの自動トリップ状況の確認を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による原子炉再循環ポンプの自動トリップ状況を状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に代替原子炉再循環ポンプトリップ機能が作動していない場合は、原子炉再循環ポンプを手動で停止するように指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、手動操作により原子炉再循環ポンプの停止を実施し、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止操作を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、自動減圧系の起動阻止スイッチにより、自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動阻止操作を実施し、発電長に報告する。
- ⑦発電長は、運転員等に自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止操作後、ほう酸水注入系の起動操作、原子炉水位低下操作、制御棒の挿入操作を同時に行うことを指示する。なお、同

時に実施することが不可能な場合は、ほう酸水注入系の起動操作、原子炉水位低下操作、制御棒の挿入操作の順で優先させる。

【ほう酸水注入系の起動操作】

- ⑧ 発電長は、運転員等にサブプレッション・プール水の温度が原子炉出力サブプレッション・プール水温度相関曲線の「ほう酸水注入系起動領域」に近接した場合又は中性子束振動が確認された場合に、ほう酸水注入系の起動操作を指示する。
- ⑨ 運転員等は中央制御室にて、ほう酸水注入ポンプ（A）又は（B）の起動操作（ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「SYS A」位置（B系を起動する場合は、「SYS B」位置）にする。）を実施することにより、ほう酸水貯蔵タンク出口弁及びほう酸水注入系爆破弁が開となり、ほう酸水注入ポンプ（A）又は（B）が起動し、原子炉へのほう酸水注入が開始されたことをほう酸水貯蔵タンク液位の低下、平均出力領域計装指示値及び起動領域計装指示値の低下により確認した後、発電長に報告する。
- ⑩ 発電長は、運転員等に逃がし安全弁からの蒸気流入によるサブプレッション・プール水の温度上昇を抑制するため、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプの起動を指示する。
- ⑪ 運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプを起動し、発電長に報告する。
- ⑫ 発電長は、サブプレッション・プール水温度指示値が106℃に近接した場合は、運転員等にサブプレッション・プールを水源として運転している原子炉隔離時冷却系の停止操作を指示する。
- ⑬ 運転員等は中央制御室にて、手動操作により原子炉隔離時冷却系の停止操作を実施し、発電長に報告する。

【原子炉水位低下操作】

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

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

⑯運転員等は中央制御室にて、原子炉出力を平均出力領域計装指示値で3%未満に維持できない場合は、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位異常低下（レベル1）設定点より+500mm～+1,500mmに維持するように原子炉水位低下操作を実施し、発電長に報告する。

【制御棒の挿入操作】

⑰発電長は、運転員等に制御棒の挿入操作を指示する。

⑱運転員等は中央制御室又は原子炉建屋原子炉棟にて、以下の操作により制御棒の挿入を実施し、発電長に報告する。なお、以下の操作は全制御棒全挿入位置又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）まで挿入された時点で、操作を完了する。

・スクラム弁が閉の場合には、以下の操作を実施する。

i) 中央制御室にて、代替制御棒挿入機能を手動で作動させる。

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

・スクラム弁が開の場合には、以下の操作を実施する。

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

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

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

⑳ 運転員等は、全制御棒全挿入位置又は全制御棒の最大未臨界引抜位

置（全制御棒“02”位置）までの挿入に成功した場合に、ほう酸水注入ポンプ（A）又は（B）を停止し、発電長に報告する。

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

①発電長は、運転員等に原子炉未臨界の確認を指示する。

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

c. 操作の成立性

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

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

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

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

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

（添付資料1.1.4，添付資料1.1.5，

添付資料1.1.6，添付資料1.1.7，添付資料1.1.8）

(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1.1-7図に示す。

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

手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラム及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えを実施しても全制御棒が全挿入若しくは最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）まで挿入されない場合、又は制御棒位置指示が確認できない場合は、原子炉停止機能喪失と判断する。非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」対応に従い、

原子炉出力が3%以上の場合は、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制操作を行うとともに、自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動を阻止し、ほう酸水注入系の起動操作、原子炉水位低下操作、制御棒の挿入操作を同時並行で実施する。同時に実行不可の場合は、ほう酸水注入系の起動操作、原子炉水位低下操作、制御棒の挿入操作の順で優先させる。

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

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

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

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

よる制御棒の挿入を実施する。

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

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

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

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

1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

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

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

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

第1.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/8)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
フロントライン系故障	原子炉緊急停止系	原子炉手動スクラム	主要設備	制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系水圧制御ユニット	重大事故等対応設備
				手動スクラム・スイッチ 原子炉モード・スイッチ「停止」	自主対策設備
			関連設備	制御棒駆動系配管・弁 非常用交流電源設備※4 ・非常用ディーゼル発電機 ・燃料移送ポンプ ・燃料デイトンク ・非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	重大事故等対応設備
					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)

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

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

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

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

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／8）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1	
フロントライン系故障	原子炉緊急停止系	代替制御棒挿入機能による制御棒挿入	主要設備	A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）※2，※3 A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ※3 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系水圧制御ユニット	重大事故等対処設備	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	制御棒駆動系配管・弁 非常用交流電源設備※4 ・非常用ディーゼル発電機 ・燃料移送ポンプ ・燃料デイトンク ・非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	重大事故等対処設備	

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

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

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

※4：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3／8）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
フロントライン系故障	原子炉緊急停止系	選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	主要設備	制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系水圧制御ユニット	重大事故等対処設備
				選択制御棒挿入機構	自主対策設備
			関連設備	制御棒駆動系配管・弁 非常用交流電源設備※4 ・非常用ディーゼル発電機 ・燃料移送ポンプ ・燃料デイトンク ・非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	重大事故等対処設備

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

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

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

※4：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4／8）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
フロントライン系故障	原子炉緊急停止系	原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	主要設備	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）※3 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）遮断器手動スイッチ※3	重大事故等対処設備
			関連設備	原子炉再循環ポンプ遮断器 原子炉再循環ポンプ低速度用電源装置遮断器 非常用交流電源設備※4 ・非常用ディーゼル発電機 ・燃料移送ポンプ ・燃料デイトンク ・非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	重大事故等対処設備

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

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

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

※4：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5／8）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
フロントライン系故障	原子炉緊急停止系	自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	主要設備	自動減圧系の起動阻止スイッチ	重大事故等対処設備
			関連設備	非常用交流電源設備※4 ・非常用ディーゼル発電機 ・燃料移送ポンプ ・燃料デイトンク ・非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	
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：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

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

※4：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6／8）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
フロントライン系故障	原子炉緊急停止系	ほう酸水注入	主要設備	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク	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	ほう酸水注入系配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備※4 ・非常用ディーゼル発電機 ・燃料移送ポンプ ・燃料デイトンク ・非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	

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

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

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

※4：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（7／8）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
フロントライン系故障	原子炉緊急停止系	原子炉水位低下による原子炉出力抑制	主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」
				タービン駆動給水ポンプ 電動駆動給水ポンプ 給水制御系	自主対策設備	
			関連設備	非常用交流電源設備※4 ・非常用ディーゼル発電機 ・燃料移送ポンプ ・燃料デイトンク ・非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	重大事故等対処設備	

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

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

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

※4：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8／8）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1	
フロントライン系故障	原子炉緊急停止系	制御棒挿入	主要設備	制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系水圧制御ユニット 制御棒駆動系配管・弁	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」
				スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁 スクラム個別スイッチ 制御棒手動操作系	自主対策設備	
			関連設備	非常用交流電源設備※4 ・非常用ディーゼル発電機 ・燃料移送ポンプ ・燃料デイトンク ・非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	重大事故等対処設備	

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

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

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

※4：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

第 1.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/3)

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

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
- ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
- ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。
- ※4: 原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1.3 参照。

監視計器一覧 (2/3)

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

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

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

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

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

監視計器一覧 (3/3)

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

- ※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
- ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。
- ※3: 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータ (計器) については、重大事故等対処設備とする。
- ※4: 原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1.3 参照。

第1.1-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

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

(凡例)

∩ : OR条件

——: フロントライン系の代替設備・手段による対応

□ : フロントライン系

① 原子炉手動スクラム

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

② 代替制御棒挿入機能による制御棒挿入

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

③ 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制

- ・選択制御棒挿入機構
- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構
- ・制御棒駆動系水圧制御ユニット

④ 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

- ・ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)
- ・ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) 遮断器手動スイッチ

⑤ 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止

- ・自動減圧系の起動阻止スイッチ

⑥ ほう酸水注入

- ・ほう酸水注入ポンプ
- ・ほう酸水貯蔵タンク

⑦ 原子炉水位低下による原子炉出力抑制

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

⑧-1 制御棒挿入(スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引き抜き操作)

- ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ
- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構
- ・制御棒駆動系水圧制御ユニット

⑧-2 制御棒挿入(スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作)

- ・スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁
- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構
- ・制御棒駆動系水圧制御ユニット

⑧-3 制御棒挿入(スクラム個別スイッチの操作)

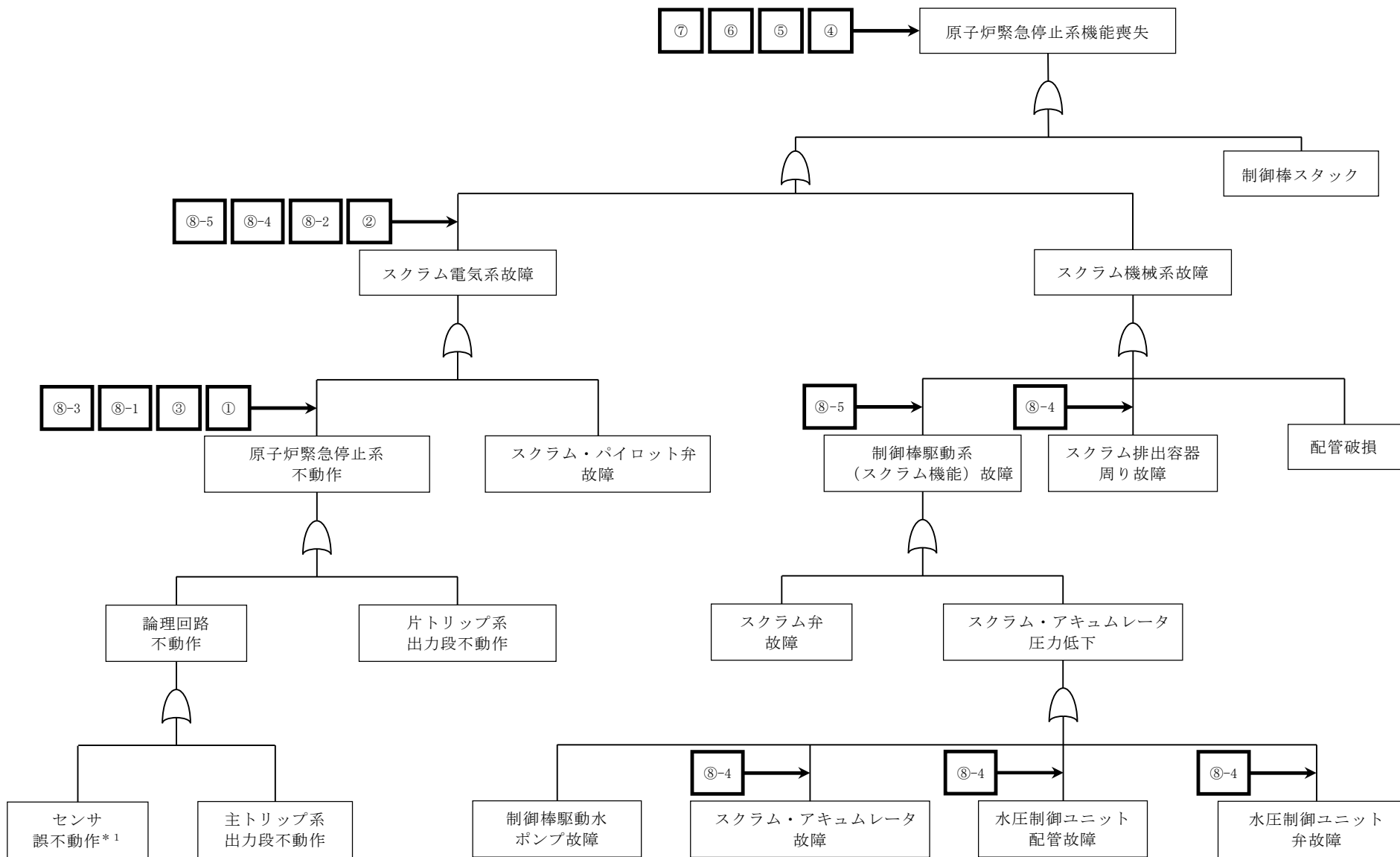
- ・スクラム個別スイッチ
- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構
- ・制御棒駆動系水圧制御ユニット

⑧-4 制御棒挿入(手動操作による制御棒挿入)

- ・制御棒手動操作系
- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構
- ・制御棒駆動系水圧制御ユニット

⑧-5 制御棒挿入(制御棒駆動系水圧系引抜配管ベント弁からの排水)

- ・制御棒駆動系配管・弁
- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構
- ・制御棒駆動系水圧制御ユニット



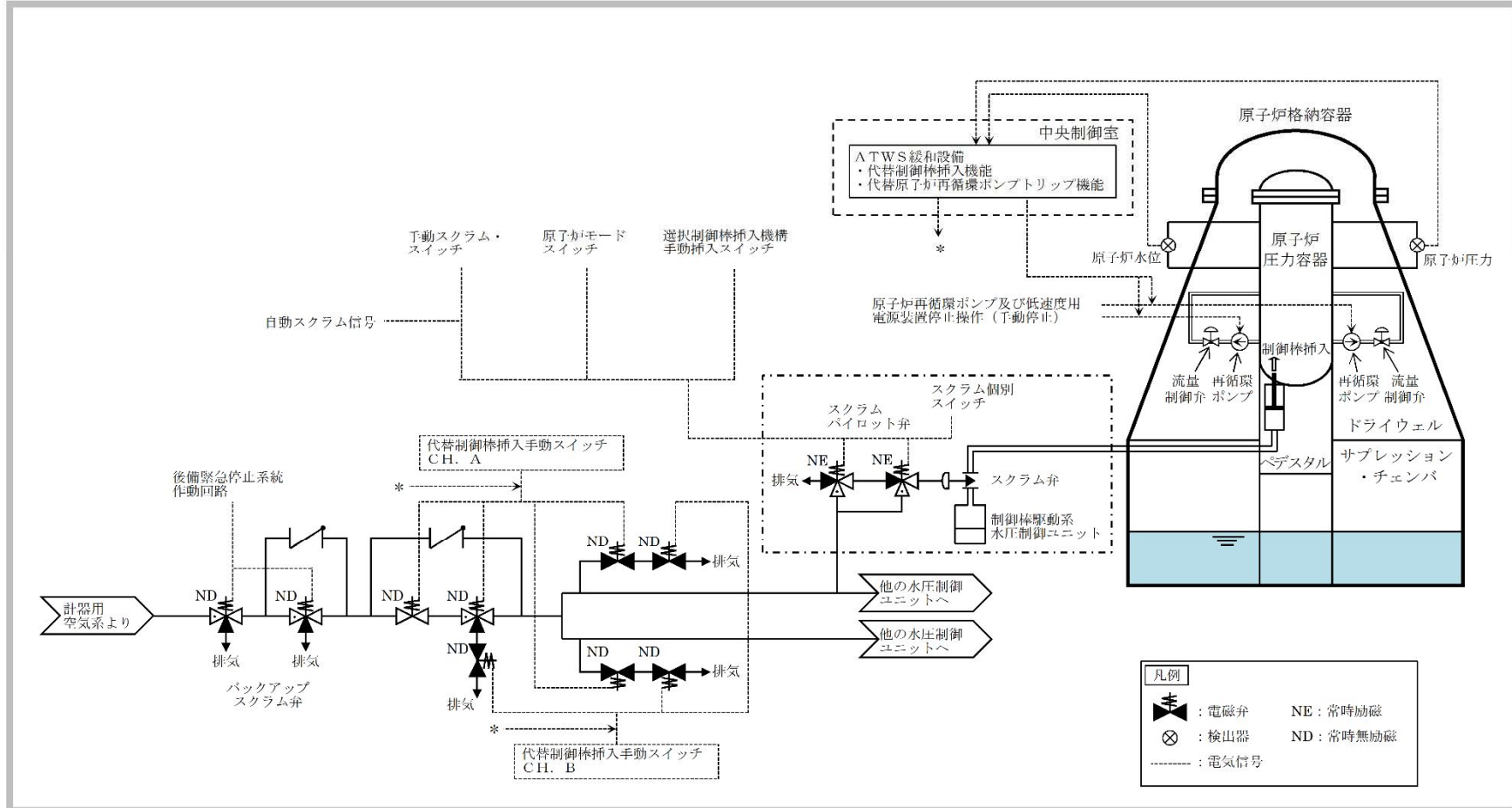
*1: 誤不動作とは、計測及び制御設備がトリップ信号を出力すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、トリップ信号を出力しない状態、又は、そのような状態が発生すると推定される状態。
 注1: サポート系故障(駆動源喪失)は、原子炉緊急停止系の電源又は計器用空気が喪失することにより制御棒が挿入されることから想定しない。

第 1.1-1 図 機能喪失原因対策分析

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

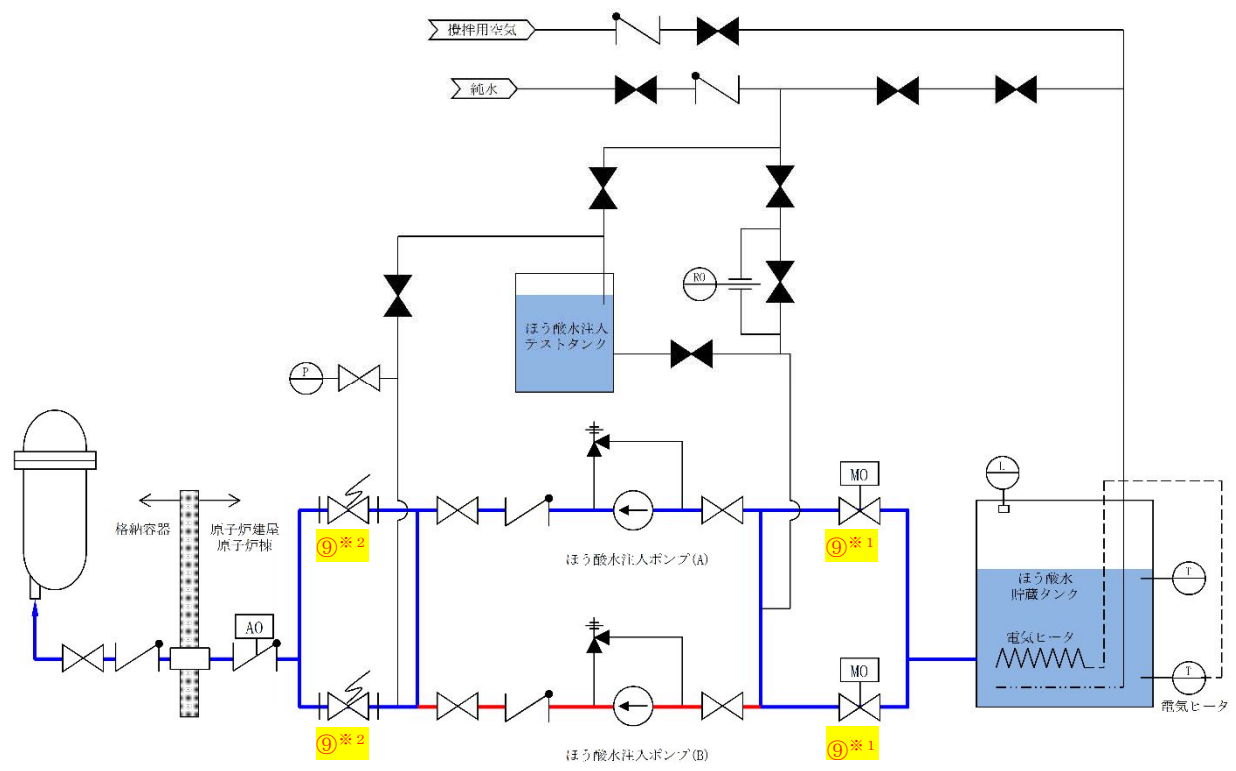
第 1.1-2 図 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御「スクラム」

(原子炉出力) タイムチャート



1.1-37

第 1.1-3 図 ATWS 緩和設備 概要図

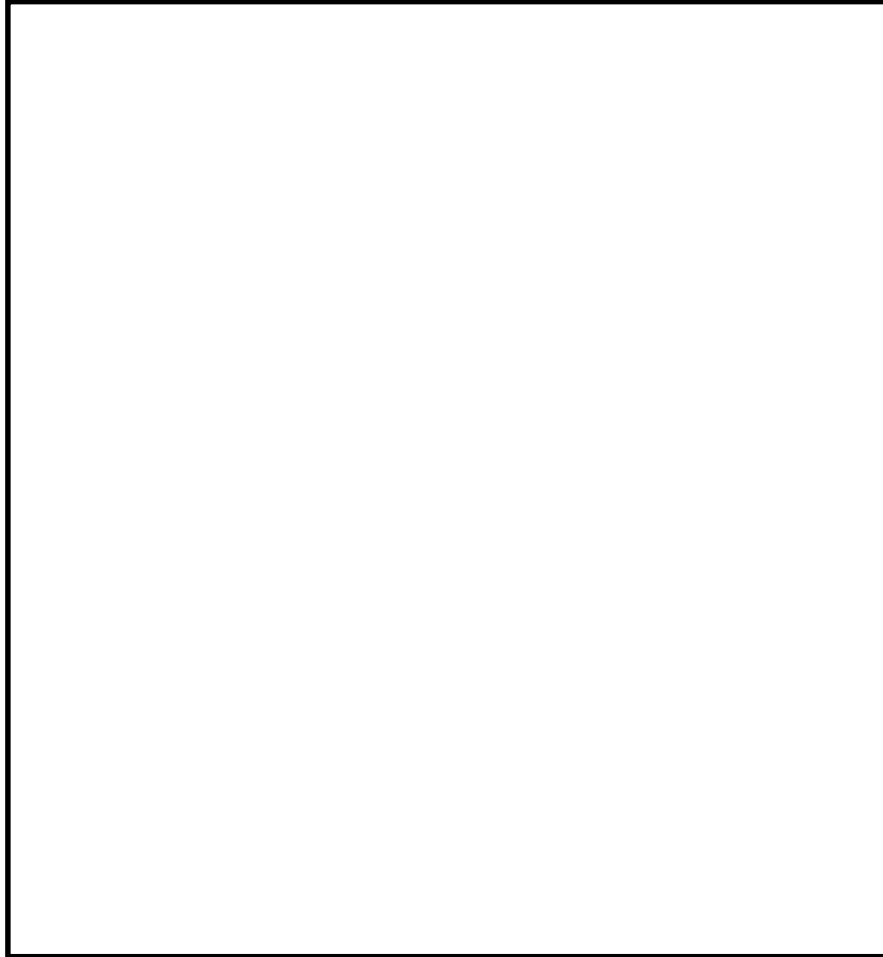


- (凡例)
- : ポンプ
 - : 空気作動弁
 - : 電動弁
 - : 逆止弁
 - : 爆破弁
 - : 手動弁
 - : ほう酸水注入ポンプ (A) 使用した場合
 - : ほう酸水注入ポンプ (B) 使用した場合

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

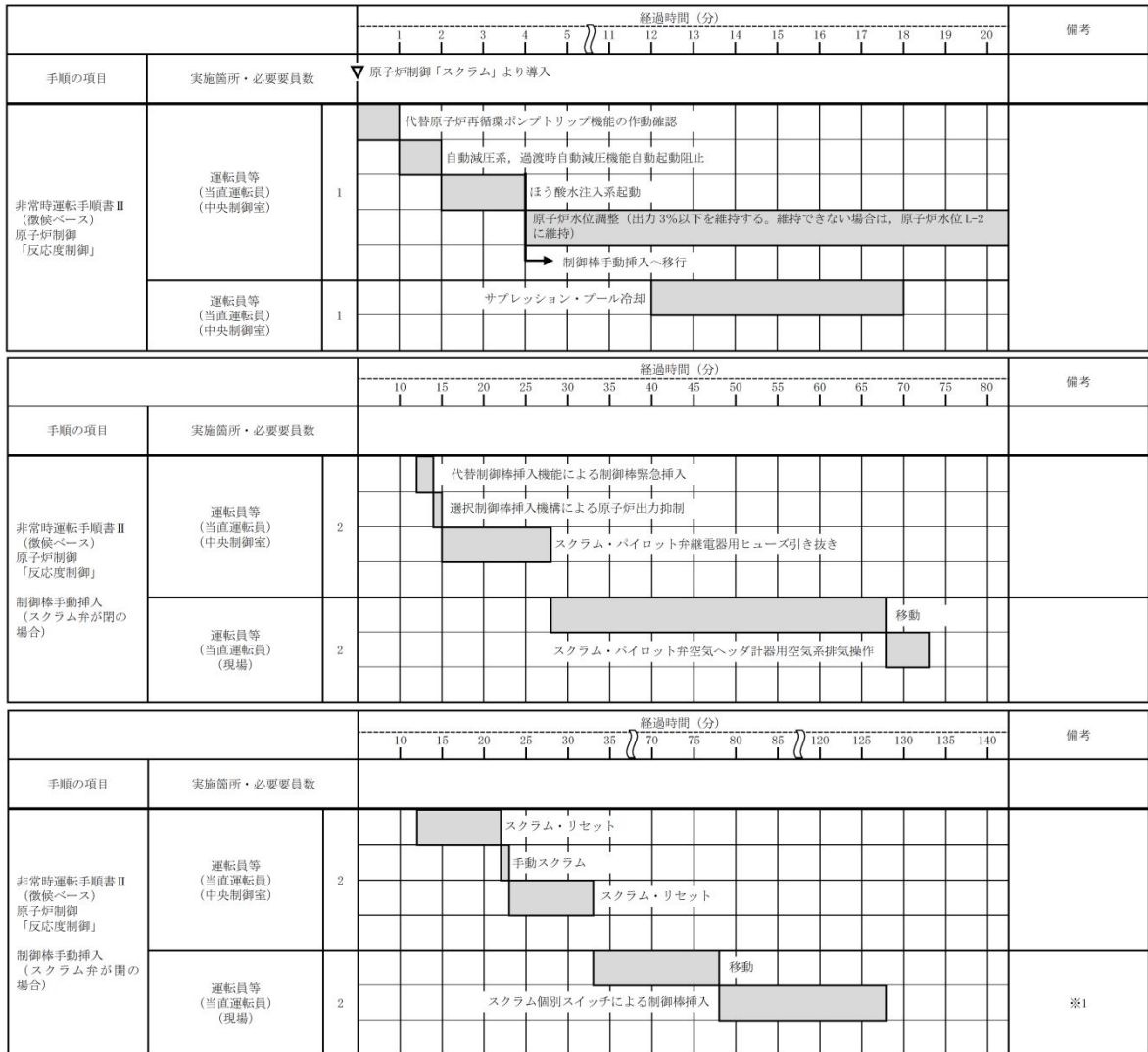
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.1-4 図 ほう酸水注入ポンプによるほう酸水注入 概要図



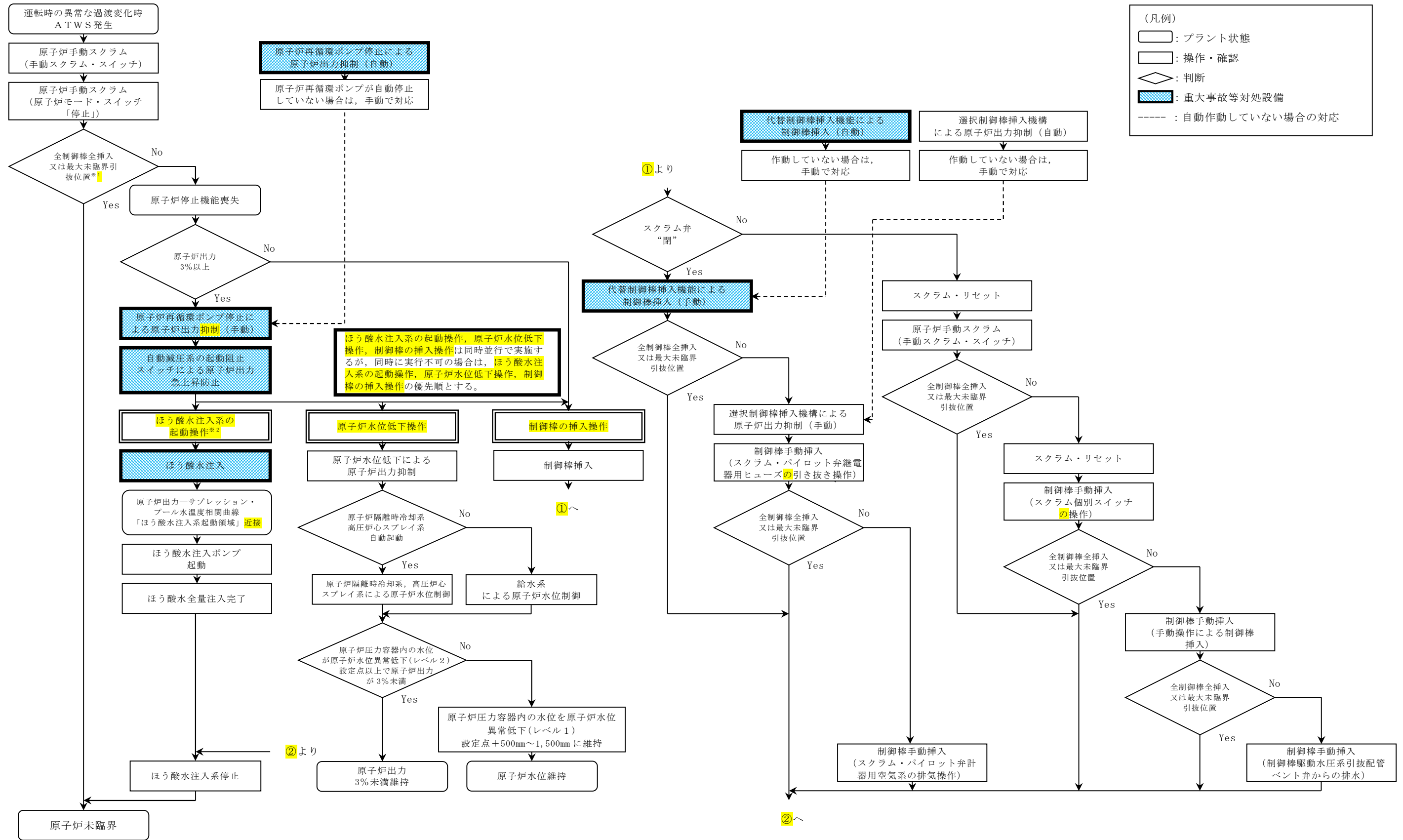
注：SLCはほう酸水注入系を，S/Pはサブプレッション・プールを示す。

第 1.1-5 図 原子炉出力-サブプレッション・プール水温度相関曲線



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

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



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

第 1.1-7 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (1/6)

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

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/6）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
代替制御棒挿入機能による制御棒挿入	A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）*1	既設	① ② ⑥ ⑦	-	原子炉手動スクラム	制御棒
	A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ*1	既設				制御棒駆動機構
	制御棒	既設				制御棒駆動系水圧制御ユニット
	制御棒駆動機構	既設				手動スクラム・スイッチ
	制御棒駆動系水圧制御ユニット	既設				原子炉モード・スイッチ「停止」
	制御棒駆動系配管・弁	既設				制御棒駆動系配管・弁
	非常用交流電源設備	既設				非常用交流電源設備
-	-	-	-	-	選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	制御棒
						制御棒駆動機構
						制御棒駆動系水圧制御ユニット
						選択制御棒挿入機構
						制御棒駆動系配管・弁
						非常用交流電源設備
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	-	-	-
	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）遮断器手動スイッチ*1	既設				-
	原子炉再循環ポンプ遮断器	既設				-
	原子炉再循環ポンプ低速度用電源装置遮断器	既設				-
	非常用交流電源設備	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				-
	-	-				-

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/6)

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

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/6）

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

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／6）

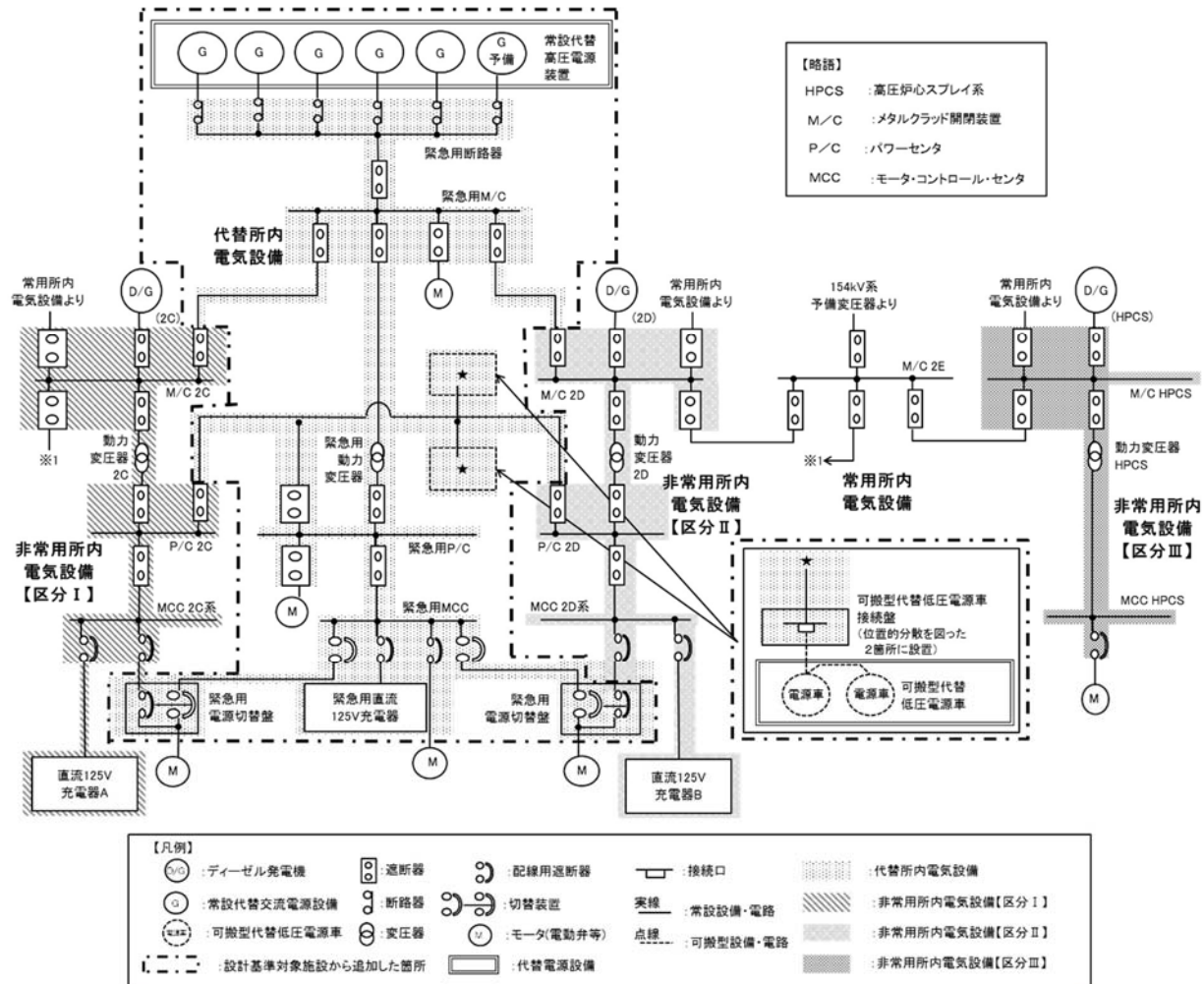
技術的能力審査基準（1.1）	適合方針
<p>（1）沸騰水型原子炉（BWR）及び加圧水型原子炉（PWR）共通</p> <p>a）上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチにより原子炉を緊急停止するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>（2）BWR</p> <p>a）上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、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

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

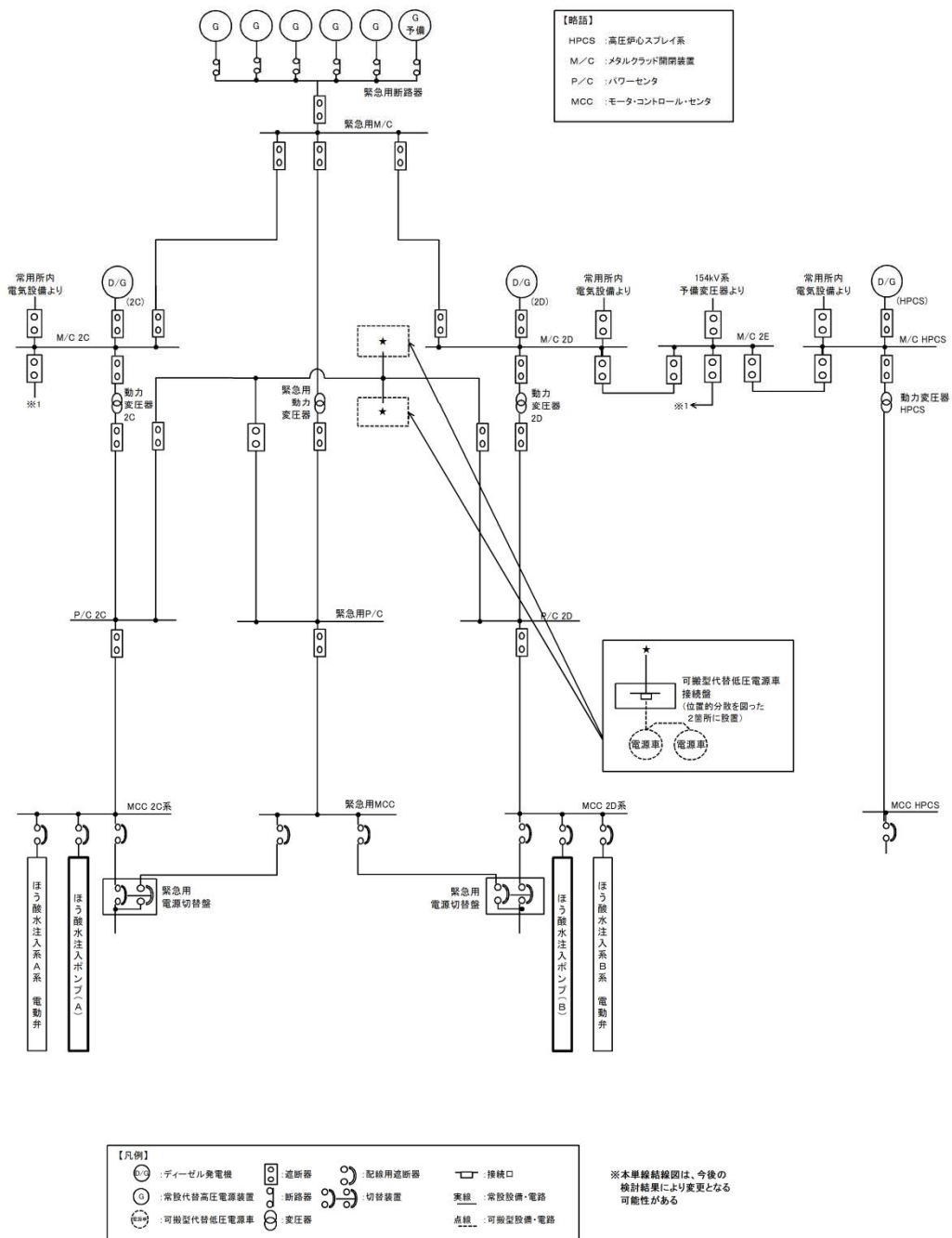
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6／6）

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

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



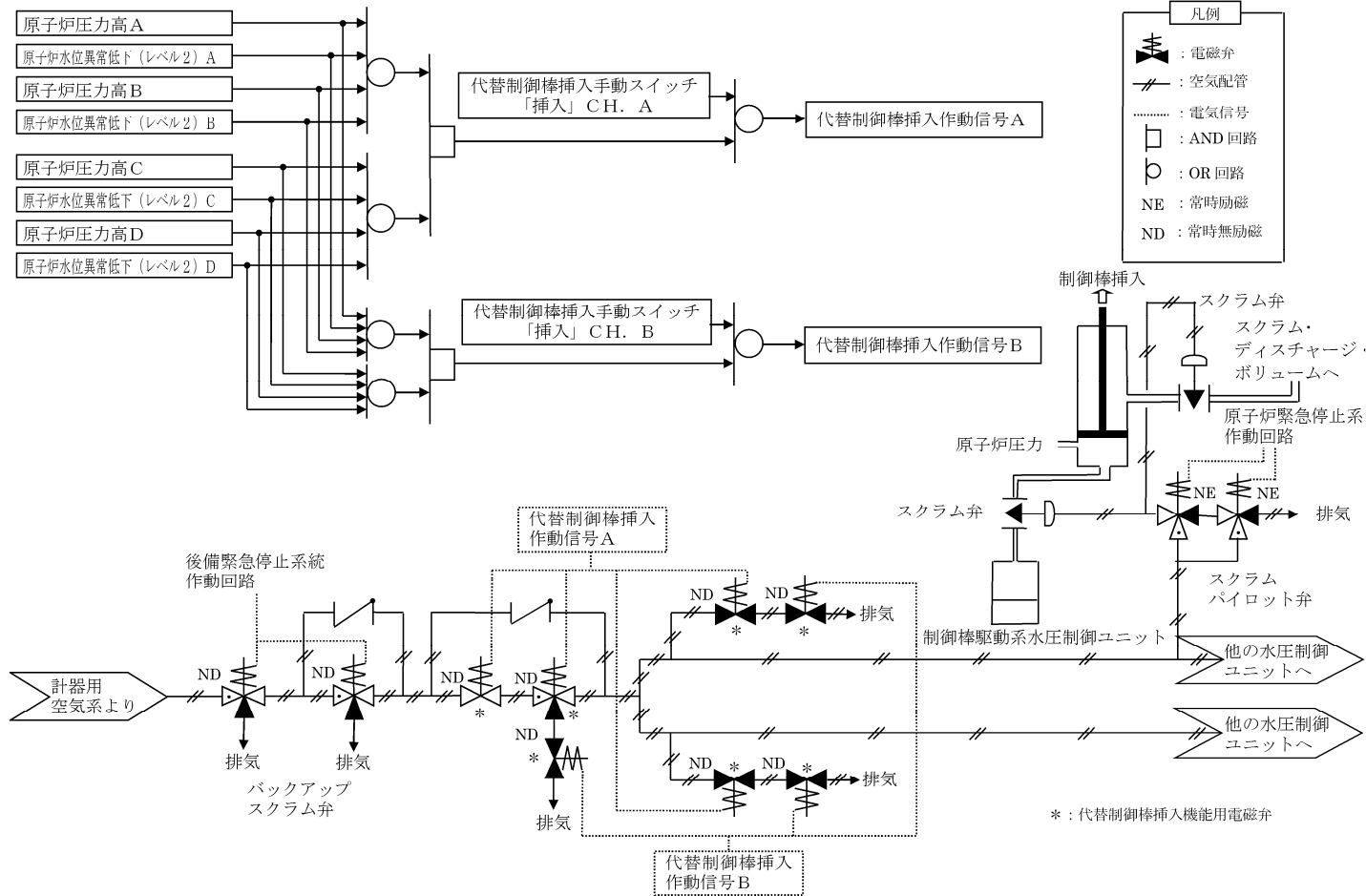
第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



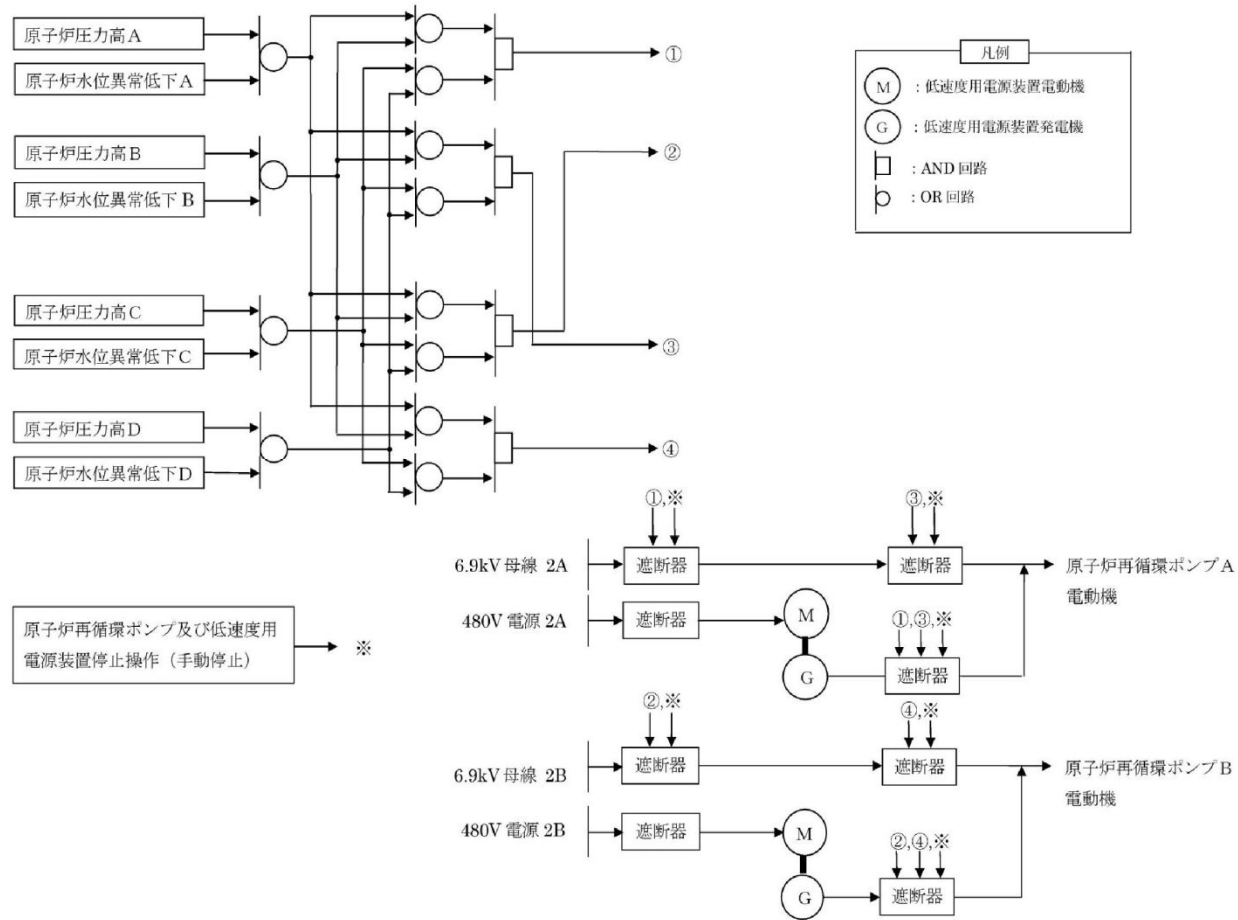
第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）

第1表 原子炉スクラム信号一覧表

--



第 1 図 代替制御棒挿入機能 説明図



第 1 図 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 概要図

重大事故対策の成立性

1. 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

(1) スクラム・パイロット弁計器用空気系排気

a. 操作概要

スクラム・パイロット弁計器用空気系排気が必要な状況において

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

b. 作業場所

c. 必要要員数及び操作時間

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

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：73分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

：5分以内（操作対象：3弁）

d. 操作の成立性について

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

又は携行して作業を行う。

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

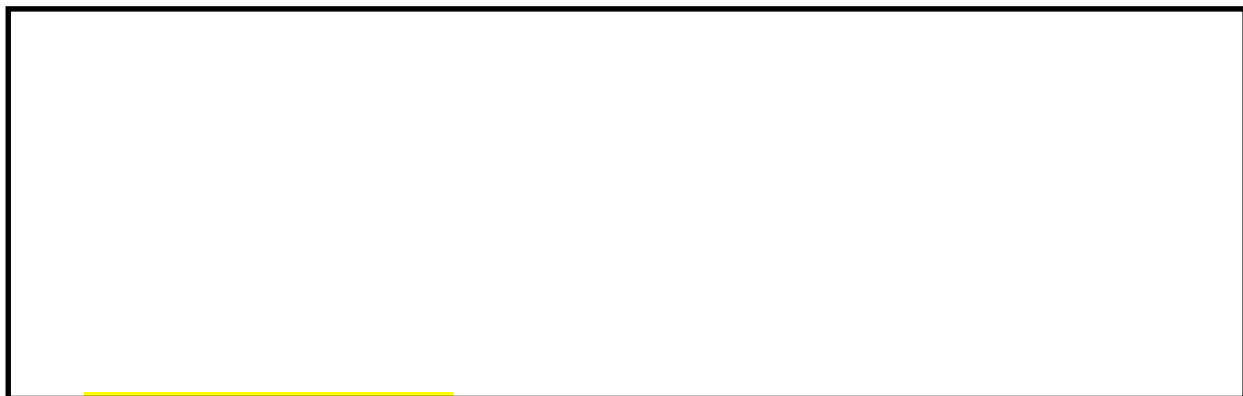
操作性：通常の弁操作であり、容易に操作可能である。また、操作対象弁は通路付近であり、操作性に支障はない。

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



スクラム用空気元弁

スクラム用空気元弁操作



スクラム・パイロット弁

計器用空気排気操作

計器用空気系

(2) スクラム個別スイッチによる制御棒挿入

a. 操作概要

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

b. 作業場所

c. 必要要員数及び操作時間

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

必要要員数 : 2名 (運転員等 (当直運転員) 2名)

所要時間目安 : 128分以内 (放射線防護具着用及び移動を含む)

d. 操作の成立性について

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

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

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

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

より，中央制御室との連絡が可能である。



スクラム個別スイッチ

スクラム個別スイッチ操作

(3) 制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁による排水

a. 操作概要

制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁による排水が必要な状況において、

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

b. 作業場所

[]

c. 必要要員数及び操作時間

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

必要要員数 : 2名 (運転員等 (当直運転員) 2名)

所要時間目安 : 982分以内 (放射線防護具着用及び移動を含む)

[] : 457分以内 (操作対象 : 185弁)

d. 操作の成立性について

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

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

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

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



ホース接続

ホース接続操作



引抜配管ベント弁

引抜配管ベント弁操作

中性子束振動が発生した場合の対応について

1. 中性子束振動が発生した場合の対応

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

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

2. 中性子束振動の判断基準について

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

3. 局所出力領域計装による認知の容易性について

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

※：燃料棒の線出力密度の熱的制限値（44kW/m）を100%とした相対値

サプレッション・プール水温度における設定根拠の考え方について

サプレッション・プール水温度における設定根拠の考え方について、
以下に示す。

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

原子炉手動スクラムにおける設備の位置付けについて

現在、原子炉自動スクラムに失敗した場合、手動スクラム・スイッチ及び原子炉モード・スイッチを使用して、手動で原子炉を停止する手順としている。これら手動で原子炉を停止するために使用する設備は、技術的能力審査基準「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」において、自主対策設備としている。

以下、これら設備を自主対策設備としている理由とその妥当性について整理する。

1. 手動スクラムに係る設備を自主対策設備とする理由について

運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉を停止させるための設計基準事故対処設備は、原子炉緊急停止系である。このため、技術的能力審査基準「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」での故障要因分析では、原子炉緊急停止系を、故障想定対象として抽出している。

原子炉緊急停止系で原子炉手動スクラムと共用している箇所は、スクラム回路及びスクラム・パイロット弁ソレノイド回路であり、これらの故障を想定した場合、手動による原子炉の緊急停止に失敗するおそれがある。

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

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

2. 手動スクラムに係る設備を自主対策設備とした場合の基準適合性について

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

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

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

第1表

設置許可基準規則（第44条）		技術的能力審査基準（1.1）	
【解釈】	対処設備	【解釈】	対処設備
センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）を整備すること。	A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）	「発電要原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。	A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）
			手動スクラム・スイッチ
			原子炉モード・スイッチ「停止」

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. 原子炉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原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - (b) 代替循環冷却系による原子炉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制御装置による薬液注入
 - (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 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順

- (1) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - b. 第二弁操作室の正圧化
 - c. フィルタ装置スクラビング水補給
 - d. 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換
 - e. フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換
 - f. フィルタ装置スクラビング水移送
- (2) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
- (3) サプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入
- (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原子炉格納容器内の減圧
及び除熱

(1) 格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベント

(2) 第二弁操作室の正圧化

(3) フィルタ装置スクラビング水補給

(4) 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

(5) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換

(6) フィルタ装置スクラビング水移送

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。

(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。

1.7.1 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、原子炉格納容器内へ流出した高温の冷却材及び溶融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気により、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至るおそれがある。

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、設備の選定に当たっては、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も考慮する。

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及び自主対策設備^{※1}を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、

プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第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、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. 原子炉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原子炉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原子炉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、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により原子炉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原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・フィルタ装置
- ・第一弁（S/C側）
- ・第一弁（S/C側）バイパス弁

- ・ 第一弁（D/W側）
- ・ 第一弁（D/W側）バイパス弁
- ・ 第二弁
- ・ 第二弁バイパス弁
- ・ 圧力開放板

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。

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

第一弁（S/C側，D/W側），第二弁及び第二弁バイパス弁の駆動源が喪失した場合においても，第一弁（S/C側，D/W側），第二弁及び第二弁バイパス弁を遠隔人力操作機構により人力で開操作することで，原子炉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，操作場所は炉心の著しい損傷時においても操作が可能なように，二次格納施設外とする。さらに，格納容器圧力逃がし装置第二弁及び第二弁バイパス弁の操作を行う第二弁操作室は必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし，第二弁操作室空気ポンプユニットにて正圧化することにより，外気の流入を一定時間遮断することで，格納容器圧力逃がし装置を使用する際のプルームの影響による操作員の被ばくを低減する。

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
- ・ 第二弁操作室遮蔽

- ・第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）
- ・差圧計

iii) 不活性ガス（窒素）による系統内の置換

格納容器圧力逃がし装置の使用後、スクラビング水の放射線分解により水素及び酸素が発生するため、可搬型窒素供給装置により格納容器圧力逃がし装置内を不活性ガス（窒素）に置換することにより水素爆発を防止する手段がある。

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) 原子炉格納容器負圧破損の防止

原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置の使用後に、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）を供給する手段がある。また、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱は、サブプレッション・チェンバ圧力指示値が13.7kPa [gage] まで低下した場合に停止する。なお、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱については、「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。

可搬型窒素供給装置による原子炉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原子炉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、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉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原子炉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
- ・緊急用海水ストレーナ
- ・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制御装置による薬液注入

格納容器圧力逃がし装置を使用する際、サブプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入により、サブプレッション・プール水が酸性化することを防止し、サブプレッション・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。

サブプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入で使用する設備は以下のとおり。

- ・薬液タンク
- ・蓄圧タンク加圧用窒素ガスボンベ

(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原子炉格納容器内の減圧及び除熱」で使用する設備のうち、フィルタ装置，第一弁（S/C側），第一弁（D/W側），第二弁，第二弁バイパス弁及び圧力開放板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、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）及び差圧計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. (a) iv) 原子炉格納容器負圧破損の防止」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原子炉格納容器内の減圧及び除熱」で使用する設備のうち、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、緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナは重大事故等対処設備として位置づける。

これらの設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

（添付資料 1.7.1）

以上の重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行うことができる。

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。

・ 第一弁（S/C側）バイパス弁及び第一弁（D/W側）バイパス弁

バイパスラインは口径が小さく、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損の防止には十分な容量ではないが、原子炉格納容器内の

圧力及び温度上昇を緩和する手段として有効である。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ

車両の移動，設置，ホース接続等に時間を要し，想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが，代替循環冷却系が使用可能であれば，原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手段として有効である。

- ・サプレッション・プール水 pH制御装置

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制御装置により原子炉格納容器内に薬液を注入することで原子炉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. 原子炉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※²及び重大事故等対応要員の対応として，「非常時運転手順書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）

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

（添付資料1.7.2）

1.7.2 重大事故等時の手順

1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順

(1) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

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が使用できない場合に、格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベント操作を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

中央制御室から格納容器圧力逃がし装置を遠隔操作できない場合は、遠隔人力操作機構を使用した現場（二次格納施設外）での操作を実施する。また、第二弁及び第二弁バイパス弁の操作を行う第二弁操作室は必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、第二弁操作室空気ボンベユニットにて正圧化することにより、外気の流入を一定時間遮断することで、格納容器圧力逃がし装置を使用する際のプルームの影響による操作員の被ばくを低減する。

格納容器ベントを実施した際のプルームの影響による被ばくを低減するため、中央制御室待避室へ待避及び第二弁操作室にて待機する。また、プラントパラメータについては、中央制御室待避室内でデータ表示装置（待避室）により継続して監視する。

格納容器ベント開始後に、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱機能、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が復旧又は使用可能と判断した場合、並びに原子炉格納容器内の圧力310kPa [gage] (1Pd) 以下、原子炉格納容器内の温度171℃以下及び原子炉格納容器内水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合は、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原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(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。

※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原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.7-1図に、タイムチャートを第1.7-3図に示す。(S/C側ベント、D/W側ベント及び第一弁(S/C側及びD/W側)が開操作不可の場合)の手順は、手順⑫以外は同様。)

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を依頼する。
- ②災害対策本部長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため、第二弁操作室に重大事故等対応要員を派遣し、発電長に連絡する。
- ③発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの系統構成を指示する。

⑥ 運転員等は中央制御室にて、換気空調系一次隔離弁及び換気空調系二次隔離弁の閉を確認する。

⑦ 運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁及び原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁の閉を確認する。

⑧ 運転員等は中央制御室にて、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁の閉を確認する。

⑨ 運転員等は中央制御室にて、不活性ガス系の隔離信号が発生している場合は、不活性ガス系の隔離信号の除外操作を実施する。

⑩ 運転員等は、発電長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの系統構成が完了したことを報告する。

⑪ 発電長は、運転員等に第一弁（S/C側又はD/W側）の電源の供給状態に応じて、S/C側又はD/W側を選択し、S/C側ベント又は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、第一弁（S/C側）を開にし、発電長に報告する。なお、第一弁（S/C側）が中央制御室からの遠隔操作により開できない場合は、原子炉建屋付属棟にて第一弁（S/C側）を遠隔人力操作機構により開にし、発電長に報告する。

⑫^b D/W側ベントの場合

第一弁（S/C側）が開できない場合は、運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントのため、第一弁（D/W側）を開にし、発電長に報告する。なお、第一弁（D/W側）が中央制御室からの遠隔操作により開できない場合は、原子炉建屋付属棟にて第一弁（D/W側）を遠隔人力操作機

構により開にし、発電長に報告する。

⑫° 第一弁（S/C側及びD/W側）が開操作不可の場合

第一弁（S/C側）及び第一弁（D/W側）が開操作できない場合、第一弁（S/C側）バイパス弁及び第一弁（D/W側）バイパス弁を開にし、発電長に報告する。

⑬ 発電長は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備が完了したことを災害対策本部長に連絡する。

⑭ 発電長は、サプレッション・プール水位指示値がベント判断基準である通常水位+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。

⑮ 発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を指示する。

⑯ 運転員等は中央制御室にて、第二弁を開とする。第二弁が開できない場合は、第二弁バイパス弁を開とし、発電長に報告する。なお、第二弁及び第二弁バイパス弁が中央制御室からの遠隔操作により開できない場合は、重大事故等対応要員が第二弁操作室にて第二弁又は第二弁バイパス弁を遠隔人力操作機構により開にする。

⑰ 発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを原子炉格納容器内の圧力、フィルタ装置圧力、フィルタ装置スクラビング水温度、及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）により確認するように指示する。

⑱ 運転員等は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことをドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ

圧力指示値の低下，フィルタ装置圧力及びフィルタ装置スクラビング水温度指示値の上昇により確認するとともに，フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇を確認し，発電長に報告する。

⑱ 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。

⑳ 発電長は，残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱機能，可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が復旧又は使用可能な場合に，運転員等に原子炉格納容器内の圧力310kPa [gage] (1Pd) 以下，原子炉格納容器内の温度171℃以下及び原子炉格納容器内の水素濃度指示値可燃限界未満の確認を指示する。

㉑ 運転員等は中央制御室にて，ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力指示値が310kPa [gage] (1Pd) 以下，ドライウェル雰囲気温度及びサプレッション・チェンバ雰囲気温度指示値が171℃以下，格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器雰囲気モニタ指示値が可燃限界未満を確認し，発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち格納容器ベント準備について，格納容器ベント準備を判断してから，格納容器ベント準備完了までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作（S/C側ベントの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，5分以内と想定する。

【中央制御室からの操作（D/W側ベントの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、5分以内と想定する。

【現場操作（S/C側ベントの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）3名にて実施した場合、125分以内と想定する。

【現場操作（D/W側ベントの場合）】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等（当直運転員）3名にて実施した場合、140分以内と想定する。

【現場操作（第二弁操作室までの移動）】

- ・現場対応を重大事故等対応要員3名にて実施した場合、45分以内と想定する。

格納容器ベント開始については、格納容器ベント基準到達から格納容器ベント開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【中央制御室からの操作】

- ・中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、5分以内と想定する。

【現場操作】

- ・現場対応を重大事故等対応要員3名にて実施した場合、30分以内と想定する。

中央制御室対応については、中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。現場対応については、円滑に作業できるように移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

遠隔人力操作機構の操作については、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. 第二弁操作室の正圧化

格納容器圧力逃がし装置を使用する際に、第二弁操作室を第二弁操作室空気ポンベユニットにより加圧し、第二弁操作室の居住性を確保する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において、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。

(b) 操作手順

第二弁操作室の正圧化手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.7-2 図に、タイムチャートを第 1.7-3 図に示す。

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第二弁操作室の正圧化準備を指示する。

②重大事故等対応要員は第二弁操作室にて、空気ポンベユニット空気ポンベ元弁及び空気ポンベユニット差圧調整弁後弁を開にし、第二弁操作室の正圧化準備が完了したことを発電長に報告する。

③発電長は、第二弁操作室の正圧化基準であるサプレッション・プール水位が通常水位+6.4m^{*2}に到達したことを確認し、重大事故等対応要員に第二弁操作室の正圧化の開始を指示する。

④重大事故等対応要員は第二弁操作室にて、空気ポンベユニット差圧調整弁により規定流量に調整し、第二弁操作室の正圧化を開始する。

⑤重大事故等対応要員は、第二弁操作室内外の差圧指示値により第二弁操作室内の正圧化開始を確認し、必要により空気ポンベユニット差圧調整弁を調整し、発電長に報告する。

※2：格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの前に、速やかに過圧を行えるよう設定。なお、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.4mから+6.5mに到達するまでは評価上約20分である。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応を重大事故等対応要員3名にて実施した場合、作業開始を判断してから第二弁操作室空気ボンベユニットによる第二弁操作室の正圧化準備完了まで50分以内と想定する。

第二弁操作室の正圧化基準到達から第二弁操作室内の正圧化開始まで4分以内と想定する。なお、空気ボンベユニット空気供給流量調整弁を開にすることにより速やかに正圧化が開始される。

(添付資料 1.7.3)

c. フィルタ装置スクラビング水補給

フィルタ装置の水位が通常水位（水位低）である2,530mmを下回り、下限水位である1,325mmに到達する前までに、フィルタ装置へ水張りを実施する。

(a) 手順着手の判断基準

フィルタ装置水位指示値が1,500mm以下の場合。

(b) 操作手順

フィルタ装置スクラビング水補給手順の概要は以下のとおり。なお、水源から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。

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。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策本部長にフィ

ルタ装置スクラビング水の補給準備を依頼する。

- ②災害対策本部長は、重大事故等対応要員にフィルタ装置スクラビング水の補給準備を指示する。
- ③発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水の補給準備を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置スクラビング水の補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水の補給準備が完了したことを連絡する。
- ⑥重大事故等対応要員は、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水の補給準備が完了したことを報告する。
- ⑦災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡する。
- ⑧災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。
- ⑨重大事故等対応要員はフィルタ装置格納槽付属室にて、可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、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、運転員等にフィルタ装置スクラビング水の補給が開始されたことの確認を指示する。
- ⑫運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置水位が上昇した後、通

常水位（水位低）である2,530mm以上まで補給されたことを確認し、発電長に報告する。

⑬発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置スクラビング水の補給の停止を依頼する。

⑭災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの停止を指示する。

⑮重大事故等対応要員はフィルタ装置格納槽付属室にて、フィルタベント装置補給水ライン元弁を閉とした後、可搬型代替注水大型ポンプを停止し、災害対策本部長に報告する。

⑯災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水停止を連絡する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、作業開始を判断してからフィルタ装置スクラビング水の補給開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水の補給】（水源：北側淡水池）

- ・現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、155 分以内と想定する。

【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置スクラビング水の補給】（水源：代替淡水貯槽）

- ・現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、125 分以内と想定する。

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。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 1.7.3)

d. 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

格納容器ベント弁閉操作後における水の放射線分解によって発生する可燃性ガス濃度の上昇を抑制，及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するため，可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素）で置換する。

(a) 手順着手の判断基準

格納容器ベント弁を閉とすることが可能^{※3}と判断した場合。

※3：残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱機能，可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が復旧又は使用可能と判断した場合で，原子炉格納容器内の圧力が 310kPa [gage] (1Pd) 以下，原子炉格納容器内の温度が 171℃以下及び原子炉格納容器内水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合。

(b) 操作手順

原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換手順の概要は以下のとおり。

概要図を第 1.7-6 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、災害対策本部長に原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）による注入を依頼する。
- ②災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入をするための準備を指示する。
- ③重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置を原子炉建屋東側屋外に配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。
- ④重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入をするための準備が完了したことを報告する。
- ⑤災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入の開始を連絡する。
- ⑥災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入の開始を指示する。
- ⑦重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外にて、窒素ガス補給弁（S/C側）を開とし、原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入を開始したことを、災害対策本部長に報告する。
- ⑧災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入を開始したことを連絡する。
- ⑨発電長は、運転員等に第一弁（S/C側又はD/W側）又は第一弁（S/C側及びD/W側）バイパス弁を閉とし、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱開始及び原子

炉格納容器内の圧力を310kPa [gage] (1Pd) から13.7kPa [gage] の間で制御^{※4}するように指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて、第一弁（S/C側又はD/W側）又は第一弁（S/C側及びD/W側）バイパス弁を閉とし、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱開始及び原子炉格納容器内の圧力を310kPa [gage] (1Pd) から13.7kPa [gage] の間で制御し、発電長に報告する。

⑪発電長は、運転員等に原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入完了の確認をするように指示する。

⑫運転員等は中央制御室にて、ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力指示値が310kPa [gage] (1Pd) に到達したことにより、原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入が完了したことを確認し、発電長に報告する。

⑬発電長は、運転員等にサプレッション・プール水温度の確認を指示する。

⑭運転員等は中央制御室にて、サプレッション・プール水温度指示値が100℃未満であることを確認し、発電長に報告する。

⑮発電長は、サプレッション・プール水温度が100℃未満であることを確認し、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出を指示する。なお、サプレッション・プール水温度が100℃以上の場合は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出を実施した後、⑥から実施する。

⑯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原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出を開始し、発電長に報告する。

- ⑰発電長は、運転員等に可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御を指示する。
- ⑱運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御を実施し、発電長に報告する。
- ⑲発電長は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入の停止を依頼する。
- ⑳災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入の停止を指示する。
- ㉑重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外にて、窒素ガス補給弁（S/C側）を閉とし、原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入を停止した後、災害対策本部長に報告する。
- ㉒災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入の停止を連絡する。
- ㉓発電長は、運転員等に第一弁（S/C側又はD/W側）又は第一弁（S/C側及びD/W側）バイパス弁の閉を指示する。
- ㉔運転員等は中央制御室にて、第一弁（S/C側又はD/W側）又は第一弁（S/C側及びD/W側）バイパス弁を閉にし、発電長に報告する。

※4：原子炉格納容器内の圧力が245kPa [gage] (0.8Pd) 又は原子炉格納容器内の温度が150℃到達で格納容器スプレイを実施する。

(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名にて実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）供給開

始まで 115 分以内と想定する。

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 1.7.3)

e. 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、原子炉格納容器内に含まれる非凝縮性ガスがフィルタ装置を経由して大気へ放出されることから、フィルタ装置内での水素爆発を防止するため、可搬型窒素供給装置によりフィルタ装置内を不活性ガス（窒素）で置換する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換が終了した場合。

(b) 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1.7-8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）置換をするための準備を指示する。

③重大事故等対応要員は、可搬型窒素供給装置を原子炉建屋東側屋

外に配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。

- ④重大事故等対応要員は、災害対策本部長に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換をするための準備が完了したことを報告する。
- ⑤災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（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東側屋外にて、フィルタベント装置窒素供給ライン元弁を開とし、フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換を開始したことを、災害対策本部長に報告する。
- ⑧災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置によるフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換を開始したことを連絡する。
- ⑨発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水温度の確認を指示する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置スクラビング水温度指示値が55℃^{※5}以下であることを確認し、発電長に報告する。

※5：可搬型窒素供給装置出口温度と同程度の温度とし、さらにフィルタ装置スクラビング水温度が上昇傾向にないことの確認により冷却が完了したと判断できる温度。

(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。

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 1.7.3)

f. 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。

(a) 手順着手の判断基準

フィルタ装置スクラビング水温度指示値が55℃以下において、フィルタ装置水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

フィルタ装置スクラビング水移送手順の概要は以下のとおり。なお、水源から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。

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水張りの準備を依頼する。

②災害対策本部長は、重大事故等対応要員にフィルタ装置水張りの準備を指示する。

③発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水の移送準備を

指示する。

- ④運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置のスクラビング水移送に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、運転員等にフィルタ装置のスクラビング水移送に必要な系統構成を指示する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、フィルタベント装置移送ライン止め弁を開にする。
- ⑦運転員等は原子炉建屋廃棄物処理棟にて、フィルタベント装置ドレン移送ライン切替え弁（S/C側）を開にする。
- ⑧運転員等は、発電長にフィルタ装置のスクラビング水移送に必要な系統構成が完了したことを報告する。
- ⑨発電長は、運転員等にフィルタ装置のスクラビング水の移送を指示する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、移送ポンプを起動した後、フィルタ装置水位指示値が計測範囲下端である180mmまで低下したことを確認し、移送ポンプを停止する。
- ⑪運転員等は、フィルタ装置のスクラビング水の移送が完了したことを発電長に報告する。
- ⑫発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置水張りの準備が完了したことを連絡する。
- ⑬重大事故等対応要員は、災害対策本部長にフィルタ装置水張りの準備が完了したことを報告する。
- ⑭災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水開始を連絡する。

- ⑮災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの起動を指示する。
- ⑯重大事故等対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動した後、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り送水を開始したことを災害対策本部長に報告する。
- ⑰災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプにより送水を開始したことを連絡する。
- ⑱発電長は、運転員等にフィルタ装置水位を確認するように指示する。
- ⑲運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置水位が通常水位（水位低）である2,530mm以上まで水張りされたことを確認し、発電長に報告する。
- ⑳発電長は、災害対策本部長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水の停止を依頼する。
- ㉑災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの停止を指示する。
- ㉒重大事故等対応要員はフィルタ装置格納槽付属室にて、フィルタベント装置補給水ライン元弁を閉とした後、可搬型代替注水大型ポンプを停止し、災害対策本部長に報告する。
- ㉓災害対策本部長は、発電長に可搬型代替注水大型ポンプによる送水停止を連絡する。
- ㉔発電長は、運転員等にフィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄のため、スクラビング水の移送を指示する。
- ㉕運転員等は中央制御室にて、移送ポンプを起動した後、フィルタ

装置水位指示値が計測範囲下端である180mmまで低下したことを確認し、移送ポンプを停止する。

②⑥運転員等は、フィルタ装置スクラビング水移送ラインの洗浄が完了したことを発電長に報告する。

②⑦発電長は、災害対策本部長にフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換の停止を依頼する。

②⑧災害対策本部長は、重大事故等対応要員にフィルタ装置内の不活性ガス（窒素）による置換の停止を指示する。

②⑨重大事故等対応要員は原子炉建屋東側屋外にて、フィルタベント装置窒素供給ライン元弁を閉とし、フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換を停止する。

②⑩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。

②⑪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。

②⑫発電長は、運転員等にフィルタ装置入口水素濃度計を起動し水素濃度を確認するとともに、フィルタ装置スクラビング水温度が上昇していないことを確認するように指示する。

②⑬運転員等は中央制御室にて、フィルタ装置入口水素濃度計を起動しフィルタ装置入口水素濃度指示値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。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうちフィルタ装置スクラビング水移送については、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名、現場対応を運転員等

(当直運転員) 2名にて実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置スクラビング水移送開始まで54分以内と想定する。

また、フィルタ装置水張りについては、フィルタ装置スクラビング水移送完了からフィルタ装置水張り開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張り】(水源：北側淡水池)

- ・現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、155 分以内と想定する。

【フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用したフィルタ装置水張り】(水源：代替淡水貯槽)

- ・現場対応を重大事故等対応要員 8 名にて実施した場合、125 分以内と想定する。

フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄については、中央制御室対応を運転員等(当直運転員) 1名にて実施した場合、フィルタ装置水張り完了からフィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄開始まで4分以内と想定する。

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。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)

(2) 代替循環冷却系による原子炉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、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉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）による原子炉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。

b. 操作手順

代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.7-13図に、タイムチャートを第1.7-14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原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要な残留熱除去系（A）ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器（A）出口弁、残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁、残留熱除去系注入弁（A）及び残留熱除去系（A）D/Wスプレイ弁の受電操作を実施し、残留熱除去系（A）ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器（A）出口弁、残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁、残留熱除去系注入弁（A）及び残留熱除去系（A）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、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認し、発電長に報告する。
- ④発電長は、運転員等に代替循環冷却系による原子炉注水の系統構成を指示する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系ポンプ（A）の操作スイッチを隔離する。
- ⑥運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系注水配管分離弁、残留熱除去系（A）ミニフロー弁、残留熱除去系熱交換器（A）出口弁及び残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁を閉にする。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系ポンプ入口弁及び代替循環冷却系テスト弁を開にする。
- ⑧運転員等は、発電長に代替循環冷却系による原子炉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、運転員等に代替循環冷却系ポンプの起動を指示する。
- ⑩運転員等は中央制御室にて、代替循環冷却系ポンプを起動し、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力指示値が1.4MPa [gage] 以上であることを確認した後、発電長に報告する。
- ⑪発電長は、運転員等に原子炉圧力が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。
- ⑫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、代替循環冷却系注入弁を開にするとともに代替循環冷却系テスト弁を閉にする。

- ⑬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。
- ⑭発電長は，運転員等に代替循環冷却系注入弁により原子炉圧力容器内の水位をジェットポンプ上端（以下「原子炉水位L0」という。）以上，又は崩壊熱相当の注水流量に調整するように指示する。
- ⑮運転員等は中央制御室にて，代替循環冷却系注入弁により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位L0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。
- ⑯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。
- ⑰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。
- ⑱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。
- ⑲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。
- ⑳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弁を開にする。
- ㉑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流量上昇，原子炉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。
- ㉒発電長は，運転員等にドライウェ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]未満まで低下したことを確認し，代替循環冷却系による格納容器スプレイの停止を指示する。

②③ 運転員等は中央制御室にて、ドライウェ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]未満まで低下したことを確認し、代替循環冷却系による格納容器スプレイを停止する。

②④ 発電長は、代替循環冷却系による原子炉格納容器の除熱が成功したことを確認し、運転員等に外部水源である常設低圧代替注水系の停止を指示する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで41分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、代替循環冷却系の起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：150分以内

(3) サプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入

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ブプレッション・プール水へ流入し溶解する。また、原子炉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、サブプレッション・プール水が酸性化する可能性がある。サブプレッション・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ブプレッション・チェンバの気相部へ放出されるという知見がある。そこ

で、気相部へのような素の移行を低減させるため、残留熱除去系配管からサブプレッション・プールに薬液を注入し、サブプレッション・プール水の酸性化を防止する。これにより、サブプレッション・プール水中によう素を補足し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント時のような素の放出量を低減する。

a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において、サブプレッション・プール水 pH 制御装置薬液タンクの液位が確保されている場合。

b. 操作手順

サブプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.7-15図に、タイムチャートを第1.7-16図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にサブプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入の準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、サブプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入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、運転員等にサブプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入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）サブプレッション・プールのスプレイ弁及び残留熱除去系（B）サブプレッション・プールのスプレイ弁の閉を確認する。
- ⑤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。
- ⑥運転員等は、発電長にサブプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入の系統構成が完了したことを報告する。

- ⑦発電長は、運転員等にサプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入を指示する。
- ⑧運転員等は中央制御室にて、圧送用窒素供給弁を開とし、薬液タンク圧力の上昇を確認する。
- ⑨運転員等は中央制御室にて、薬液注入窒素作動弁を開とし、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（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してからサプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入開始まで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。

(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1.7-17図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合は、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原子炉格納容器の圧力及び温度の監視を行うとともに、サプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入を行う。

残留熱除去系ポンプによる原子炉格納容器内の除熱機能が喪失し、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格納容器内の減圧及び除熱を実施する。

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原子炉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原子炉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で行うが、中央制御室からの遠隔操作が実施できない場合は、遠隔人力操作機構による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、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、長期的な原子炉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ための手順等」にて整備する。

残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順については、「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による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出並びに可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度制御手順については、「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」にて整備する。

水源から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。

代替循環冷却系ポンプ、移送ポンプ、電動弁及び監視計器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，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1.7-1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 (1/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書*1
原子炉格納容器の過圧破損防止	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)	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱①	主要設備	フィルタ装置 第一弁 (S/C側) 第一弁 (D/W側) 第二弁 第二弁バイパス弁 圧力開放板	重大事故等対処設備
			関連設備	第二弁操作室遮蔽 第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンプ) 差圧計 遠隔人力操作機構 可搬型窒素供給装置 フィルタ装置遮蔽 配管遮蔽 移送ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ*3 代替淡水貯槽*3 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 原子炉格納容器 真空破壊弁 窒素供給配管・弁 第二弁操作室空気ポンプユニット (配管・弁) 移送配管・弁 補給水配管・弁 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ー (高レンジ・低レンジ) 常設代替交流電源設備*4 ・常設代替高压電源装置 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高压電源装置用燃料移送ポンプ 可搬型代替交流電源設備*4 ・可搬型代替低压電源車 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ 常設代替直流電源設備*4 ・緊急用直流 125V 蓄電池 可搬型代替直流電源設備*4 ・可搬型代替低压電源車 ・可搬型整流器 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ 燃料補給設備*4 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	

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

※2: 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 (2/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{*1}
原子炉格納容器の過圧破損防止	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)	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱②	主要設備	フィルタ装置 第二弁 第二弁バイパス弁 圧力開放板	重大事故等対処設備
				第一弁 (S/C側) バイパス弁 第一弁 (D/W側) バイパス弁	自主対策設備
			関連設備	第二弁操作室遮蔽 第二弁操作室空気ポンベユニット (空気ポンベ) 差圧計 遠隔人力操作機構 可搬型窒素供給装置 フィルタ装置遮蔽 配管遮蔽 移送ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ ^{*3} 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 原子炉格納容器 真空破壊弁 窒素供給配管・弁 第二弁操作室空気ポンベユニット (配管・弁) 移送配管・弁 補給水配管・弁 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) 常設代替交流電源設備 ^{*4} ・常設代替高圧電源装置 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ 可搬型代替交流電源設備 ^{*4} ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ 常設代替直流電源設備 ^{*4} ・緊急用直流 125V 蓄電池 可搬型代替直流電源設備 ^{*4} ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ 燃料補給設備 ^{*4} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備
淡水タンク ^{*3}	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」,
「放出」
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 (3/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書 ^{※1}
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	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 第二弁操作室遮蔽 第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンペ) 差圧計	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	第二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	

※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 (4/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
原子炉格納容器の過圧破損防止	-	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	重大事故等対処設備
			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 フィルタ装置 常設代替交流電源設備 ^{※4} ・常設代替高圧電源装置 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ 可搬型代替交流電源設備 ^{※4} ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ 燃料補給設備 ^{※4} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備

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

※2: 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 (5/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	原子炉格納容器負圧破損の防止	主要設備	可搬型室素供給装置	重大事故等対処設備
			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 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ^{※4} ・常設代替高圧電源装置 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ 可搬型代替交流電源設備 ^{※4} ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ 燃料補給設備 ^{※4} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備

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

※2：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 (6/9)

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}	
原子炉格納容器の過圧破損防止	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) サブプレッション・プール 緊急用海水ポンプ ^{*2} 緊急用海水ストレーナ ^{*2}	重大事故等対応設備	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
			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・スプレーヘッド 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ^{*4} ・常設代替高圧電源装置 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	重大事故等対応設備	

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

※2: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※3: 手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (7/9)

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	
原子炉格納容器の過圧破損防止	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) サブプレッション・プール 残留熱除去系海水ポンプ*2 海水ストレーナ*2	重大事故等対応設備	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
			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・スプレーヘッド 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*4 ・常設代替高圧電源装置 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	重大事故等対応設備	

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

※2：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※3：手順については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

☐：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (8/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
原子炉格納容器の過圧破損防止	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格納容器内の減圧及び除熱③	主要設備	代替循環冷却系ポンプ 残留熱除去系熱交換 (A) サブプレッション・プール	重大事故等対処設備
			関連設備	可搬型代替注水大型ポンプ ^{※2}	自主対策設備
				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 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ^{※4} ・常設代替高圧電源装置 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ 燃料補給設備 ^{※4} ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備

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

※2: 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 (9/9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書 ^{※1}
原子炉格納容器の過圧破損防止	-	サブプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入	主要設備	薬液タンク 蓄圧タンク加圧用窒素ガスボンベ	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」 重大事故等対策要領
			関連設備	サブプレッション・プール	重大事故等対処設備	
			関連設備	残留熱除去系 (A) 配管・弁・スプレイヘッダ サブプレッション・プール水 pH 制御装置 配管・弁 常設代替直流電源設備 ^{※4} ・緊急用直流 125V 蓄電池 可搬型代替直流電源設備 ^{※4} ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	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。

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 (1/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱			
a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※ ¹
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	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
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ ¹ サプレッション・チェンバ雰囲気温度※ ¹ サプレッション・プール水温度※ ¹
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※ ¹ 格納容器雰囲気モニタ
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※ ¹
		最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位※ ¹ フィルタ装置圧力※ ¹ フィルタ装置スクラビング水温度※ ¹ フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※ ¹ フィルタ装置入口水素濃度※ ¹
補機監視機能	モニタリング・ポスト		

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

監視計器一覧 (2/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱			
b. 第二弁操作室の正圧化	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位※ ¹
	操作	補機監視機能	第二弁操作室差圧 空気ポンプユニット空気供給流量

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

監視計器一覧 (3/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱			
c. 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}	
d. 原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換	判断基準	最終ヒートシンクの確保 残留熱除去系系統流量 ^{※1} 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ^{※1} 残留熱除去系海水系系統流量 ^{※1} 緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器) ^{※1}	
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ^{※1} サブプレッション・チェンバ圧力 ^{※1}
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(SA) ^{※1} 格納容器雰囲気モニタ
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度(SA) ^{※1} 格納容器雰囲気モニタ
e. フィルタ装置内の不活性ガス(窒素)置換	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ^{※1} サブプレッション・チェンバ圧力 ^{※1}
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(SA) ^{※1} 格納容器雰囲気モニタ
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度(SA) ^{※1} 格納容器雰囲気モニタ
	操作	最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度 ^{※1} フィルタ装置入口水素濃度 ^{※1}
f. 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}	

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

監視計器一覧 (4/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順			
(2) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サブプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ ¹ サブプレッション・チェンバ雰囲気温度※ ¹ サブプレッション・プール水温度※ ¹
		水源の確保	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
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) ※ ¹ 原子炉水位 (燃料域) ※ ¹ 原子炉水位 (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
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ ¹ サブプレッション・チェンバ圧力※ ¹
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ ¹ サブプレッション・チェンバ雰囲気温度※ ¹ サブプレッション・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 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
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位※ ¹
		原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) ※ ¹
補機監視機能	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力		

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

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

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

監視計器一覧 (5/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順			
(3) サプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ ¹ 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ ¹
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ ¹
		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
		水源の確保	薬液タンク水位

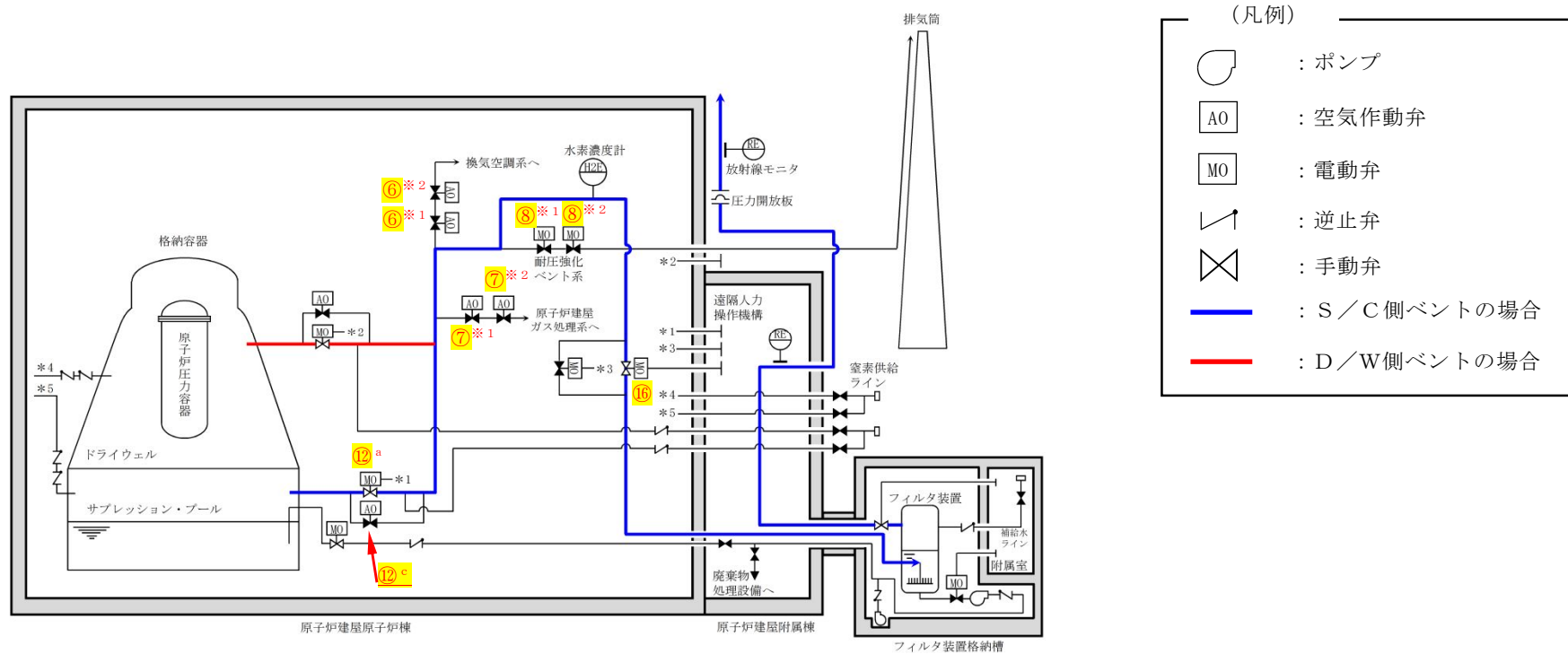
※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

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

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

第 1.7-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

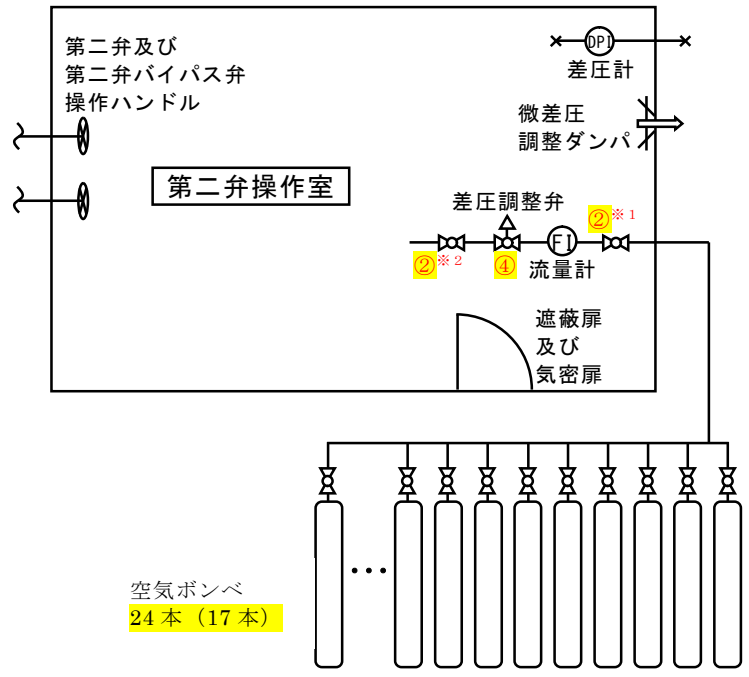
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p>	第一弁（S/C側）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系
	第一弁（D/W側）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系
	第二弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系
	第二弁バイパス弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系
	代替循環冷却系ポンプ	常設代替交流電源設備 緊急用P/C
	代替循環冷却系 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC
	残留熱除去系（A） 弁	常設代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2C系



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	第一弁 (S/C側)
⑦※ ¹	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	⑫ ^b	第一弁 (D/W側)
⑦※ ²	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	⑫ ^c	第一弁 (S/C側) バイパス弁及び第一弁 (D/W側) バイパス弁
⑧※ ¹	耐圧強化ベント系一次隔離弁	⑯	第二弁又は第二弁バイパス弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○※¹~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.7-1 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図



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差圧調整弁後弁
④	空気ポンベユニット差圧調整弁

(凡例)

: 手動弁

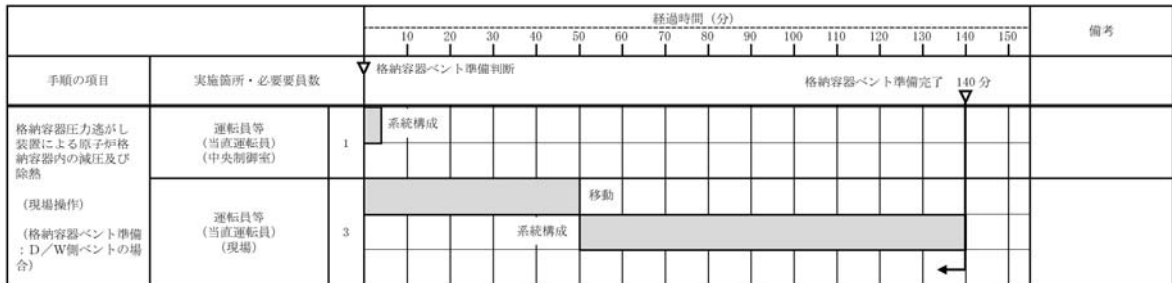
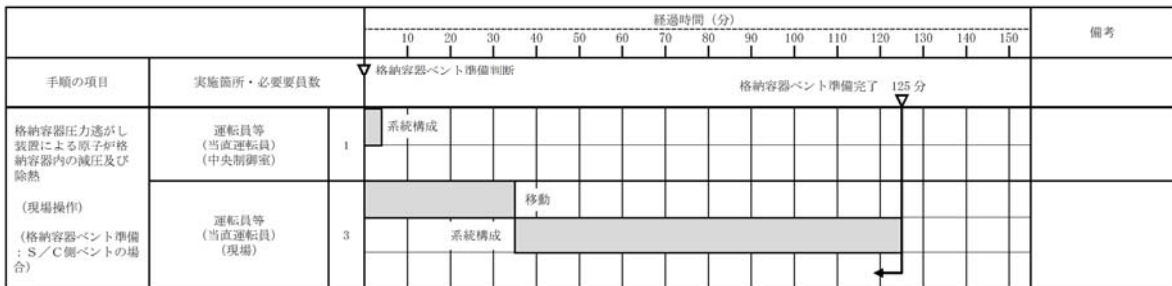
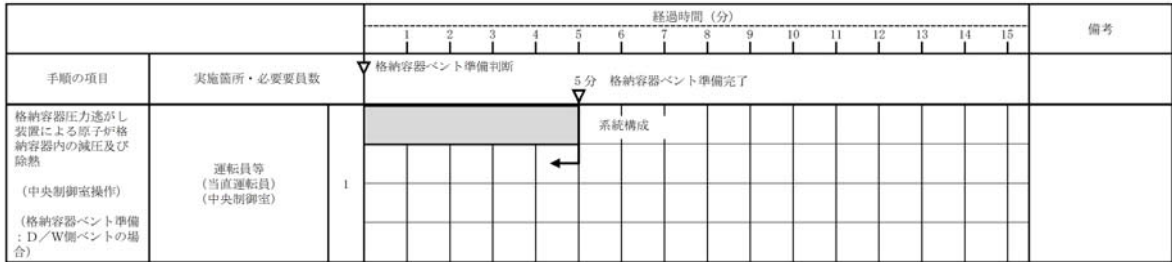
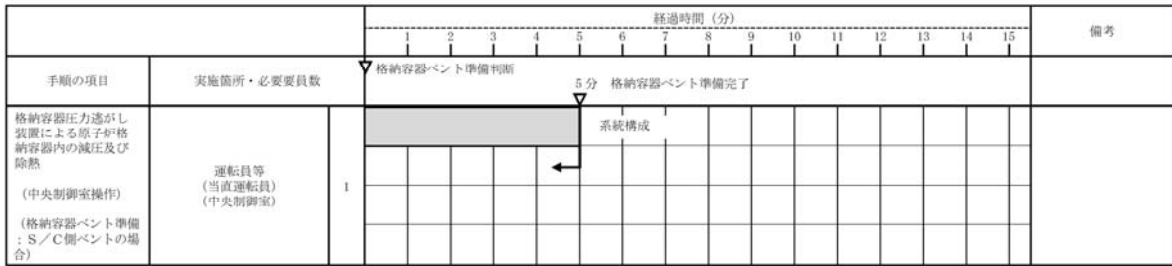
: 差圧調整弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

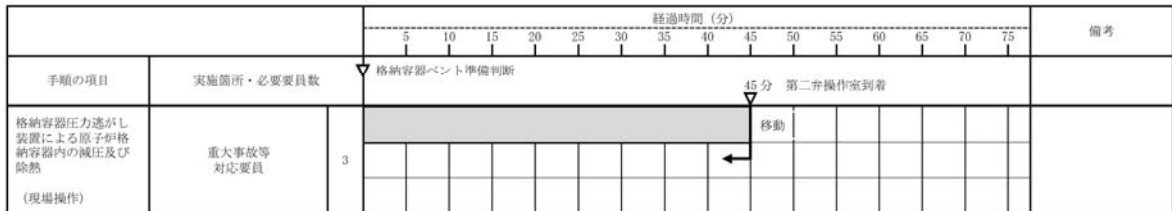
○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.7-2 図 第二弁操作室空気ポンベユニットによる第二弁操作室の正圧化

概要図



格納容器ベント準備 (第一弁)



格納容器ベント準備 (第二弁)

第 1.7-3 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート (1/2)

		経過時間 (分)															備考
		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	▽ 格納容器ベント準備判断															
第二弁操作室空気ポンプユニットによる第二弁操作室の正圧化	重大事故等 対応要員	3															

		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	▽ 第二弁操作室の正圧化基準到達															
第二弁操作室空気ポンプユニットによる第二弁操作室の正圧化	重大事故等 対応要員	3															第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンプ）を24本のうち17本を使用することにより、第二弁操作室を4時間正圧化可能である。

第二弁操作室の正圧化

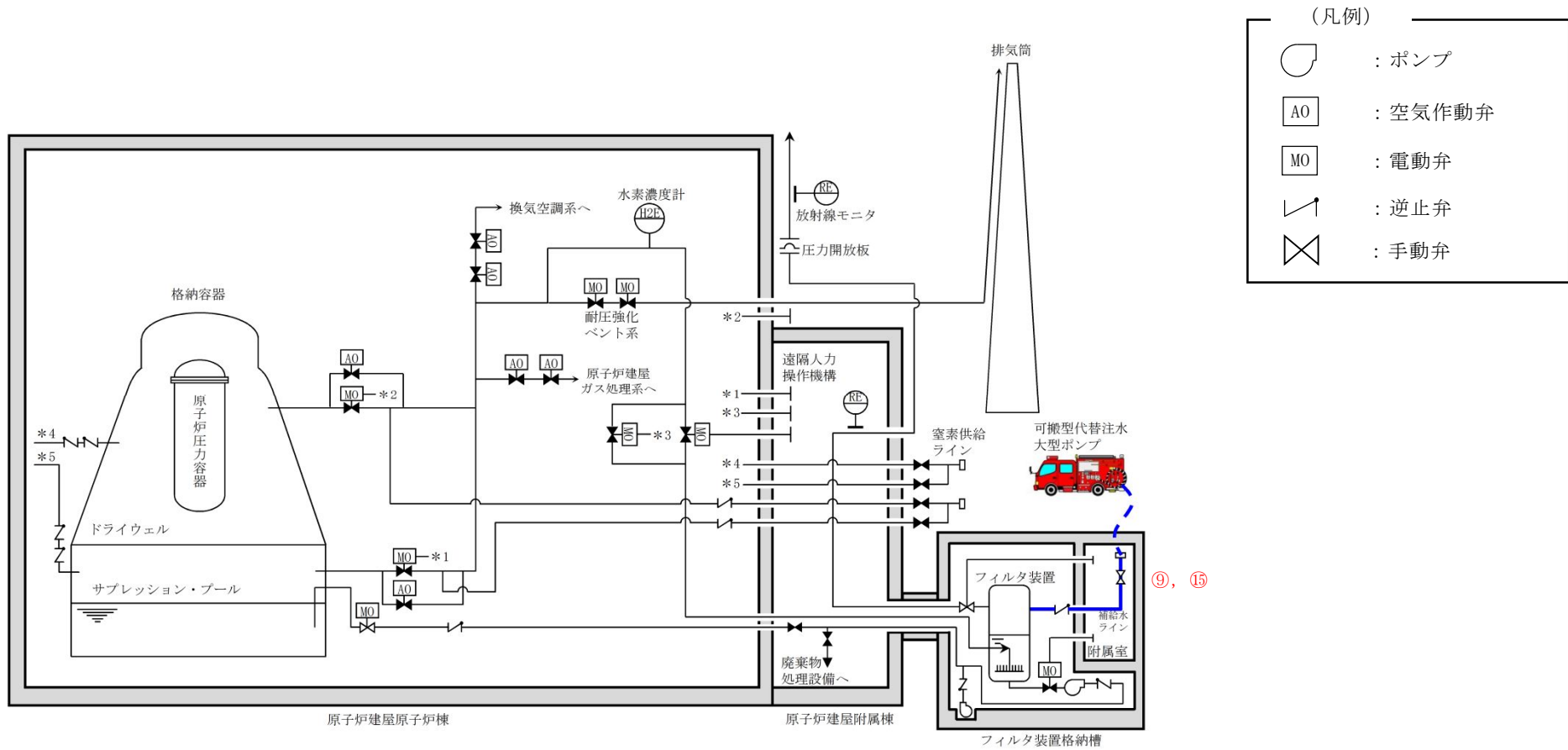
		経過時間 (分)															備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	
手順の項目	実施箇所・必要員数	▽ 格納容器ベント基準到達															
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (中央制御室操作)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1															

		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	▽ 格納容器ベント基準到達															
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	重大事故等 対応要員	3															

格納容器ベント（第二弁）

第 1.7-3 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート (2/2)

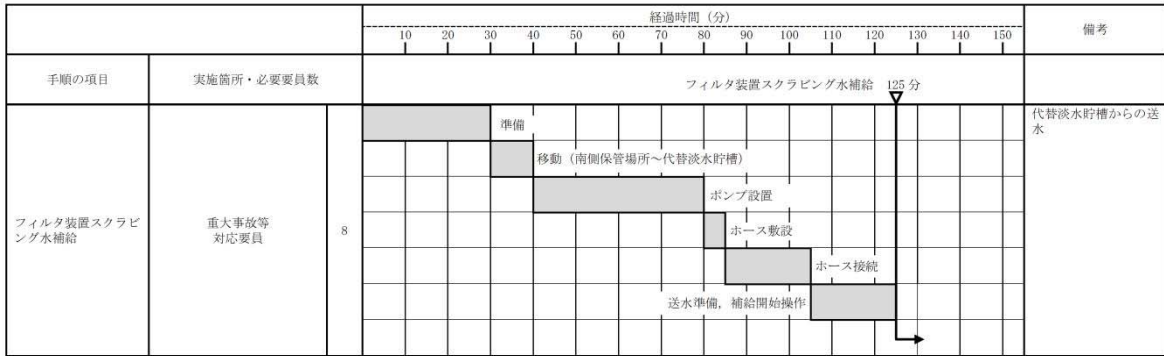
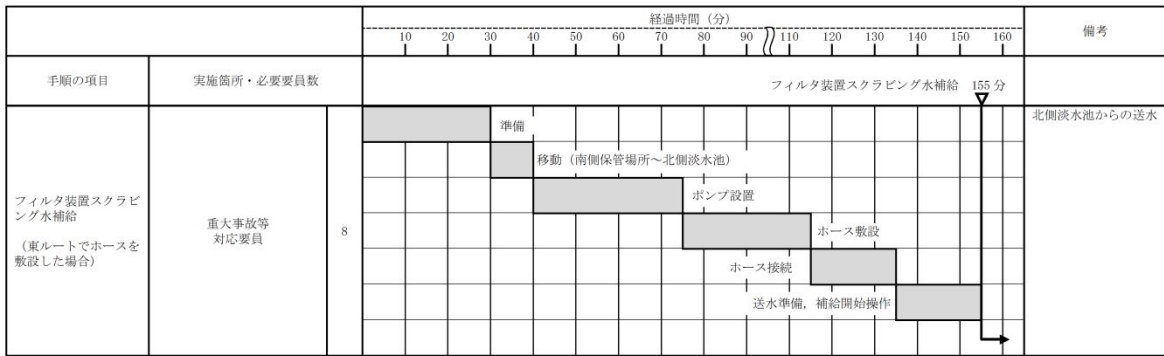
熱 タイムチャート (2/2)



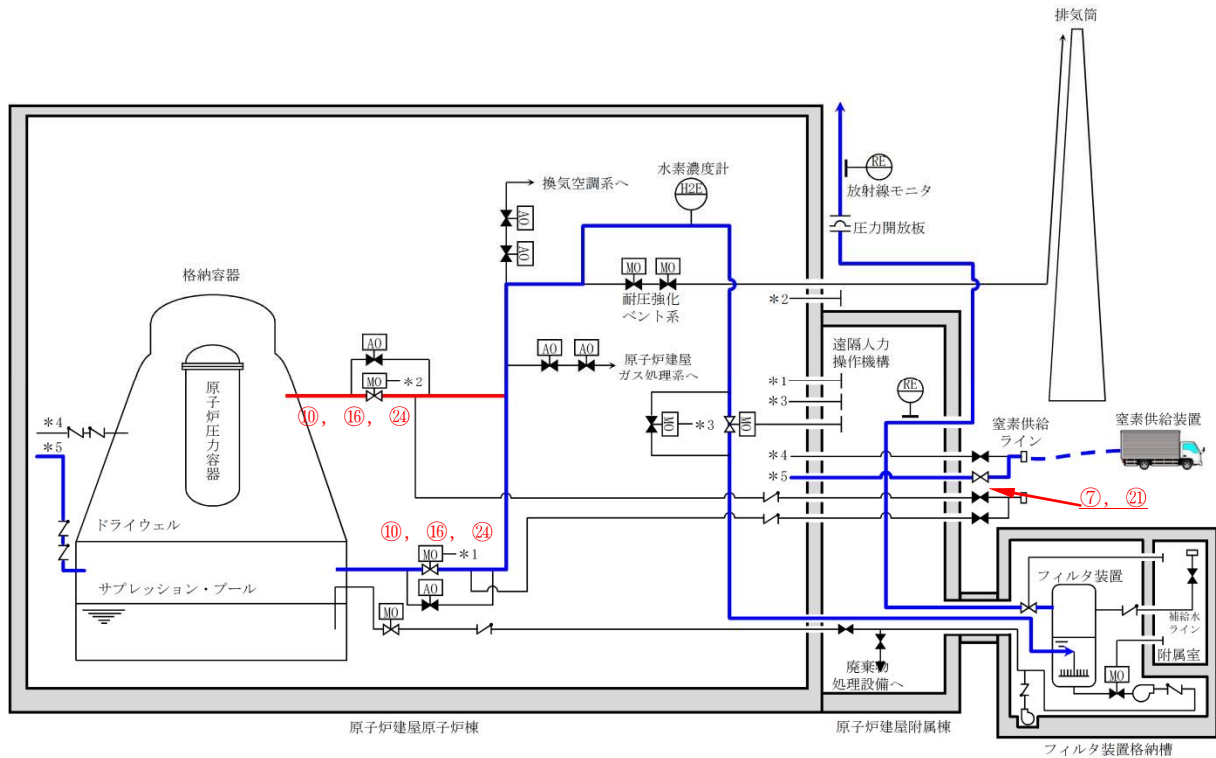
操作手順	弁名称
⑨, ⑮	フィルタバント装置補給水ライン元弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第 1.7-4 図 フィルタ装置スクラビング水補給 概要図



第 1.7-5 図 フィルタ装置スクラビング水補給 タイムチャート



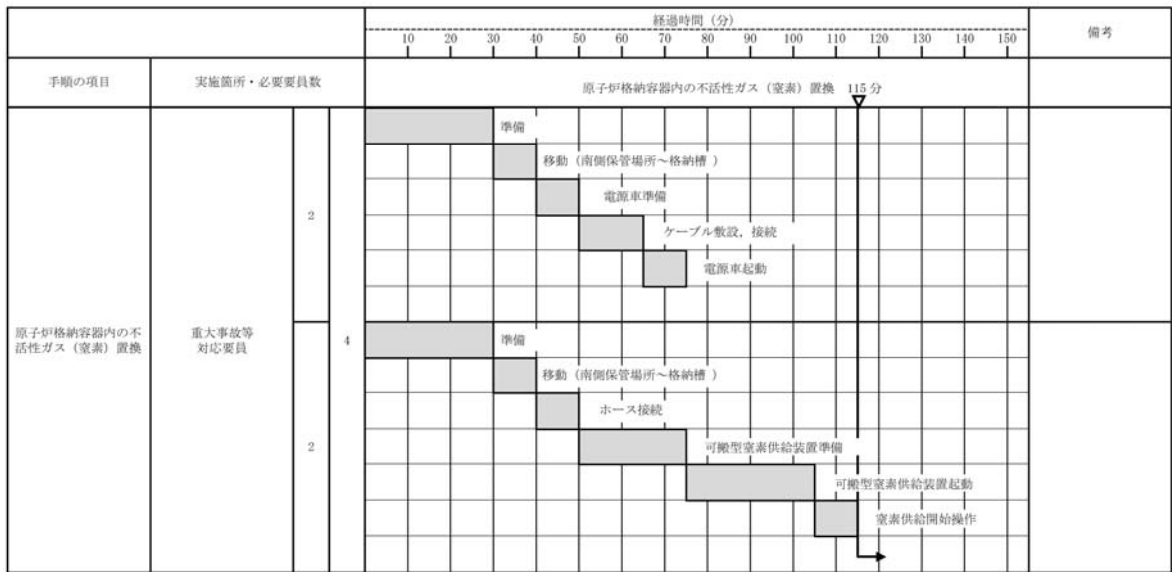
(凡例)

- : ポンプ
- : 空気作動弁
- : 電動弁
- : 逆止弁
- : 手動弁
- : S/C側ベントの場合
- : D/W側ベントの場合

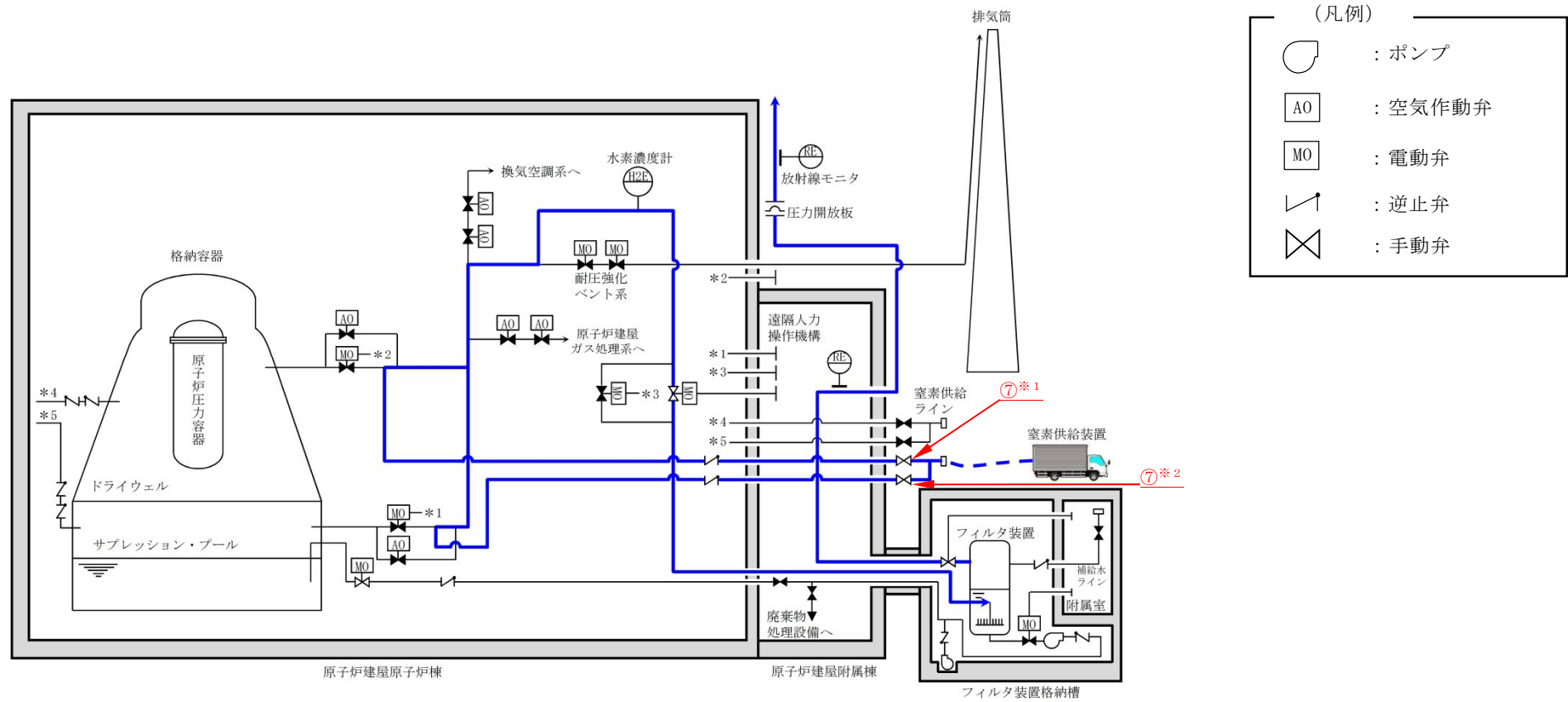
操作手順	弁名称
⑦, ⑳	窒素ガス補給弁 (S/C側)
⑩, ⑯, ㉔	第一弁 (S/C側) 又は第一弁 (S/C側及びD/W側) バイパス弁
⑩, ⑯, ㉔	第一弁 (D/W側) 又は第一弁 (S/C側及びD/W側) バイパス弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第 1.7-6 図 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換 概要図



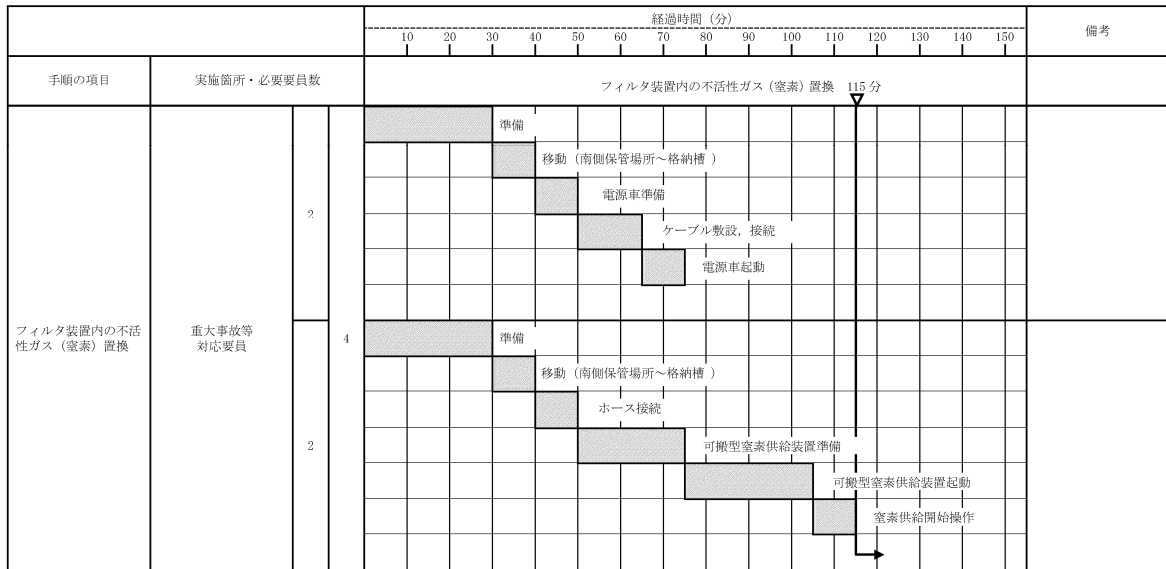
第 1.7-7 図 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換 タイムチャート



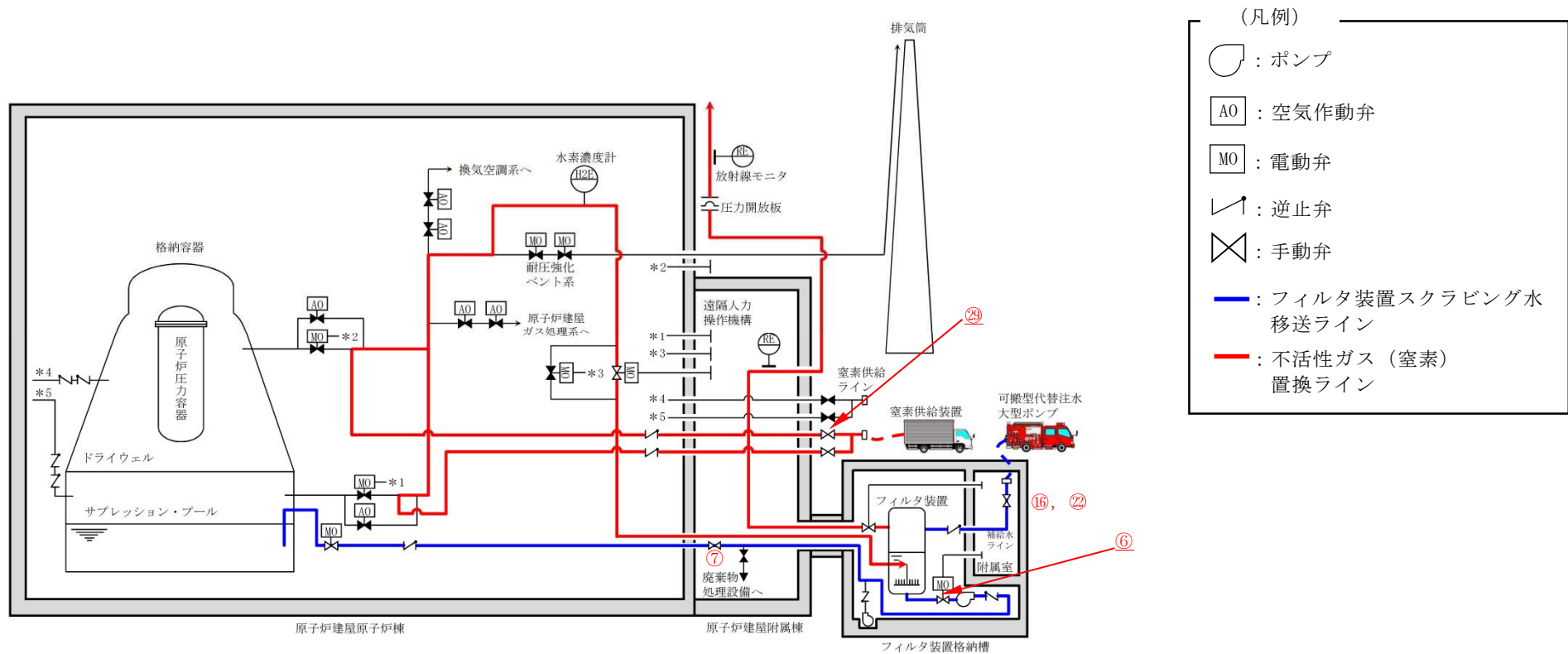
操作手順	弁名称
⑦*1, *2	フィルタベント装置窒素供給ライン元弁

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

第1.7-8図 フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換 概要図



第 1.7-9 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
- : フィルタ装置スクラビング水移送ライン
- : 不活性ガス（窒素）置換ライン

操作手順	弁名称
⑥	フィルタベント装置移送ライン止め弁
⑦	フィルタベント装置ドレン移送ライン切替え弁（S/C側）
⑬, ⑳	フィルタベント装置補給水ライン元弁
㉑	フィルタベント装置窒素供給ライン元弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

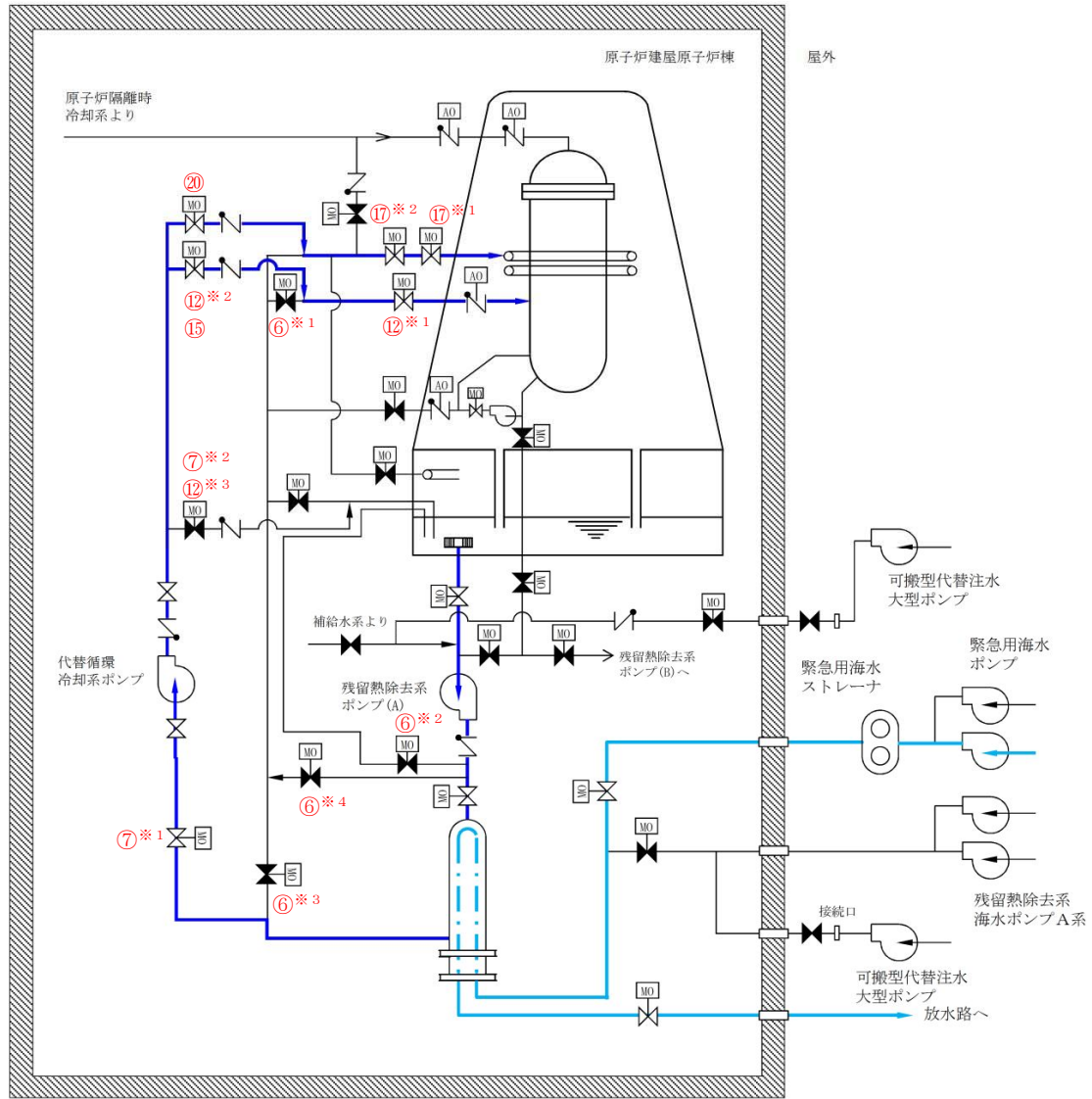
第 1.7-10 図 フィルタ装置スクラビング水移送 概要図

		経過時間 (分)															備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150				
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																		
	運転員等 (当直運転員) (現場)	2																		

		経過時間 (分)															備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150				
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完了																		
フィルタ装置スクラビング水移送 (フィルタ装置水張り)	重大事故等 対応要員	8																		

		経過時間 (分)															備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15				
手順の項目	実施箇所・必要要員数	フィルタ装置水張り完了																		
フィルタ装置スクラビング水移送 (フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1																		

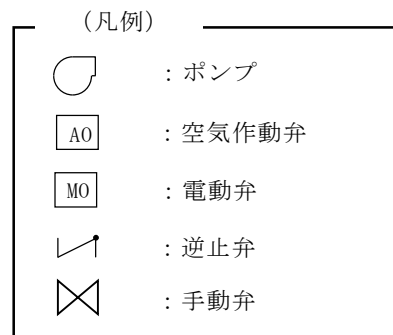
第 1.7-12 図 フィルタ装置スクラビング水移送 タイムチャート (2/2)



操作手順	弁名称
⑥※1	残留熱除去系注水配管分離弁
⑥※2	残留熱除去系 (A) ミニフロー弁
⑥※3	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁
⑥※4	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁
⑦※1	代替循環冷却系ポンプ入口弁
⑦※2, ⑫※3	代替循環冷却系テスト弁
⑫※1	残留熱除去系注入弁 (A)
⑫※2, ⑮	代替循環冷却系注入弁
⑰※1, ※2	残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁
⑳	代替循環冷却系格納容器スプレイ弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

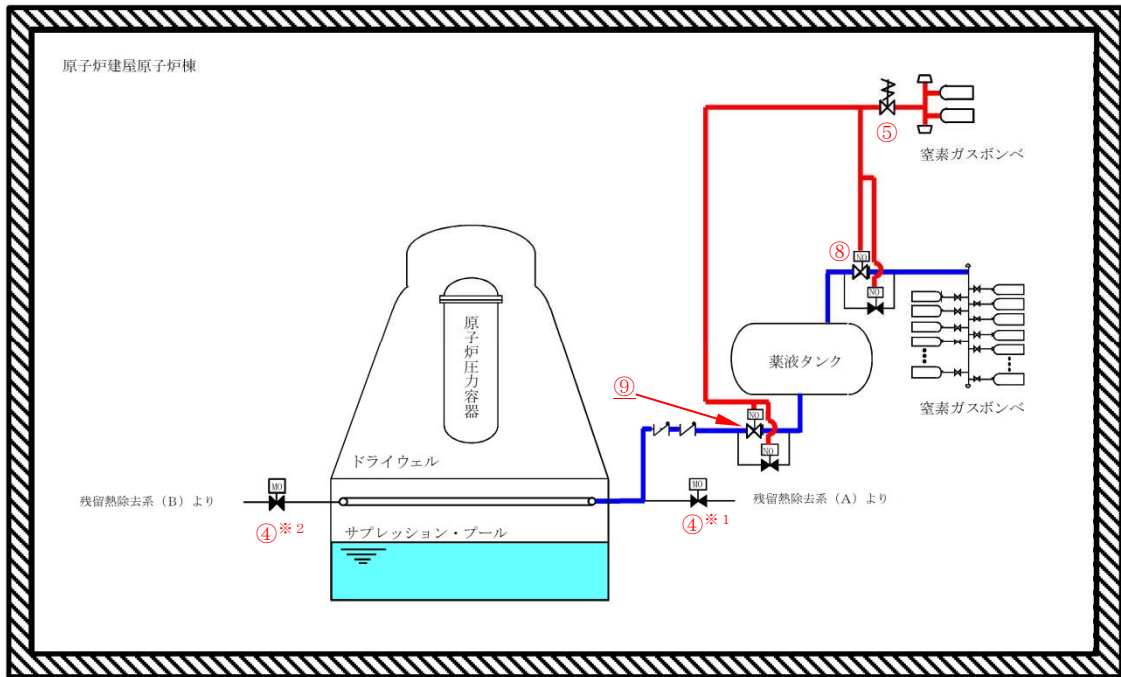


第 1.7-13 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要

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原子炉格納容器内の減圧及び除熱 41分											
代替循環冷却系による原子炉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)	2	必要な負荷の電源切替操作			系統構成			原子炉注水開始操作			↓	
			格納容器スプレイ開始操作							↓			

第 1.7-14 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート



操作手順	弁名称
④※1	残留熱除去系 (A) サプレッション・プールのスプレイ弁
④※2	残留熱除去系 (B) サプレッション・プールのスプレイ弁
⑤	弁駆動用窒素供給弁
⑧	圧送用窒素供給弁
⑨	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 ○ : 操作手順番号を示す。

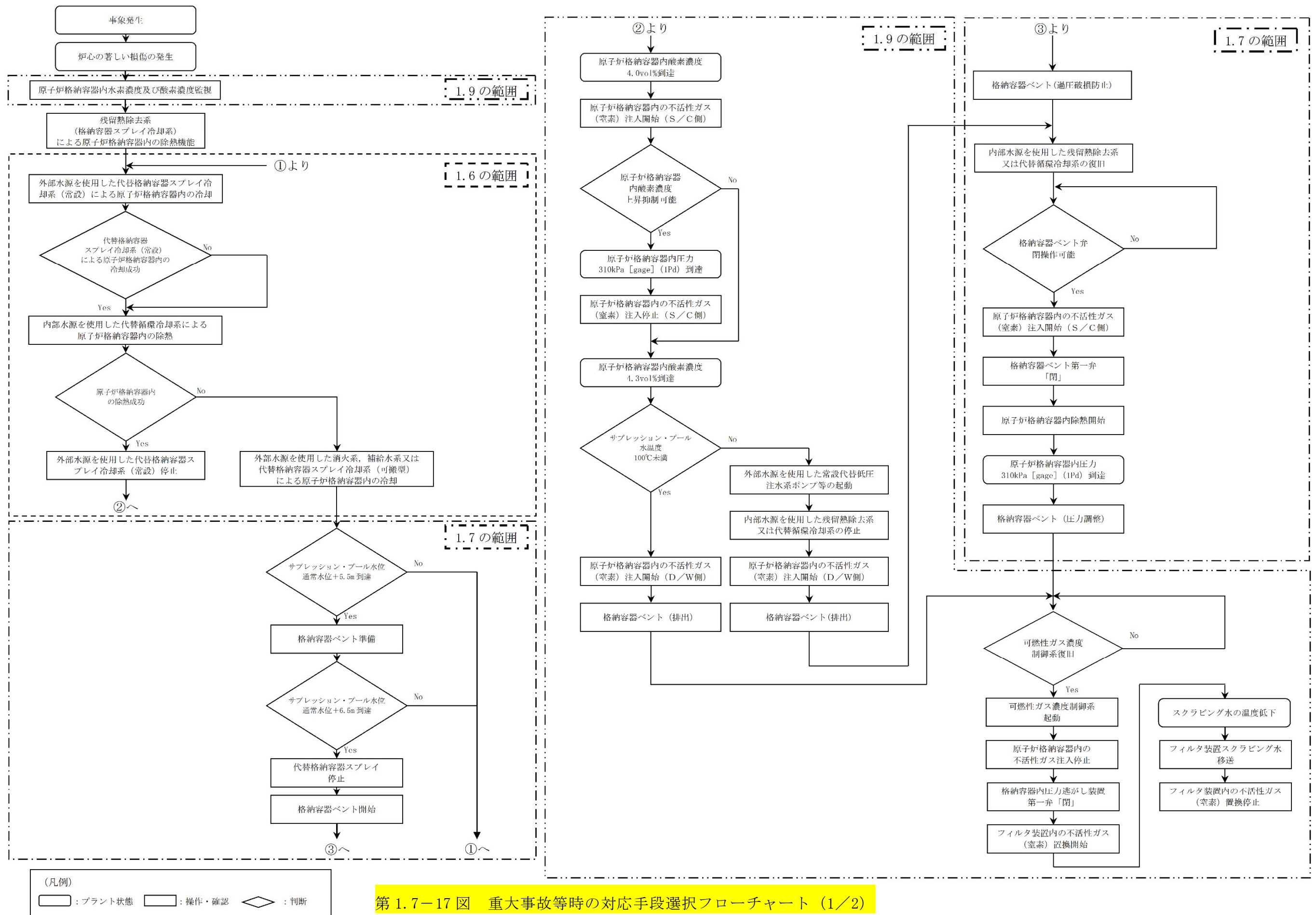
○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.7-15 図 サプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入 概要

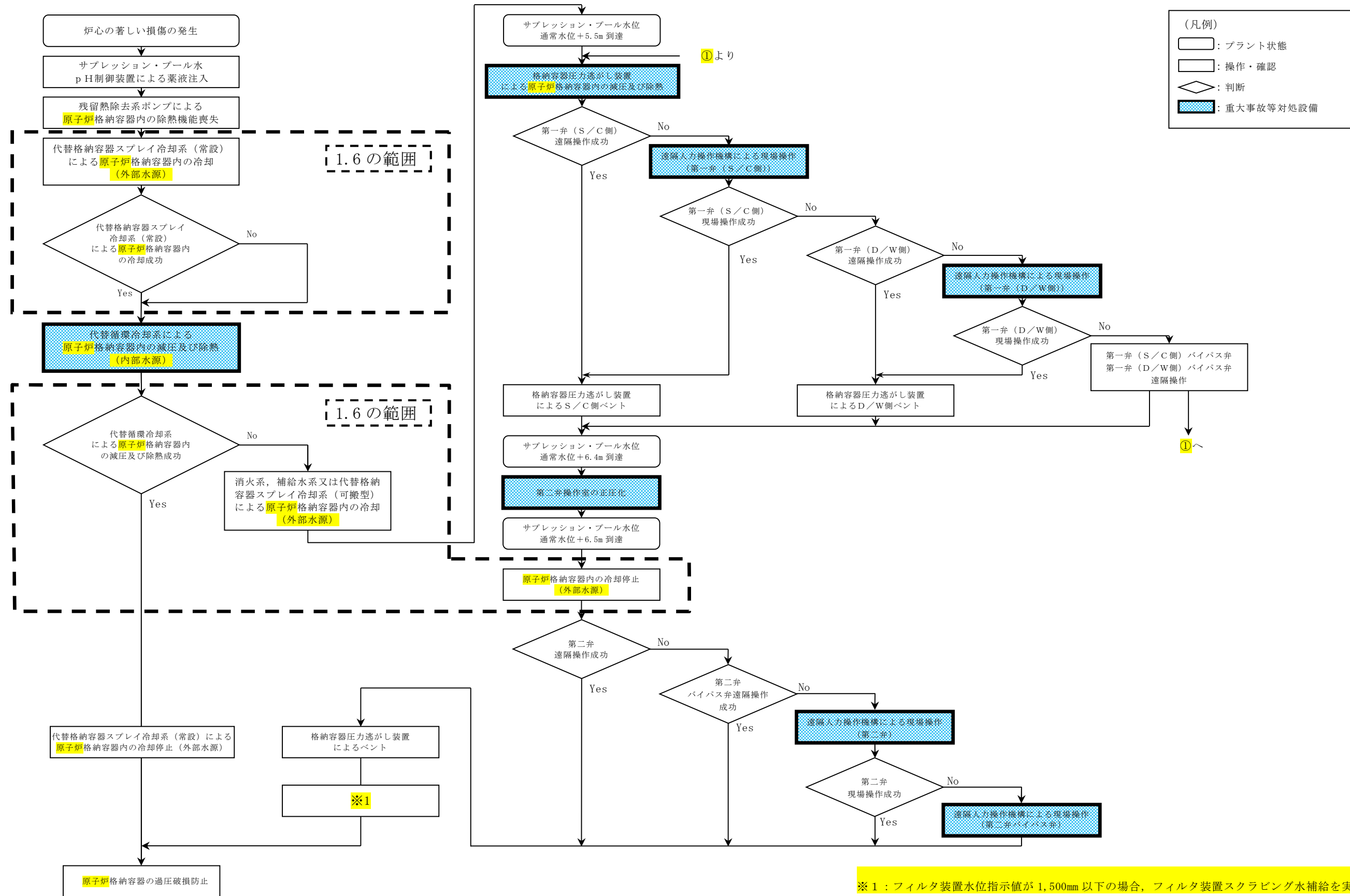
図

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				
サブプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	サブプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入 15分														
																系統構成, 薬液注入開始操作	

第 1.7-16 図 サプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入 タイムチャート



第 1.7-17 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)



第 1.7-17 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 (1.7)	番号	設置許可基準規則 (第50条)	技術基準規則 (第65条)	番号
<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、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>	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、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>【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。</p>	⑧
<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>【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。</p>	<p>【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。</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>	②	<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑨
<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>	③	<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑩
<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>	④	<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑪
<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、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。</p>	⑤	<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑫
<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、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>	⑥	<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑬
<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>	⑦	<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑭
		<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑮
		<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑯
<p>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。</p>		<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑰
<p>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。</p>		<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑱

審査基準, 基準規則と対応設備との対応表 (2/6)

重大事故等対応設備					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
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱①	フィルタ装置	新設	① ② ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑱	-	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱②	フィルタ装置
	第一弁 (S/C側)	新設				第二弁
	第一弁 (D/W側)	新設				第二弁バイパス弁
	第二弁	新設				圧力開放板
	第二弁バイパス弁	新設				第一弁 (S/C側) バイパス弁
	圧力開放板	新設				第一弁 (D/W側) バイパス弁
	第二弁操作室遮蔽	新設				第二弁操作室遮蔽
	第二弁操作室空気ポンベユニット (空気ポンベ)	新設				第二弁操作室空気ポンベユニット (空気ポンベ)
	差圧計	新設				差圧計
	遠隔人力操作機構	新設				遠隔人力操作機構
	可搬型窒素供給装置	新設				可搬型窒素供給装置
	フィルタ装置遮蔽	新設				フィルタ装置遮蔽
	配管遮蔽	新設				配管遮蔽
	移送ポンプ	新設				移送ポンプ
	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
	代替淡水貯槽	新設				不活性ガス系配管・弁
	不活性ガス系配管・弁	既設				耐圧強化ベント系配管・弁
	耐圧強化ベント系配管・弁	既設				格納容器圧力逃がし装置配管・弁
	格納容器圧力逃がし装置配管・弁	新設				原子炉格納容器
	原子炉格納容器	既設				真空破壊弁
	真空破壊弁	既設				窒素供給配管・弁
	窒素供給配管・弁	新設				第二弁操作室空気ポンベユニット (配管・弁)
	第二弁操作室空気ポンベユニット (配管・弁)	新設				移送配管・弁
	移送配管・弁	新設				補給水配管・弁
	補給水配管・弁	新設				フィルタ装置入口水素濃度
	フィルタ装置入口水素濃度	新設				フィルタ装置出口放射線モニター (高レンジ・低レンジ)
	フィルタ装置出口放射線モニター (高レンジ・低レンジ)	新設				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	常設代替直流電源設備				
常設代替直流電源設備	新設	可搬型代替直流電源設備				
可搬型代替直流電源設備	新設	燃料補給設備				
燃料補給設備	新設	淡水タンク				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/6)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
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 ⑥ ⑧ ⑭ ⑮	-		
	第二弁操作室遮蔽	新設				
	第二弁操作室空気ポンベ ユニット (空気ポンベ)	新設				
	差圧計	新設				
	第二弁操作室空気ポンベ ユニット (配管・弁)	新設				
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	-	-	-
	不活性ガス系配管・弁	既設				
	耐圧強化ベント系配管・弁	既設				
	格納容器圧力逃がし装置配 管・弁	新設				
	フィルタ装置	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				
原子炉格納容器 負圧破損の防止	可搬型窒素供給装置	新設	⑧ ⑬	-	-	-
	不活性ガス系配管・弁	既設				
	耐圧強化ベント系配管・弁	既設				
	格納容器圧力逃がし装置配 管・弁	新設				
	原子炉格納容器	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（4/6）

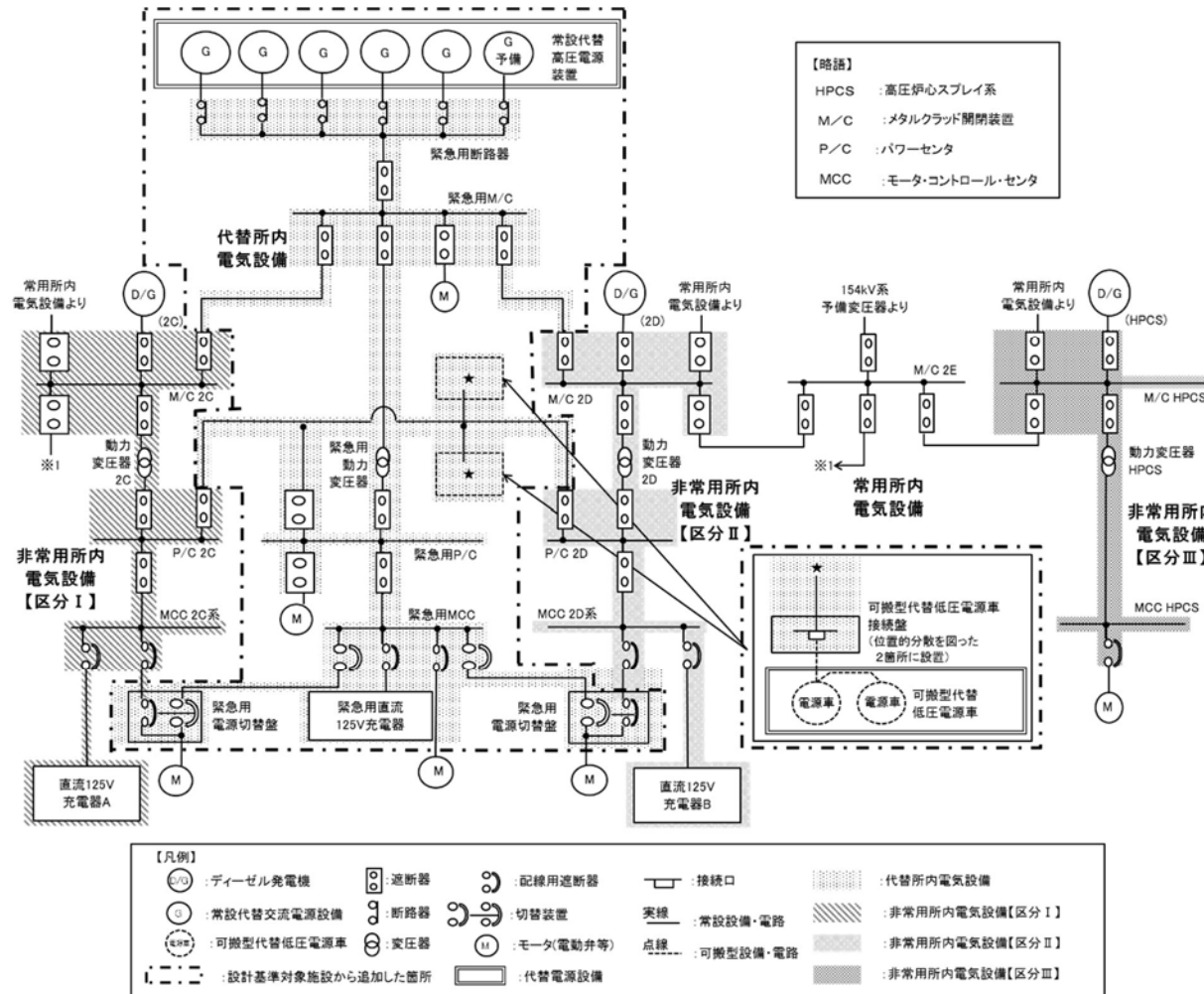
重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
代替循環冷却系による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱①	代替循環冷却系ポンプ	新設	① ② ⑧ ⑨	-	代替循環冷却系による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ③	代替循環冷却系ポンプ
	残留熱除去系熱交換器（A）	既設				残留熱除去系熱交換器（A）
	サブプレッション・プール	既設				サブプレッション・プール
	緊急用海水ポンプ	新設				可搬型代替注水大型ポンプ
	緊急用海水ストレーナ	新設				代替循環冷却系配管・弁
	代替循環冷却系配管・弁	新設				残留熱除去系（A）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				原子炉圧力容器
	原子炉圧力容器	既設				原子炉格納容器
	原子炉格納容器	既設				常設代替交流電源設備
	常設代替交流電源設備	新設				燃料補給設備
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱②	代替循環冷却系ポンプ	新設	① ② ⑧ ⑨	-	-	-
	残留熱除去系熱交換器（A）	既設				-
	サブプレッション・プール	既設				-
	残留熱除去系海水ポンプ	既設				-
	海水ストレーナ	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・スプレイヘッド	既設				-
	原子炉圧力容器	既設				-
	原子炉格納容器	既設				-
	常設代替交流電源設備	新設				-
-	-	-	-	-	サブプレッション・プール水pH制御装置 による薬液注入	薬液タンク
						蓄圧タンク加圧用窒素ガスポンプ
						サブプレッション・プール
						残留熱除去系（A）配管・弁・スプレイヘッド
						サブプレッション・プール水pH制御装置配管・弁
						常設代替直流電源設備
						可搬型代替直流電源

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／6）

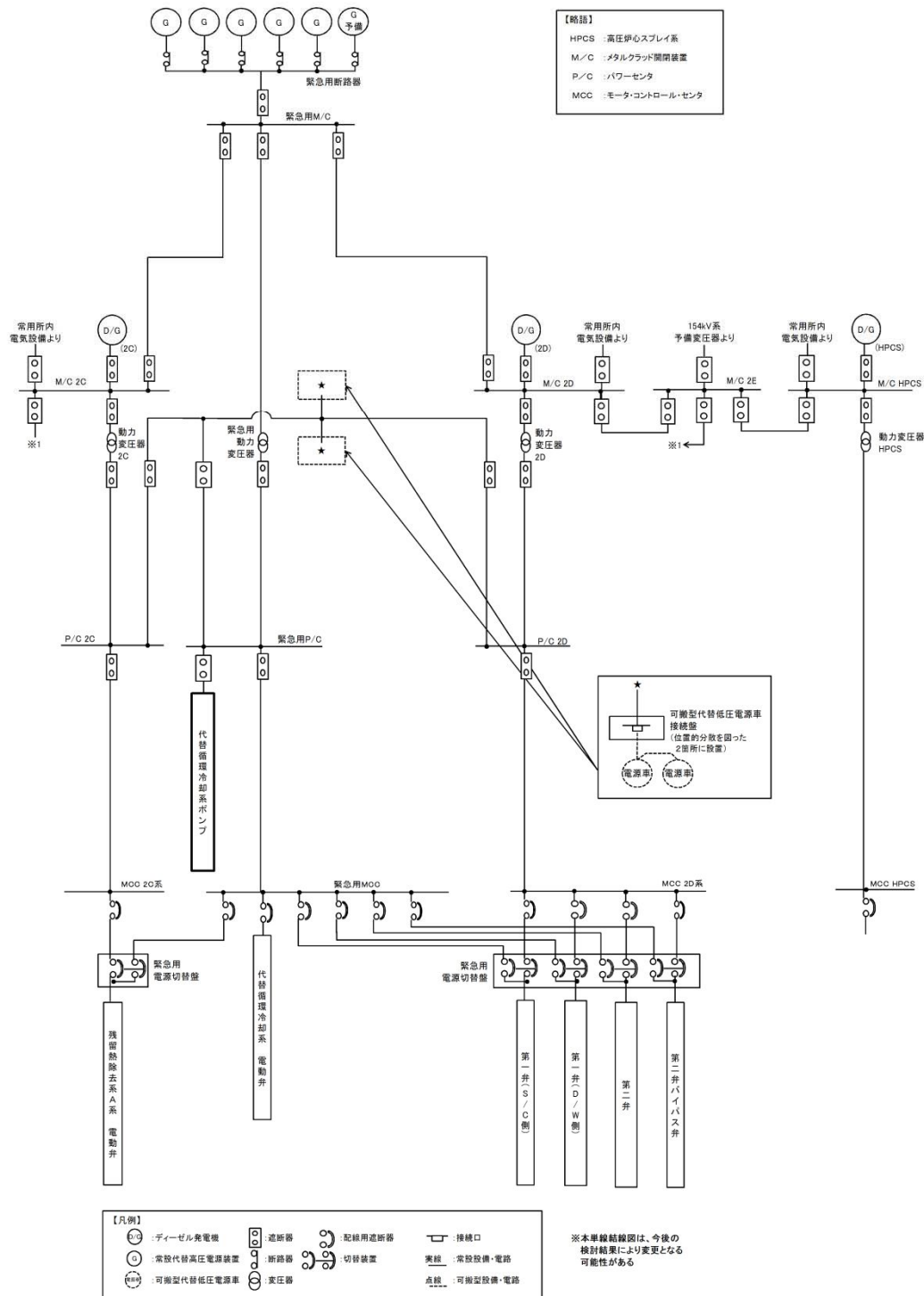
技術的能力審査基準（1.7）	適合方針
<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止する手段として、格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系ポンプによる格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、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手段として、格納容器圧力逃がし装置及び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低下させ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（6/6）

技術的能力審査基準（1.7）	適合方針
<p>(2) 悪影響防止</p> <p>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残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器内の除熱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手段として、可搬型窒素供給装置により格納容器内に不活性ガス（窒素）を供給する手順、及び格納容器内の圧力を監視し、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器内の除熱を停止する手順等を整備する。なお、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器内の除熱に関する手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」で示す。</p>
<p>(3) 現場操作等</p> <p>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手段として、遠隔人力操作機構を整備する。</p>
<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、遮蔽又は隔離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、運転員等の被ばくを低減する手段として、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。</p> <p>また、格納容器ベント後の運転員等の被ばくを低減する手段として、遮蔽等を考慮した第二弁操作室にて操作を実施するために必要な手順等を整備する。</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、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手段として、遠隔人力操作機構を整備する。</p>
<p>(4) 放射線防護</p> <p>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>使用後に高線量となる格納容器圧力逃がし装置からの被ばくを低減する手段として、フィルタ装置遮蔽及び配管遮蔽を整備する。</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）

重大事故対策の成立性

1. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

(1) 格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベント

a. 操作概要

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱が必要な状況において、中央制御室からの操作により電動弁を操作できない場合、原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）及び原子炉建屋廃棄物処理棟（二次格納施設外）まで移動し、現場での遠隔人力操作機構による操作により系統構成を実施した後、格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベントを実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋廃棄物処理棟（二次格納施設外）

c. 必要要員数及び操作時間

格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構を使用した現場操作による格納容器ベントにおける、電動弁の遠隔人力操作機構の操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 6名（運転員等（当直運転員）3名、重大事故等対応要員3名）

所要時間目安※ : 170分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

※ : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

【第一弁（S/C側）の場合】

原子炉建屋付属棟（二次格納施設外） : 90分以内

(操作対象：1 弁)

【第一弁（D/W側）の場合】

原子炉建屋付属棟（二次格納施設外）：90 分以内

(操作対象：1 弁)

【第二弁の場合】

原子炉建屋廃棄物処理棟（二次格納施設外）：30 分

以内（操作対象：1 弁）

【第二弁バイパス弁の場合】

原子炉建屋廃棄物処理棟（二次格納施設外）：30 分

以内（操作対象：1 弁）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト又はLEDライトを携行しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。現場操作員の放射線防護を考慮し、遠隔人力操作機構は、二次格納施設外に設置している。また、格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用して作業を行う。

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) 第二弁操作室の正圧化

a. 操作概要

第二弁操作室の正圧化が必要な状況において、原子炉建屋廃棄物処理棟地上3階まで移動するとともに、系統構成を実施し、第二弁操作室空気ポンプユニットにより第二弁操作室を正圧化する。

b. 作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟地上3階（管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

第二弁操作室の正圧化における、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：3名（重大事故等対応要員3名）

所要時間目安※：54分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

原子炉建屋廃棄物処理棟地上3階：6分以内（操作対象：3弁）

d. 操作の成立性について

作業環境：常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。重大事故等対応要員の放射線防護を考慮し、第二弁操作室は、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）を着用して作業を行う。

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。

(3) フィルタ装置スクラビング水補給

a. 操作概要

フィルタ装置スクラビング水補給が必要な状況において、水源を選定し、取水箇所まで移動するとともに送水ルートを確認した後、可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置のスクラビング水補給を実施してフィルタ装置の機能を維持する。

b. 作業場所

フィルタ装置格納槽近傍屋外及びフィルタ装置格納槽付属室

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置スクラビング水補給として、最長時間を要する北側淡水池からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名 (重大事故等対応要員8名)

所要時間目安※ : 155分以内 (放射線防護具着用、移動及びホース敷設を含む)

※ : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

d. 操作の成立性について

作業環境 : 車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保する。また、格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具 (全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋) を着用して作業を行う。

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)



放射線防護具着用による送水訓練
(ホース敷設)



放射線防護具着用による送水訓練
(水中ポンプユニット設置)

(4) 原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換

a. 操作概要

原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換が必要な状況において、原子炉建屋東側屋外に可搬型窒素供給装置を配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に接続して可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内へ窒素を供給する。

b. 作業場所

原子炉建屋東側屋外（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）置換における、現場でのホース接続、系統構成、窒素供給操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 4名（重大事故等対応要員4名）

所要時間目安※：115分以内（放射線防護具着用、移動及びホース敷設を含む）

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

原子炉建屋東側屋外：4分（操作対象：1弁）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。また、格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用して作業を行う。

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) フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換

a. 操作概要

フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換が必要な状況において、原子炉建屋東側屋外に可搬型窒素供給装置を配備し、接続口の蓋を開放した後、窒素供給用ホースを接続口に接続して可搬型窒素供給装置によりフィルタ装置内へ窒素を供給する。

b. 作業場所

原子炉建屋東側屋外（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置内の不活性ガス（窒素）置換における、現場でのホース接続、系統構成、窒素供給操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（重大事故等対応要員4名）

所要時間目安※：115分以内（放射線防護具着用、移動及びホース敷設を含む）

※：所要時間目安は、模擬により算定した時間

原子炉建屋東側屋外：8分（操作対象：2弁）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトにより、夜間における作業性を確保している。また、格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用して作業を行う。

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。

(6) フィルタ装置スクラビング水移送

a. フィルタ装置スクラビング水移送

(a) 操作概要

フィルタ装置スクラビング水移送が必要な状況において、原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階まで移動するとともに、系統構成を実施し、移送ポンプによりフィルタ装置スクラビング水をサプレッション・プールへ移送する。

(b) 作業場所

原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階（管理区域）

(c) 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置スクラビング水移送における現場での系統構成に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安※ : 50分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

※ : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階 : 6分以内（操作対象 : 1弁）

(d) 操作の成立性について

作業環境 : 常用照明消灯時においても、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。また、格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用して作業を行う。

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水張り

(a) 操作概要

可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置の水張りが必要な状況において、水源を選定し取水箇所まで移動するとともに、送水ルートを確認した後、フィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用した可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置の水張りを行う。

(b) 作業場所

フィルタ装置格納槽近傍屋外及びフィルタ装置格納槽付属室

(c) 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置水張りとして、最長時間を要する北側淡水池からフィルタ装置スクラビング水補給ライン接続口を使用した送水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 8名 (重大事故等対応要員8名)

所要時間目安※: 155分以内 (放射線防護具着用, 移動及びホース敷設を含む)

※: 所要時間目安は, 模擬により算定した時間

(d) 操作の成立性について

作業環境: 車両の作業用照明, ヘッドライト及びLEDライトにより, 夜間における作業性を確保している。また, 格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具 (全面マスク, 個人線量計, 綿手袋, ゴム手袋) を着用して作業を行う。

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。