

## 女川原子力発電所 2 号炉

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

平成31年2月

東北電力株式会社

## 1. 重大事故等対策

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

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

- 2.1 可搬型設備等による対応

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

### < 目次 >

#### 1.4.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

##### a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備

##### (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

##### i. 低圧代替注水

##### ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### (b) サポート系故障時の対応手段及び設備

##### i. 復旧

##### ii. 重大事故等対処設備

##### (c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備

##### i. 低圧代替注水

##### ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備

##### (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

##### i. 低圧代替注水

##### ii. 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱

##### iii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### (b) サポート系故障時の対応手段及び設備

##### i. 復旧

##### ii. 重大事故等対処設備

##### c. 手順等

#### 1.4.2 重大事故等時の手順

##### 1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順

##### (1) フロントライン系故障時の対応手順

##### a. 低圧代替注水

##### (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

##### i. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

##### ii. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

##### (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

##### (c) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

##### b. 重大事故等時の対応手段の選択

- (2) サポート系故障時の対応手順
    - a. 復旧
      - (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水
    - b. 重大事故等時の対応手段の選択
  - (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順
    - a. 低圧代替注水
      - (a) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却
      - (b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却
      - (c) ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却
    - b. 重大事故等時の対応手段の選択
- 1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順
- (1) フロントライン系故障時の対応手順
    - a. 低圧代替注水
      - (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
        - i. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水
        - ii. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水
      - (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水
      - (c) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水
    - b. 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱
      - (a) 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱
    - c. 重大事故等時の対応手段の選択
  - (2) サポート系故障時の対応手順
    - a. 復旧
      - (a) 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱
    - b. 重大事故等時の対応手段の選択
- 1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順
- (1) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水
  - (2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水
  - (3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱
- 1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料 1.4.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.4.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.4.3 重大事故等対策の成立性

1. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水
2. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

添付資料 1.4.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧
3. 弁番号及び弁名称一覧

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

##### 【要求事項】

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

##### 【解釈】

- 1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
  - (1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却
    - a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。
  - (2) 復旧
    - a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による冷却機能である。

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

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

#### 1.4.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

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

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

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.4.1図）。

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

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

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

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

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

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

残留熱除去系（低圧注水モード）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系ポンプ
- ・サブプレッションチェンバ

- ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・非常用交流電源設備

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

低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・低圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・サブプレッションチェンバ
- ・低圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・非常用交流電源設備

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

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

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）及び低圧炉心スプレイ系の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障を想定する。

さらに、炉心溶融後、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合を想定する。

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

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.4.1 表に整



理する。

a. 発電用原子炉運転中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 低圧代替注水

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及びろ過水ポンプにより発電用原子炉を冷却する手段がある。

(i) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁
- ・燃料プール補給水系 弁
- ・原子炉圧力容器
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・代替所内電気設備

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・直流駆動低圧注水ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・補給水系 配管
- ・直流駆動低圧注水系 配管・弁
- ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁・スパーチャ
- ・燃料プール補給水系 弁
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替直流電源設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備

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

- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

(ii) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・淡水貯水槽（No. 1）
- ・淡水貯水槽（No. 2）
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・注水用ヘッダ・接続口
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水又は海水も利用できる。

(iii) ろ過水ポンプによる発電用原子炉の冷却

ろ過水ポンプによる発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ろ過水ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・ろ過水系 配管・弁
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

・代替所内電気設備

ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

低圧代替注水で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク、補給水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁、高圧炉心スプレー系配管・弁・スパージャ、燃料プール補給水系弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、代替所内電気設備、直流駆動低圧注水ポンプ、直流駆動低圧注水系配管・弁、大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッド・接続口及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

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

（添付資料 1.4.1）

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレー系が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。

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

・ろ過水ポンプ、ろ過水タンク、ろ過水系 配管・弁

耐震性が確保されておらず、復水移送ポンプと同等の流量は確保できないが、ろ過水系が健全であれば、発電用原子炉を冷却する手段として有効である。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレー系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、「(a) i. 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで残留熱除去系（低圧注水モード）を復旧し、発電用原子炉を冷却する手段がある。

常設代替交流電源設備を用いて電源の供給を継続並びに原子炉補機

代替冷却水系として用いる大容量送水ポンプ（タイプ I）及び熱交換器ユニットへ燃料を補給し、冷却水の供給を継続することにより、残留熱除去系（低圧注水モード）を十分な期間、運転継続することが可能である。

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

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

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

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

#### ii. 重大事故等対処設備

復旧で使用する設備のうち、原子炉圧力容器、原子炉補機代替冷却水系及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また、残留熱除去系ポンプ、サブプレッションチェンバ、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

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

（添付資料 1.4.1）

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。

#### (c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備

##### i. 低圧代替注水

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合は，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型）及びろ過水ポンプにより残存した溶融炉心を冷却する手段がある。

(i) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却

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

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ 配管・弁
- ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁
- ・燃料プール補給水系 弁
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・代替所内電気設備

(ii) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

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

- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・淡水貯水槽（No. 1）
- ・淡水貯水槽（No. 2）
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・注水用ヘッダ・接続口
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水又は海水も利用できる。

(iii) ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却

ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ろ過水ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・ろ過水系 配管・弁
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

低圧代替注水で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク、補給水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁、高圧炉心スプレイ系配管・弁、燃料プール補給水系弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、代替所内電気設備、大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッド・接続口及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

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

（添付資料 1.4.1）

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

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

- ・残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ 配管・弁

残留熱除去系配管からの注水と同等の流量は確保できないが、ス

プレイ水による原子炉気相部の冷却効果が期待できるため、設備が健全であれば残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。

・ろ過水ポンプ，ろ過水タンク，ろ過水系 配管・弁

耐震性が確保されておらず，復水移送ポンプと同等の流量は確保できないが，ろ過水系が健全であれば，残存した溶融炉心を冷却する手段として有効である。

b. 発電用原子炉停止中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 低圧代替注水

発電用原子炉停止中において，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障により発電用原子炉からの除熱ができない場合は，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型）及びろ過水ポンプにより発電用原子炉を冷却する手段がある。

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

ii. 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱

非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備が使用可能な場合において，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱ができない場合に，原子炉冷却材浄化系により発電用原子炉からの除熱を行う手段がある。

(i) 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱

原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材浄化系ポンプ
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器
- ・原子炉再循環系 配管
- ・原子炉冷却材浄化系 配管・弁
- ・復水給水系 配管・弁・スパーージャ
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備

iii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

低圧代替注水で使用する設備において，重大事故等対処設備としてのの

位置付けは、「a. (a) i. 低圧代替注水」のうち、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却で選定した設備と同様である。

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

以上の重大事故等対処設備により、発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が故障した場合においても、発電用原子炉を冷却することができる。

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

- ・直流駆動低圧注水ポンプ

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）と同等の流量は確保できないが、発電用原子炉を冷却する手段として有効である。

- ・ろ過水ポンプ，ろ過水タンク，ろ過水系 配管・弁

耐震性が確保されておらず、復水移送ポンプと同等の流量は確保できないが、ろ過水系が健全であれば、発電用原子炉を冷却する手段として有効である。

- ・原子炉冷却材浄化系

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

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

発電用原子炉停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱ができない場合は、「(a) i. 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧し、発電用原子炉からの除熱を行う手段がある。

常設代替交流電源設備を用いて電源の供給を継続並びに原子炉補機



代替冷却水系として用いる大容量送水ポンプ（タイプ I）及び熱交換器ユニットへ燃料を補給し、冷却水の供給を継続することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を十分な期間、運転継続することが可能である。

(i) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧

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

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

ii. 重大事故等対処設備

復旧で使用する設備のうち、原子炉圧力容器、原子炉補機代替冷却水系及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系配管・弁、原子炉再循環系配管・ジェットポンプ及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

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

（添付資料 1.4.1）

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が故障した場合においても、発電用原子炉からの除熱を行うことができる。

c. 手順等

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

これらの手順は、運転員及び重大事故等対応要員の対応として、非常時操作手順書（徴候ベース）、非常時操作手順書（シビアアクシデント）、非常時

操作手順書（プラント停止中）、非常時操作手順書（設備別）及び重大事故等対応要領書に定める（第 1.4.1 表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第 1.4.2 表、第 1.4.3 表）。

（添付資料 1.4.2）

## 1.4.2 重大事故等時の手順

### 1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順

#### (1) フロントライン系故障時の対応手順

##### a. 低圧代替注水

復水給水系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への代替注水を同時並行で準備する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、上記代替注水手段のうちポンプ1台以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、交流電源が確保されている場合にあっては、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び低圧代替注水系（可搬型）のうち1系以上を起動し、全交流動力電源が喪失している場合にあっては、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、主蒸気逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した代替注水手段のうち、低圧代替注水系（可搬型）、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、ろ過水ポンプの順で選択する。

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

#### (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

##### i. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

###### (i) 手順着手の判断基準

復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

###### (ii) 操作手順

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.4.2図及び第1.4.3図に、概要図を第1.4.7図に、タイムチャートを第1.4.8図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、系統構成として CRD 復水入口弁<sup>※1</sup>、MUWC サンプルング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁<sup>※2</sup>、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
  - ※1：制御棒駆動水圧系に異常がなく、制御棒駆動水圧系ポンプを運転する場合は CRD 復水入口弁を全開のままとする。
  - ※2：燃料プール補給水系に異常がなく、燃料プール補給水ポンプを運転する場合は FPMUW ポンプ吸込弁を全開のままとする。
- ④ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプの水源確保として復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作）を実施する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプ（2 台）の起動操作を実施し、復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥<sup>a</sup> 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁及び RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の全開操作を実施する。
- ⑥<sup>b</sup> 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、RHR B 系 LPCI 注入隔離弁及び RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁の全開操作を実施する。
- ⑦ 発電課長は、注水のための系統構成完了を確認後、運転員に原子炉圧力容器内の圧力が復水移送ポンプの出口圧力以下であることを確認後、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水開始の確認を指示する。
- ⑧<sup>a</sup> 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。
  - ※：原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、

RHR A 系 LPCI 注入隔離弁を全閉後、RHR A 系格納容器スプレ  
イ隔離弁及び RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁を全開し  
てスプレイを実施する。

⑧<sup>b</sup> 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合

中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたこ  
とを残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量指示値の上昇  
及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する  
とともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）か  
ら原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。

※：原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水  
が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレイする場合は、  
RHR B 系 LPCI 注入隔離弁を全閉後、RHR B 系格納容器スプレ  
イ隔離弁及び RHR B 系格納容器スプレイ流量調整弁を全開し  
てスプレイを実施する。

⑨ 原子炉冷却材喪失事象が確認された場合は、原子炉冷却材浄化系配  
管の隔離として CUW ボトムドレンライン元弁を全閉とする。

⑩ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

(iii) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作  
業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）によ  
る原子炉圧力容器への注水開始まで 15 分以内で可能である。

ii. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力  
容器への注水

(i) 手順着手の判断基準

全交流動力電源が喪失している場合において、復水給水系及び非常  
用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容  
器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合。

(ii) 操作手順

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧  
力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第  
1.4.2 図及び第 1.4.3 図に、概要図を第 1.4.9 図に、タイムチャート  
を第 1.4.10 図に示す。

① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水  
系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への  
注水準備開始を指示する。

- ② 中央制御室運転員 A は、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 現場運転員 B 及び C は、系統構成として HPCS 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、系統構成として FPMUW ポンプ吸込弁の全閉操作及び直流駆動低圧注水ポンプ吸込弁の全開操作を実施する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、直流駆動低圧注水ポンプの起動操作を実施し、直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力指示値が上昇したことを確認する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、直流駆動低圧注水系流量調整弁の全開操作を実施する。
- ⑦ 発電課長は、注水のための系統構成完了を確認後、運転員に原子炉圧力容器内の圧力が直流駆動低圧注水ポンプの出口圧力以下であることを確認後、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水開始の確認を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、直流駆動低圧注水系流量調整弁の調整開操作を実施する。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを直流駆動低圧注水ポンプ出口流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。  
なお、原子炉圧力容器内の水位が原子炉水位高（レベル 8）に到達後、原子炉圧力容器への注水を停止する。その後、原子炉圧力容器内の水位が原子炉水位低（レベル 2）に到達した場合に注水を再開し、原子炉水位高（レベル 8）に到達後、注水を停止する。
- ⑩ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

(iii) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水開始まで 35 分以内で可能である。

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

(添付資料 1.4.3)

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

i. 手順着手の判断基準

復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

ii. 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順の概要（残留熱除去系 A 系注入配管使用）は以下のとおり（残留熱除去系 B 系注入配管を使用した手順も同様）。手順の対応フローを第 1.4.2 図及び第 1.4.3 図に、概要図を第 1.4.11 図に、タイムチャートを第 1.4.12 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水準備のため、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホース敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、復水補給水系バイパス流防止として T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続を行い、大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水準備完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑦ 発電課長は、送水準備完了を確認後、大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水開始を発電所対策本部に依頼する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動後、原子炉・格納容器下部注水弁の全開操作及び緊急時原子炉北側外部注水入口弁又は緊急時原子炉東側外部注水入口弁のどちらかの全開操作を実施し、発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑨ 発電課長は、運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑩ 中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の

開操作を実施する。

- ⑪ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始まで 385 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。

（添付資料 1. 4. 3）

## (c) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

### i. 手順着手の判断基準

復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合。

### ii. 操作手順

ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水手順の概要（残留熱除去系 A 系注入配管使用）は以下のとおり（残留熱除去系 B 系注入配管を使用した手順も同様）。手順の対応フローを第 1. 4. 2 図及び第 1. 4. 3 図に、概要図を第 1. 4. 13 図に、タイムチャートを第 1. 4. 14 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、復水補給水系バイパス流防止として T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。



- ④ 中央制御室運転員 A は、ろ過水ポンプの起動操作を実施し、ろ過水ポンプ出口圧力指示値が上昇したことを確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、系統構成として FW 系連絡第一弁及び FW 系連絡第二弁の全開操作を実施する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑦ 発電課長は、運転員にろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水開始まで 20 分以内で可能である。

### b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.4.32 図に示す。

外部電源、代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合には、淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）が使用可能な場合において低圧代替注水系（可搬型）の準備が完了している場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）が使用できない場合、又は低圧代替注水系（可搬型）の準備が完了していない場合は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）又はろ過水ポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。

交流電源が確保できない場合には、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）により原子炉圧力容器へ注水する。

なお、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を実施する際の注入配管の選択は、注水流量が多いものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。

- 優先①：残留熱除去系 A 系注入配管
- 優先②：残留熱除去系 B 系注入配管

## (2) サポート系故障時の対応手順

### a. 復旧

#### (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により，残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し，原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで，残留熱除去系（低圧注水モード）にて原子炉圧力容器へ注水する。

なお，常設代替交流電源設備に関する手順等は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

#### i. 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備により非常用高圧母線 C 系又は D 系の受電が完了し，残留熱除去系（低圧注水モード）が復旧された場合。

#### ii. 操作手順

残留熱除去系 (A) (低圧注水モード) 電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり (残留熱除去系 (B) (低圧注水モード) による原子炉圧力容器への注水手順も同様)。手順の対応フローを第 1. 4. 2 図及び第 1. 4. 3 図に，概要図を第 1. 4. 15 図に，タイムチャートを第 1. 4. 16 図に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に残留熱除去系 (A) (低圧注水モード) による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は，残留熱除去系 (A) (低圧注水モード) の起動に必要なポンプ，電動弁及び監視計器の電源が確保されていること，並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は，残留熱除去系ポンプ (A) の起動操作を実施し，残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力指示値が規定値以上であることを確認後，発電課長に残留熱除去系 (A) (低圧注水モード) による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。
- ④ 発電課長は，原子炉圧力容器内の圧力が残留熱除去系ポンプ (A) の出口圧力以下であることを確認後，運転員に残留熱除去系 (A) (低圧注水モード) による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は，RHR A 系 LPCI 注入隔離弁を全開して原子炉

圧力容器への注水を開始する。

- ⑥ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。

※：原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間、原子炉格納容器内にスプレーする場合は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁を全閉後、RHR A 系格納容器スプレー隔離弁、RHR A 系格納容器スプレー流量調整弁及び RHR A 系 S/C スプレー隔離弁を全開してスプレーを実施する。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉圧力容器への注水開始まで 15 分以内で可能である。

### b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.4.32 図に示す。

常設代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合、原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) の運転が可能であれば残留熱除去系 (低圧注水モード) により原子炉圧力容器へ注水する。原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) の運転ができない場合、原子炉補機代替冷却水系を設置し、残留熱除去系 (低圧注水モード) により原子炉圧力容器へ注水するが、原子炉補機代替冷却水系の設置に時間を要することから、低圧代替注水系 (常設) 等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。

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

### (3) 熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順

炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、熔融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉格納容器下部へ落下した場合、原子炉格納容器下部注水系により原子炉格納容器下部へ注水することで落下した熔融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に熔融炉心が残存した場合は、低圧代替注水により原子炉圧力容器へ注水 (残留熱除去系原子炉ヘッドスプレー配管が使用可能である場合は、原子炉ヘッドスプレー水により残存した熔融炉心を冷却する。) することで残存した熔融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器

への放熱を抑制する。

a. 低圧代替注水

(a) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却

i. 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化<sup>※1</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、原子炉圧力容器への注水が可能な場合<sup>※2</sup>。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉格納容器下部温度の上昇又は喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の低下、原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

※2：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により原子炉圧力容器への注水に必要な流量（崩壊熱相当）が確保できる場合。

なお、原子炉圧力容器への注水と同時に復水移送ポンプによるドライウェルスプレイ及び原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水が必要となった場合は、以下の優先順とする。

1. ドライウェルスプレイ
2. 原子炉圧力容器への注水
3. 原子炉格納容器下部への注水

ii. 操作手順

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.4.4 図に、概要図を第 1.4.17 図に、タイムチャートを第 1.4.18 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、系統構成として CRD 復水入口弁<sup>※1</sup>、MUWC サンプリング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁<sup>※2</sup>、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。

※1：制御棒駆動水圧系に異常がなく、制御棒駆動水圧系ポンプを運

転する場合は CRD 復水入口弁を全開のままとする。

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

- ④ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプの水源確保として復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作）を実施する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプ（2台）の起動操作を実施し、復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥<sup>a</sup> 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイ注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑥<sup>b</sup> 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑥<sup>c</sup> 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、RHR B 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑦ 発電課長は、運転員に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却開始を指示する。
- ⑧<sup>a</sup> 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑧<sup>b</sup> 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑧<sup>c</sup> 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑨<sup>a</sup> 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、残存溶融炉心の冷却が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇により確認し、発電課長に報告するとともに、原子炉スクラム後の経過時間に応じて原子炉圧力容器への注水量を崩壊熱相当に調整する。
- ⑨<sup>b</sup> 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、残存溶融炉心の冷却が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉スクラム後の経過時間に応

じて原子炉圧力容器への注水量を崩壊熱相当に調整する。

⑨<sup>c</sup> 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合

中央制御室運転員 A は、残存溶融炉心の冷却が開始されたことを残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉スクラム後の経過時間に応じて原子炉圧力容器への注水量を崩壊熱相当に調整する。

⑩ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却開始まで 20 分以内で可能である。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

i. 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化<sup>※1</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉格納容器下部温度の上昇又は喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の低下、原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

ii. 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却手順の概要（残留熱除去系原子炉ヘッドスプレー配管又は残留熱除去系 A 系注入配管使用）は以下のとおり（残留熱除去系 B 系注入配管を使用した手順は、残留熱除去系 A 系注入配管を使用した手順と同様）。手順の対応フローを第 1.4.4 図に、概要図を第 1.4.19 図に、タイムチャートを第 1.4.20 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却準備のため、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホース敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されているこ

とを状態表示にて確認する。

- ④ 中央制御室運転員 A は、復水補給水系バイパス流防止として T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
- ⑤<sup>a</sup> 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレー配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレー注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑤<sup>b</sup> 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続を行い、大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水準備完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑦ 発電課長は、送水準備完了を確認後、大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水開始を発電所対策本部に依頼する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動後、原子炉・格納容器下部注水弁の全開操作及び緊急時原子炉北側外部注水入口弁又は緊急時原子炉東側外部注水入口弁のどちらかの全開操作を実施し、発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑨ 発電課長は、運転員に低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却の開始を指示する。
- ⑩<sup>a</sup> 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレー配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレーライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑩<sup>b</sup> 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレーライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑪<sup>a</sup> 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレー配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、残存溶融炉心の冷却が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉スクラム後の経過時間に応じて原子炉圧力容器への注水量を崩壊熱相当に調整する。
- ⑪<sup>b</sup> 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、残存溶融炉心の冷却が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉スクラム後の経過時間に応

じて原子炉压力容器への注水量を崩壊熱相当に調整する。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却開始まで 385 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。  
(添付資料 1. 4. 3)

## (c) ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却

### i. 手順着手の判断基準

原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化<sup>※1</sup>により原子炉压力容器の破損を判断した場合において、原子炉压力容器への注水が可能な場合<sup>※2</sup>。

※1：「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉格納容器下部温度の上昇又は喪失、原子炉压力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の低下、原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

※2：ろ過水ポンプにより原子炉压力容器への注水に必要な流量（崩壊熱相当）が確保できる場合。

なお、原子炉压力容器への注水と同時にろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水が必要となった場合には、以下の優先順とする。

1. 原子炉压力容器への注水
2. 原子炉格納容器下部への注水

### ii. 操作手順

ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却手順の概要（残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管又は残留熱除去系 A 系注入配管使用）は以下のとおり（残留熱除去系 B 系注入配管を使用した手順は、残留熱除去系 A 系注入配管を使用した手順と同様）。手順の対応フローを第 1. 4. 4 図に、概要図を第 1. 4. 21 図に、タイムチャートを第 1. 4. 22 図に示す。



- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、復水補給水系バイパス流防止として T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、ろ過水ポンプの起動操作を実施し、ろ過水ポンプ出口圧力指示値が上昇したことを確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、系統構成として FW 系連絡第一弁及び FW 系連絡第二弁の全開操作を実施する。
- ⑥<sup>a</sup> 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイ注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑥<sup>b</sup> 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑦ 発電課長は、運転員にろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却開始を指示する。
- ⑧<sup>a</sup> 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑧<sup>b</sup> 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑨<sup>a</sup> 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、残存溶融炉心の冷却が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉スクラム後の経過時間に応じて原子炉圧力容器への注水量を崩壊熱相当に調整する。
- ⑨<sup>b</sup> 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、残存溶融炉心の冷却が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉スクラム後の経過時間に応じて原子炉圧力容器への注水量を崩壊熱相当に調整する。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却開始まで 20 分以内で可能である。

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.4.32 図に示す。

代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合には、淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2) が使用可能な場合において低圧代替注水系 (可搬型) の準備が完了している場合は、低圧代替注水系 (可搬型) により原子炉圧力容器へ注水し、残存した溶融炉心を冷却する。淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) が使用できない場合、又は低圧代替注水系 (可搬型) の準備が完了していない場合は、低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) 又はろ過水ポンプにより原子炉圧力容器へ注水し、残存した溶融炉心を冷却する。

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

また、低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)、低圧代替注水系 (可搬型) 及びろ過水ポンプによる手段のうち原子炉圧力容器への注水可能な系統 1 系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。

なお、低圧代替注水を実施する際の注入配管の選択は、残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管が使用可能である場合は、残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管を優先して使用する。低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) を実施する際において、残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ配管が使用できない場合の注入配管の選択は、注水流量が多いものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。

優先①：残留熱除去系 A 系注入配管

優先②：残留熱除去系 B 系注入配管

1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 低圧代替注水

(a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水

i. 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水

(i) 手順着手の判断基準

発電用原子炉停止中に非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合。

(ii) 操作手順

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.4.5 図及び第 1.4.6 図に、概要図を第 1.4.23 図に示す。また、タイムチャートは第 1.4.8 図と同様である。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、系統構成として CRD 復水入口弁<sup>※1</sup>、MUWC サンプルング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁<sup>※2</sup>、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。  
※1：制御棒駆動水圧系に異常がなく、制御棒駆動水圧系ポンプを運転する場合は CRD 復水入口弁を全開のままとする。  
※2：燃料プール補給水系に異常がなく、燃料プール補給水ポンプを運転する場合は FPMUW ポンプ吸込弁を全開のままとする。
- ④ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプの水源確保として復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作）を実施する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、復水移送ポンプ（1 台以上）の起動操作を実施し、復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥<sup>a</sup> 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑥<sup>b</sup> 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、RHR B 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑦ 発電課長は、運転員に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑧<sup>a</sup> 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁

の開操作を実施する。

- ⑧<sup>b</sup> 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑨<sup>a</sup> 残留熱除去系 A 系注入配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の水位を回復して維持するよう注水量を調整する。
- ⑨<sup>b</sup> 残留熱除去系 B 系注入配管使用の場合  
中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の水位を回復して維持するよう注水量を調整する。
- ⑩ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

(iii) 操作の成立性

「1.4.2.1(1)a.(a) i. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水」と同様である。

ii. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

(i) 手順着手の判断基準

発電用原子炉停止中に全交流動力電源が喪失している場合において、非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合。

(ii) 操作手順

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.4.5 図及び第 1.4.6 図に、概要図を第 1.4.24 図に示す。また、タイムチャートは第 1.4.10 図と同様である。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認す

- る。
- ③ 現場運転員 B 及び C は、系統構成として HPCS 注入隔離弁の全開操作を実施する。
  - ④ 中央制御室運転員 A は、系統構成として FPMUW ポンプ吸込弁の全開操作並びに直流駆動低圧注水ポンプ吸込弁の全開操作を実施する。
  - ⑤ 中央制御室運転員 A は、直流駆動低圧注水ポンプの起動操作を実施し、直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力指示値が上昇したことを確認する。
  - ⑥ 発電課長は、運転員に低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
  - ⑦ 中央制御室運転員 A は、直流駆動低圧注水系流量調整弁の開操作を実施する。
  - ⑧ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを直流駆動低圧注水ポンプ出口流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の水位を回復して維持するよう注水量を調整する。
  - ⑨ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

(iii) 操作の成立性

「1.4.2.1(1)a.(a)ii. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水」と同様である。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

i. 手順着手の判断基準

発電用原子炉停止中に非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合。

ii. 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順の概要（残留熱除去系 A 系注入配管使用）は以下のとおり（残留熱除去系 B 系注入配管を使用した手順も同様）。手順の対応フローを第 1.4.5 図及び第 1.4.6 図に示す。また、概要図は第 1.4.11 図と、タイムチャートは第 1.4.12 図と同様である。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水準備のため、大容量送水ポンプ（タイプ I）

の設置，ホース敷設及び接続を依頼する。

- ③ 中央制御室運転員 A は，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 中央制御室運転員 A は，復水補給水系バイパス流防止として T/B 緊急時隔離弁，R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は，RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は，大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置，ホースの敷設及び接続を行い，大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水準備完了を発電所対策本部に報告する。また，発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑦ 発電課長は，送水準備完了を確認後，大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水開始を発電所対策本部に依頼する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は，大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動後，原子炉・格納容器下部注水弁の全開操作及び緊急時原子炉北側外部注水入口弁又は緊急時原子炉東側外部注水入口弁のどちらかの全開操作を実施し，発電所対策本部に報告する。また，発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑨ 発電課長は，運転員に低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑩ 中央制御室運転員 A は，RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑪ 中央制御室運転員 A は，原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに，原子炉圧力容器内の水位を回復して維持するよう注水量を調整する。

### iii. 操作の成立性

「1.4.2.1(1)a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水」と同様である。

### (c) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

#### i. 手順着手の判断基準

発電用原子炉停止中に非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位が維持できない場合。

## ii. 操作手順

ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水手順の概要（残留熱除去系 A 系注入配管使用）は以下のとおり（残留熱除去系 B 系注入配管を使用した手順も同様）。手順の対応フローを第 1.4.5 図及び第 1.4.6 図に示す。また、概要図は第 1.4.13 図と、タイムチャートを第 1.4.14 図と同様である。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、復水補給水系バイパス流防止として T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、ろ過水ポンプの起動操作を実施し、ろ過水ポンプ出口圧力指示値が上昇したことを確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、系統構成として FW 系連絡第一弁及び FW 系連絡第二弁の全開操作を実施する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑦ 発電課長は、運転員にろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施する。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇により確認し発電課長に報告するとともに、原子炉圧力容器内の水位を回復して維持するよう注水量を調整する。

## iii. 操作の成立性

「1.4.2.1(1) a.(c) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水」と同様である。

## b. 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱

### (a) 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去機能が喪失した場合、非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備が使用可能であれば原子炉冷却材浄化系ポンプを起動して原子炉除熱を実施する。

i. 手順着手の判断基準

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱ができない場合。

ii. 操作手順

原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.4.25 図に、タイムチャートを第 1.4.26 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源、補機冷却水並びに電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、CUW 非再生熱交換器 (A) 出口温度及び CUW 非再生熱交換器 (B) 出口温度の温度設定が 49℃であることを確認する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、CUW 入口ライン元弁及び CUW ボトムドレンライン元弁が全開であることを確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、系統構成として CUW 入口ライン第一隔離弁及び CUW 入口ライン第二隔離弁の全開操作、並びに CUW ろ過脱塩装置バイパス弁の開操作を実施する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、発電課長に原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱準備が完了したことを報告する。
- ⑦ 発電課長は、運転員に原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱開始を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、CUW ポンプ (A) パージライン止め弁の全開操作を実施する。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は、原子炉冷却材浄化系ポンプ (A) を起動し、速やかに CUW ろ過脱塩装置バイパス弁の調整開操作を実施し、CUW 入口流量指示値の上昇を確認する。
- ⑩ 中央制御室運転員 A は、CUW ポンプ (B) パージライン止め弁の全開操作を実施する。
- ⑪ 中央制御室運転員 A は、原子炉冷却材浄化系ポンプ (B) を起動し、CUW ろ過脱塩装置バイパス弁の調整開操作を実施する。
- ⑫ 中央制御室運転員 A は、原子炉冷却材浄化系ポンプ (A) 及び原子炉冷却材浄化系ポンプ (B) の起動が完了したことを発電課長に報告する。



- ⑬ 中央制御室運転員 A は、原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱が開始されたことを CUW 再生熱交換器入口温度指示値の上昇が緩和することにより確認し、発電課長に報告する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱開始まで 35 分以内で可能である。

c. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.4.32 図に示す。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去機能が喪失した場合、非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備が使用可能であれば原子炉冷却材浄化系により原子炉除熱する。

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱

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

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

i. 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備により非常用高圧母線 C 系又は D 系の受電が完了し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が復旧された場合。

ii. 操作手順

残留熱除去系 (A)（原子炉停止時冷却モード）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系 (B)（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱手順も同様）。手順の対応フローを第 1.4.5 図に、概要図を第 1.4.27 図に、タイムチャー

トを第 1. 4. 28 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系 (A) (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系 (A) (原子炉停止時冷却モード) の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていること、原子炉水位指示値が原子炉水位低 (レベル 3) 以上で維持されていること、原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下であることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、RHR ポンプ (A) S/C 吸込弁、RHR ポンプ (A) ミニマムフロー弁及び原子炉再循環ポンプ (A) 吐出弁の全閉操作並びに RHR A 系停止時冷却吸込第一隔離弁、RHR A 系停止時冷却吸込第二隔離弁、RHR ポンプ (A) 停止時冷却吸込弁の全開操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、RHR ポンプ (A) ミニマムフロー弁自動開防止措置を実施し、残留熱除去系 (A) (原子炉停止時冷却モード) 運転の準備完了を発電課長に報告する。
- ⑤ 発電課長は、運転員に残留熱除去系 (A) (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱開始を指示する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系ポンプ (A) の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力が上昇したことを残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力にて確認後、RHR A 系停止時冷却注入隔離弁を開操作し、発電用原子炉からの除熱を開始する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、発電用原子炉からの除熱が開始されたことを残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量指示値の上昇及び残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度指示値の低下により確認し、発電課長に報告する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、RHR 熱交換器 (A) 出口弁を調整開し、発電用原子炉からの除熱量を調整する。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱開始まで 30 分以内で可能である。

## b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フロ

ーチャートを第 1.4.32 図に示す。

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

#### 1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

##### (1) 残留熱除去系（低压注水モード）による原子炉圧力容器への注水

残留熱除去系（低压注水モード）が健全な場合は、自動起動（原子炉水位低（レベル1）又はドライウエル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（低压注水モード）を起動し、サプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

##### a. 手順着手の判断基準

復水給水系、原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレー系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

##### b. 操作手順

残留熱除去系（A）（低压注水モード）による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系（B）（低压注水モード）又は残留熱除去系（C）（低压注水モード）による原子炉圧力容器への注水手順も同様）。概要図を第 1.4.29 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系（A）（低压注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、中央制御室からの手動起動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル1）又はドライウエル圧力高）により残留熱除去系ポンプ（A）が起動し、残留熱除去系ポンプ（A）出口圧力指示値が規定値以上となったことを確認後、発電課長に残留熱除去系（A）（低压注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。
- ③ 発電課長は、原子炉圧力容器内の圧力が残留熱除去系ポンプ（A）の出口圧力以下であることを確認後、運転員に残留熱除去系（A）（低压注水モード）による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、中央制御室からの手動操作、又は自動起動信号

(原子炉水位低 (レベル 1) 及び注入隔離弁差压低, 又はドライウエル圧力高及び注入隔離弁差压低) により RHR A 系 LPCI 注入隔離弁が全開となったことを確認する。

- ⑤ 中央制御室運転員 A は, 原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し, 発電課長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。

※: 原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉圧力容器への注水が不要となる間, 原子炉格納容器内にスプレーする場合は, RHR A 系 LPCI 注入隔離弁を全閉後, RHR A 系格納容器スプレー隔離弁, RHR A 系格納容器スプレー流量調整弁及び RHR A 系 S/C スプレー隔離弁を全開してスプレーを実施する。

#### c. 操作の成立性

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

### (2) 低圧炉心スプレー系による原子炉圧力容器への注水

低圧炉心スプレー系が健全な場合は, 自動起動 (原子炉水位低 (レベル 1) 又はドライウエル圧力高) による作動, 又は中央制御室からの手動操作により低圧炉心スプレー系を起動し, サプレッションチェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

#### a. 手順着手の判断基準

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

#### b. 操作手順

低圧炉心スプレー系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.4.30 図に示す。

- ① 発電課長は, 手順着手の判断基準に基づき, 運転員に低圧炉心スプレー系による原子炉圧力容器への注水準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は, 中央制御室からの手動起動操作, 又は自動起動信号 (原子炉水位低 (レベル 1) 又はドライウエル圧力高) により低圧炉心スプレー系が起動し, 低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力指示値が規定値以上となったことを確認後, 発電課長に低圧炉心スプレー系によ

る原子炉圧力容器への注水準備完了を報告する。

- ③ 発電課長は、原子炉圧力容器内の圧力が低圧炉心スプレイ系ポンプの出口圧力以下であることを確認後、運転員に低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、中央制御室からの手動操作、又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル 1）及び注入隔離弁差圧低、又はドライウェル圧力高及び注入隔離弁差圧低）により LPCS 注入隔離弁が全開となったことを確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。

#### c. 操作の成立性

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

### (3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱

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

#### a. 手順着手の判断基準

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

#### b. 操作手順

残留熱除去系 (A)（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系 (B)（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱手順も同様）。概要図を第 1.4.31 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系 (A)（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル 3）以上で維持されていること、原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下であることを確認する。

- ③ 中央制御室運転員 A は、系統構成として、RHR ポンプ (A) S/C 吸込弁、RHR ポンプ (A) ミニマムフロー弁及び原子炉再循環ポンプ (A) 吐出弁の全閉操作並びに RHR A 系停止時冷却吸込第一隔離弁、RHR A 系停止時冷却吸込第二隔離弁及び RHR ポンプ (A) 停止時冷却吸込弁の全開操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、RHR ポンプ (A) ミニマムフロー弁自動開防止措置を実施し、残留熱除去系 (A) (原子炉停止時冷却モード) 運転の準備完了を発電課長に報告する。
- ⑤ 発電課長は、運転員に残留熱除去系 (A) (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱開始を指示する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系ポンプ (A) の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力指示値が上昇したことを確認後、RHR A 系停止時冷却注入隔離弁を開操作し、発電用原子炉からの除熱を開始する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、発電用原子炉からの除熱が開始されたことを残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量指示値の上昇及び残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度指示値の低下により確認し、発電課長に報告する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、RHR 熱交換器 (A) 出口弁を調整開し、発電用原子炉からの除熱量を調整する。

#### c. 操作の成立性

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

#### 1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系への原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

復水貯蔵タンク、淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) への水の補給手順並びに水源から接続口までの大容量送水ポンプ (タイプ I) 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。

復水移送ポンプ、直流駆動低圧注水ポンプ、ろ過水ポンプ、残留熱除去系ポンプ、原子炉冷却材浄化系ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに電源車及び大容量送水ポンプ (タイプ I) への燃料補給手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/8)  
 (重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	残留熱除去系 (低圧注水モード) による発電用原子炉の冷却	残留熱除去系ポンプ サプレッションチェンバ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ※5 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) ※3 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる原子炉注水」
		低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	低圧炉心スプレイ系ポンプ サプレッションチェンバ 低圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) ※3 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 非常時操作手順書 (設備別) 「低圧炉心スプレイ系ポンプによる原子炉注水」
		残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系ポンプ 原子炉圧力容器 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁 原子炉再循環系 配管・ジェットポンプ 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) ※3 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる原子炉停止時冷却運転」

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

※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

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

対応手段，対処設備，手順書一覧（2/8）

（発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障	残留熱除去系 （低圧注水モード）  低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ） による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等対処設備   重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	非常時操作手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等  非常時操作手順書 （設備別） 「復水移送ポンプによる 原子炉注水」
			非常用交流電源設備 ※2		重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
		低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ） による発電用原子炉の冷却	直流駆動低圧注水ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管 直流駆動低圧注水系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・スパージャ 燃料プール補給水系 弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	非常時操作手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等  非常時操作手順書 （設備別） 「直流駆動低圧注水ポン プによる原子炉注水」

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

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



対応手段，対処設備，手順書一覧（3/8）

（発電用原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （低圧注水モード）  低圧炉心スプレイ系	低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	大容量送水ポンプ（タイプⅠ） ※1 ホース延長回収車 ※1 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備  非常時操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等  重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による原子炉注水」 「大容量送水ポンプによる送水」 ※1
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
			淡水貯水槽（No. 1） ※1， ※4 淡水貯水槽（No. 2） ※1， ※4	自主対策設備
		ろ過水ポンプによる発電用原子炉の冷却	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	非常時操作手順書（徴候ベース） 「水位確保」等  非常時操作手順書（設備別） 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

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

対応手段，対処設備，手順書一覧（4/8）  
 （発電用原子炉運転中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
サポート系故障	全交流動力電源  原子炉補機冷却水系 （原子炉補機冷却海水系を含む）	残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧 常設代替交流電源設備による	原子炉压力容器 原子炉補機代替冷却水系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	非常時操作手順書 （徴候ベース） 「水位確保」等  非常時操作手順書 （設備別） 「残留熱除去系ポンプによる原子炉注水」
			残留熱除去系ポンプ サブプレッションチェンバ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ※5 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

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

対応手段，対処設備，手順書一覧（5/8）  
 （溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	—	低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ 配管・弁	重大事故等対処設備 自主対策設備	非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「注水ストラテジ-4」 非常時操作手順書（設備別） 「復水移送ポンプによる原子炉注水」
		低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	大容量送水ポンプ（タイプ1） ホース延長回収車 ホース・注水用ヘッダ・接続口 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2 淡水貯水槽（No.1） ※1， ※4 淡水貯水槽（No.2） ※1， ※4 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ 配管・弁	重大事故等対処設備 自主対策設備	非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「注水ストラテジ-4」 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプ1）による原子炉注水」 「大容量送水ポンプによる送水」 ※1
		ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	自主対策設備	非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「注水ストラテジ-4」 非常時操作手順書（設備別） 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

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

対応手段，対処設備，手順書一覧（6/8）  
 （発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （原子炉停止時冷却モード）	低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	非常時操作手順書 （プラント停止中） 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 （設備別） 「復水移送ポンプによる原子炉注水」
			非常用交流電源設備 ※2	
		低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による発電用原子炉の冷却	直流駆動低圧注水ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管 直流駆動低圧注水系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・スパージャ 燃料プール補給水系 弁 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	非常時操作手順書 （プラント停止中） 「崩壊熱除去機能喪失」等 非常時操作手順書 （設備別） 「直流駆動低圧注水ポンプによる原子炉注水」

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

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

対応手段，対処設備，手順書一覧（7/8）

（発電用原子炉停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障	残留熱除去系 （原子炉停止時冷却モード）	低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	大容量送水ポンプ（タイプⅠ） ※1 ホース延長回収車 ※1 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備  非常時操作手順書 （プラント停止中） 「崩壊熱除去機能喪失」等  重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による原子炉注水」 「大容量送水ポンプによる送水」 ※1
			非常用交流電源設備 ※2	
			淡水貯水槽（No. 1） ※1， ※4 淡水貯水槽（No. 2） ※1， ※4	自主対策設備
		ろ過水ポンプによる発電用原子炉の冷却	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	自主対策設備  非常時操作手順書 （プラント停止中） 「崩壊熱除去機能喪失」等  非常時操作手順書 （設備別） 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」
		原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱	原子炉冷却材浄化系ポンプ 原子炉圧力容器 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器 原子炉再循環系 配管 原子炉冷却材浄化系 配管・弁 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む） 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備  非常時操作手順書 （プラント停止中） 「崩壊熱除去機能喪失」  非常時操作手順書 （設備別） 「原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱」

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

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

対応手段，対処設備，手順書一覧（8/8）  
 （発電用原子炉停止中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
サポート系故障	全交流動力電源  原子炉補機冷却水系 （原子炉補機冷却海水系を含む）	常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧	原子炉压力容器 原子炉補機代替冷却水系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備  重大事故等対処設備（設計基準拡張）	非常時操作手順書（プラント停止中） 「崩壊熱除去機能喪失」等  非常時操作手順書（設備別） 「残留熱除去系ポンプによる原子炉停止時冷却運転」
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系 配管・弁 残留熱除去系熱交換器 原子炉再循環系 配管・ジェットポンプ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）		

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

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

第 1.4.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/13)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 i. 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等  非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 ii. 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) による原子炉圧力容器への注水		
	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等  非常時操作手順書 (設備別) 「直流駆動低圧注水ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位
電源の確保			125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧 250V 直流主母線電圧
水源の確保			復水貯蔵タンク水位
操作		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量
		補機監視機能	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧 (2/13)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 4. 2. 1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (b) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等  重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による原子炉注水」 「大容量送水ポンプによる送水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)
	1. 4. 2. 1 発電用原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (c) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等  非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	ろ過水タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		補機監視機能	ろ過水ポンプ出口圧力
	水源の確保	ろ過水タンク水位	



監視計器一覧 (3/13)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等  非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる 原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		補機監視機能 原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量
		電源の確保 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		原子炉格納容器内の水位 圧力抑制室水位
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
	操作	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量 残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		補機監視機能 残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
		原子炉格納容器内の水位 圧力抑制室水位

監視計器一覧 (4/13)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による残存溶融炉心の冷却			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-4」  非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器下部温度 ドライウエル温度 ・ 原子炉格納容器下部雰囲気温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・ 残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・ 残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧 (5/13)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (b) 低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-4」  重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による原子炉注水」 「大容量送水ポンプによる送水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器下部温度 ドライウエル温度 ・ 原子炉格納容器下部雰囲気温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)	
	操作	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・ 残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・ 残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)

監視計器一覧 (6/13)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水 (c) ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-4」  非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器下部温度 ドライウエル温度 ・ 原子炉格納容器下部雰囲気温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	水源の確保	ろ過水タンク水位	
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・ 残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・ 残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		補機監視機能	ろ過水ポンプ出口圧力
		水源の確保	ろ過水タンク水位

監視計器一覧 (7/13)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 4. 2. 2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉压力容器への注水 i. 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉压力容器への注水			
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等  非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・ 残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・ 残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
1. 4. 2. 2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉压力容器への注水 ii. 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) による原子炉压力容器への注水			
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等  非常時操作手順書 (設備別) 「直流駆動低圧注水ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		電源の確保	125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧 250V 直流主母線電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器への注水量	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量
		補機監視機能	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧 (8/13)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (b) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水			
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等  重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプ I)による原子炉注水」 「大容量送水ポンプによる送水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・ 残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・ 残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)

監視計器一覧 (9/13)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水 (c) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水			
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等  非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	ろ過水タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		補機監視機能	ろ過水ポンプ出口圧力
		水源の確保	ろ過水タンク水位

監視計器一覧 (10/13)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱 (a) 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱			
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」  非常時操作手順書 (設備別) 「原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量	
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
補機監視機能		CUW 非再生熱交換器 (A) 出口温度 CUW 非再生熱交換器 (B) 出口温度 CUW 入口流量 CUW 再生熱交換器入口温度	



監視計器一覧 (11/13)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (a) 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱			
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等  非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる 原子炉停止時冷却運転」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水出口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水出口温度

監視計器一覧 (12/13)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.4.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (1) 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉压力容器への注水			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等  非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (C) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (C) 出口圧力
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
	1.4.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (2) 低圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等  非常時操作手順書 (設備別) 「低圧炉心スプレイ系ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量
		電源の確保	6-2C 母線電圧 4-2C 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器への注水量	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量
		補機監視機能	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位

監視計器一覧 (13/13)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.4.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (3) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱		
非常時操作手順書 (プラント停止中) 「崩壊熱除去機能喪失」等  非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる 原子炉停止時冷却運転」	判断 基準	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉圧力
		原子炉圧力容器温度 残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度
		原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	操作	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (停止域) 原子炉水位 (定検時水張用)
		原子炉圧力
		原子炉圧力容器温度 残留熱除去系熱交換器 (A) 入口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 入口温度
		残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水出口温度 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水出口温度

第 1.4.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	供給元	
		設備	母線
【1.4】 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	復水移送ポンプ 補給水系 弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	燃料プール補給水系 弁	常設代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
	直流駆動低圧注水ポンプ	常設代替交流電源設備	250V 直流主母線
		可搬型代替交流電源設備	250V 直流主母線
		常設代替直流電源設備	250V 直流主母線
	直流駆動低圧注水系 弁	常設代替交流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
		可搬型代替交流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
		所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備	非常用高圧母線 2C 系
			非常用高圧母線 2D 系
	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	原子炉再循環系 弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
非常用低圧母線 MCC 2D 系			
計測用電源※	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系	
		非常用低圧母線 MCC 2D 系	
	可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系	
		非常用低圧母線 MCC 2D 系	
	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A	
125V 直流主母線 2B			

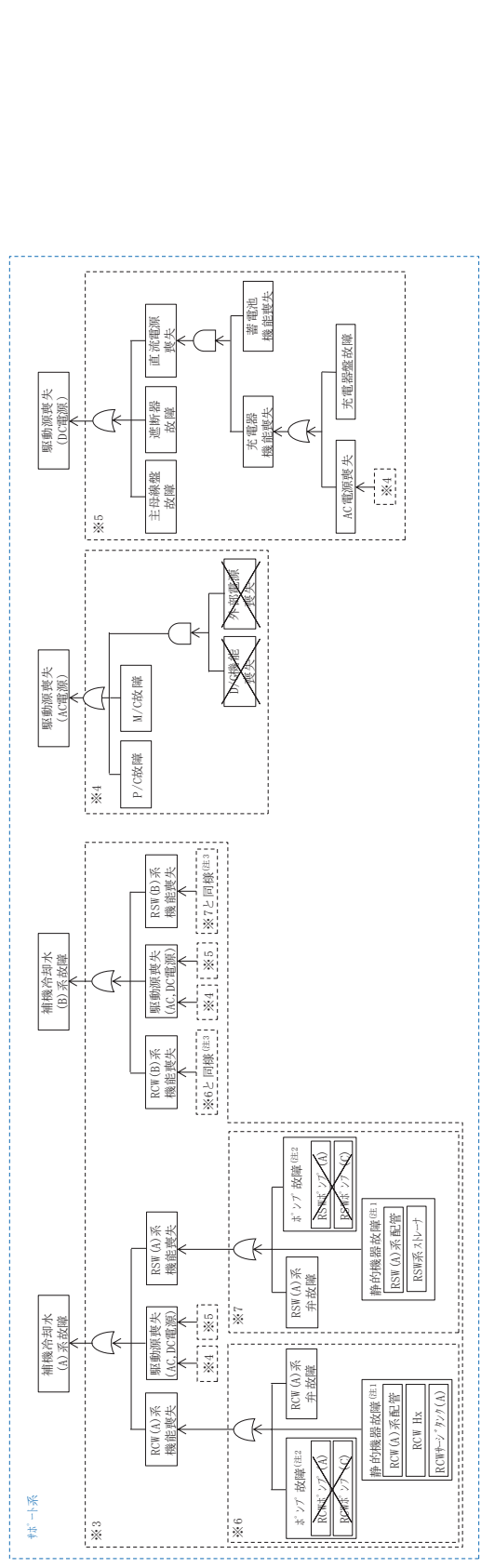
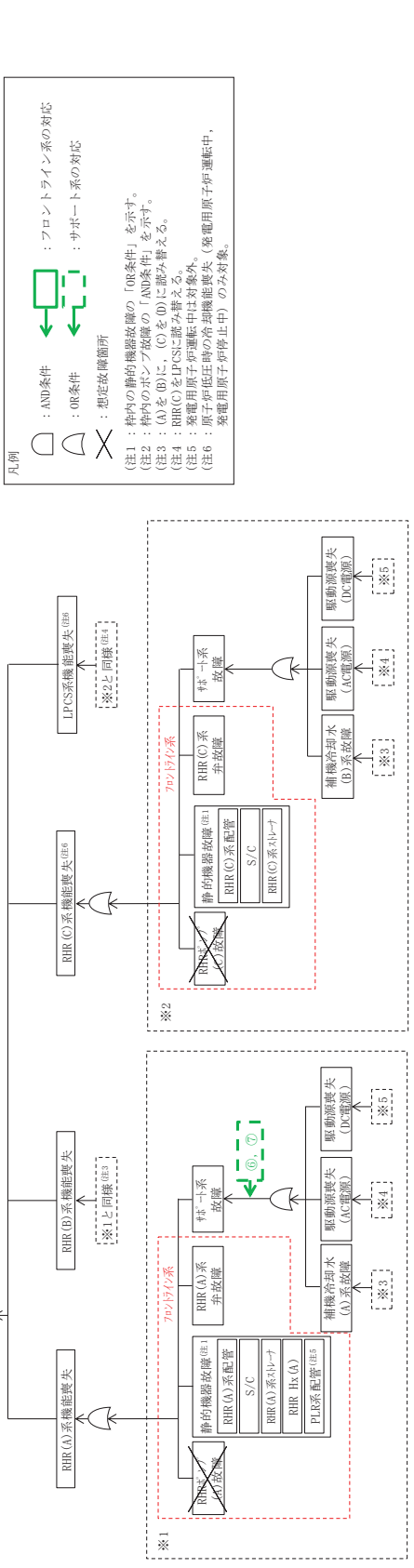
※：供給負荷は監視計器

フロントライン系故障時の対応手段

①：低圧代建注水系（常設）（海水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉停止中、発電用原子炉停止中）  
 ②：低圧代建注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉停止中）  
 ③：低圧代建注水系（可動電機）による発電用原子炉の冷却（発電用原子炉停止中）  
 ④：ろ過水システムによる発電用原子炉の冷却（発電用原子炉停止中）  
 ⑤：原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱（発電用原子炉停止中）

サポート系故障時の対応手段

⑥：常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧  
 ⑦：常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧



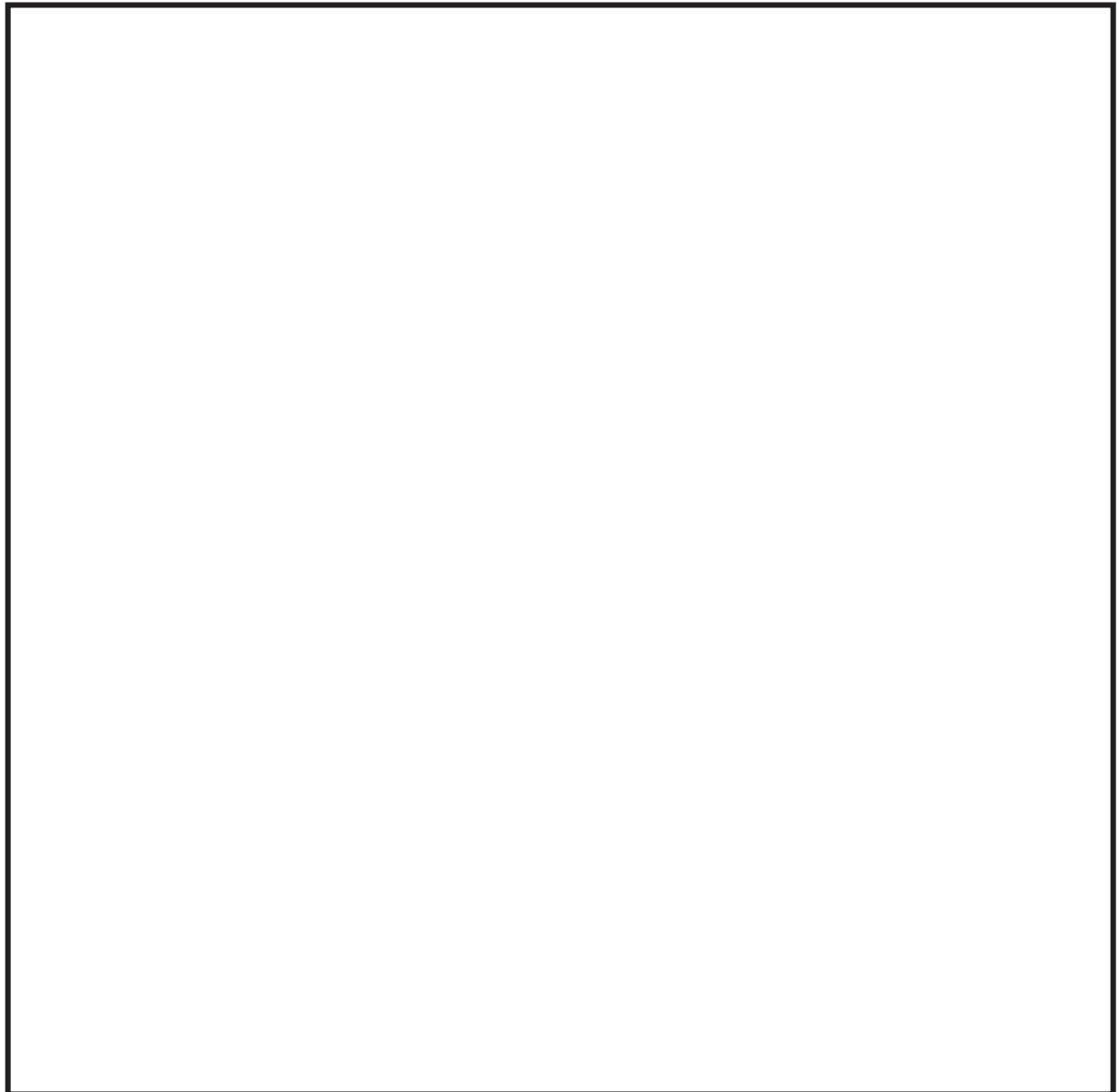
凡例

- : AND条件
- △ : OR条件
- × : 想定故障論評

：フロントライン系の対応  
 ：サポート系の対応

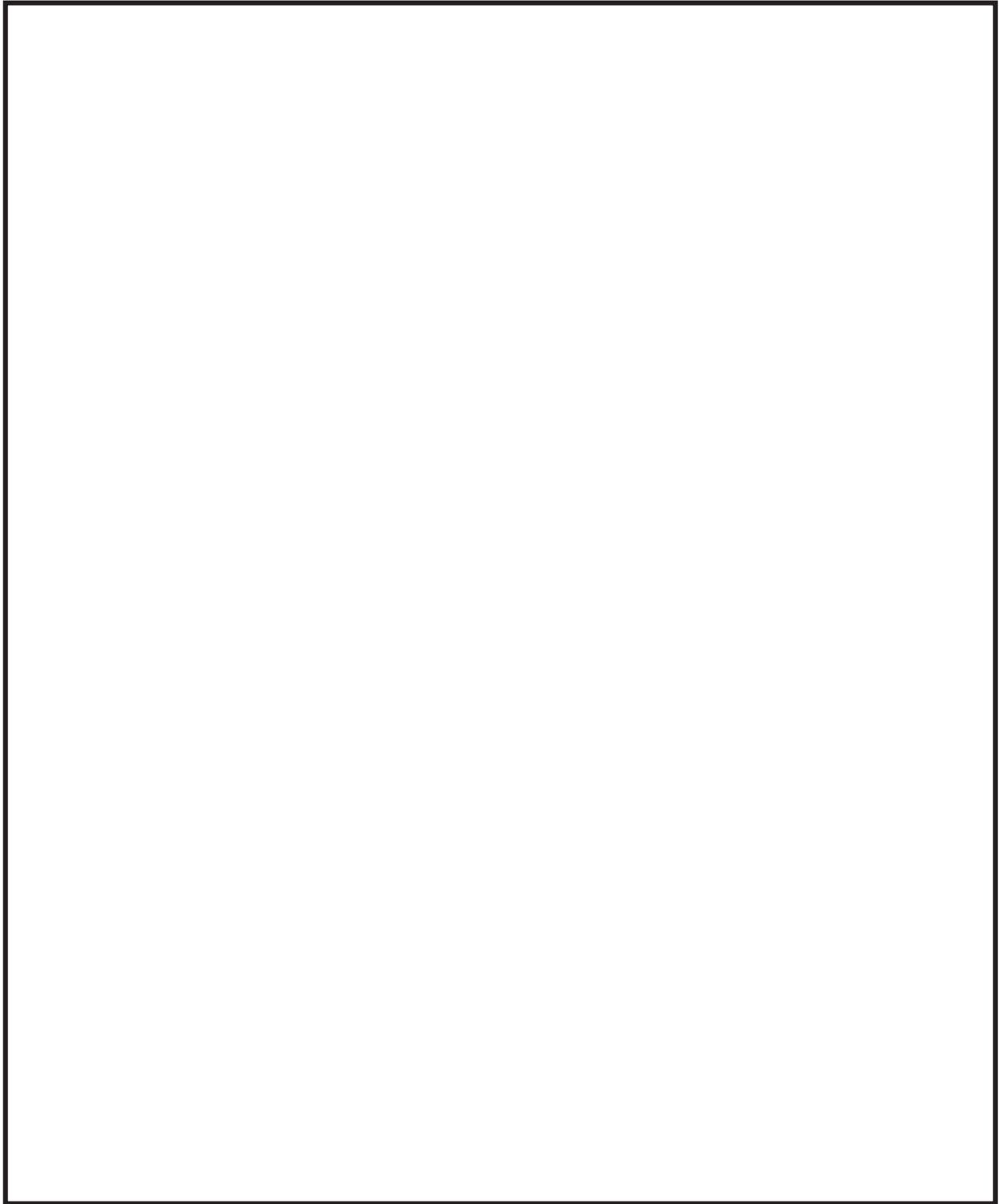
(注1：種内の静的機器故障の「OR条件」を示す。  
 (注2：(A)を(B)に、(C)を(D)に読み替える。  
 (注3：(A)を(B)に、(C)を(D)に読み替える。  
 (注4：RHR(C)をLPCSに読み替える。  
 (注5：発電用原子炉停止中は対象外。  
 (注6：原子炉停止時の冷却機能喪失（発電用原子炉停止中）のみ対象。

第 1.4.1 図 機能喪失原因対策分析



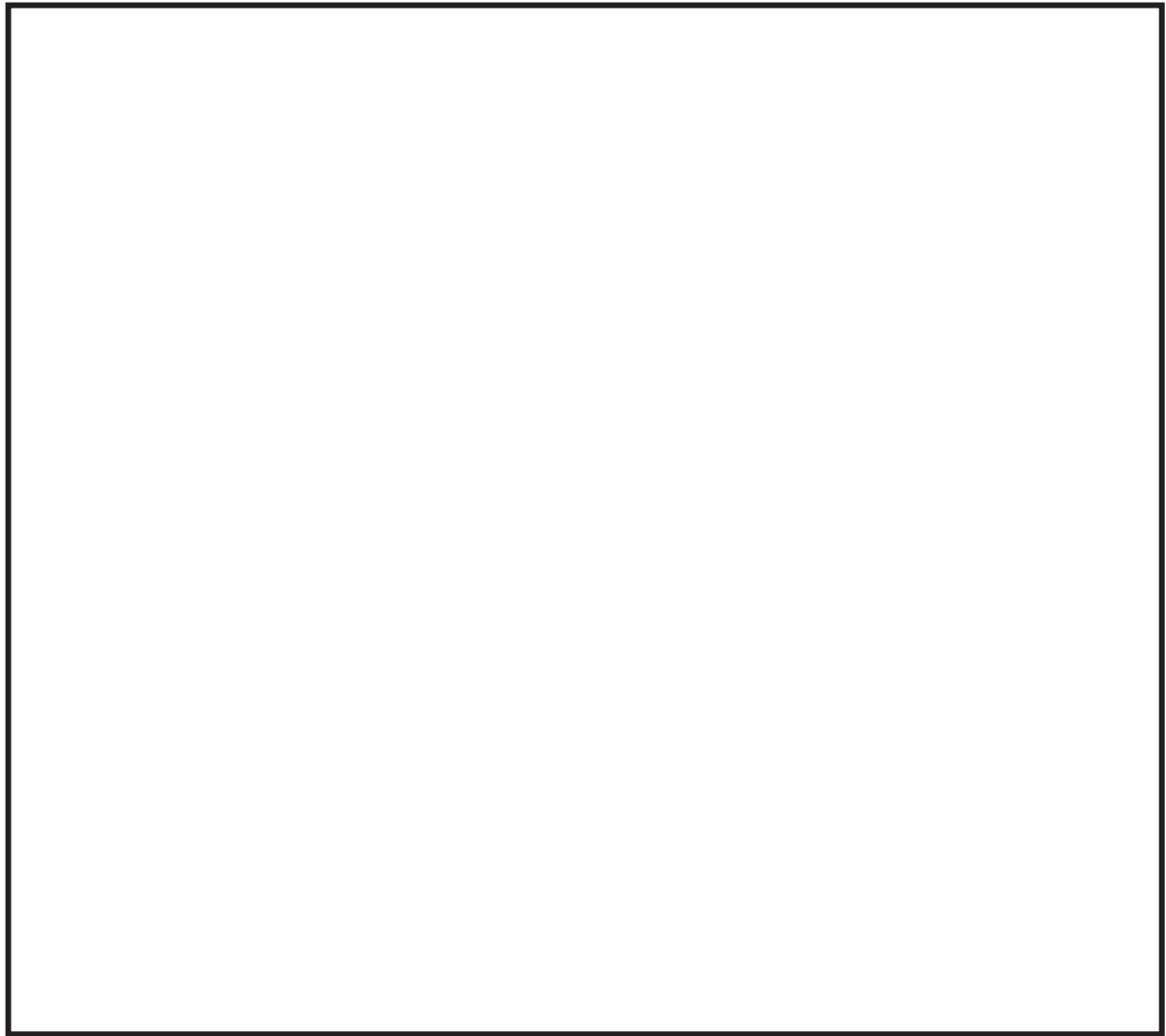
第 1.4.2 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「水位確保」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.4.3 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「水位回復」における対応フロー

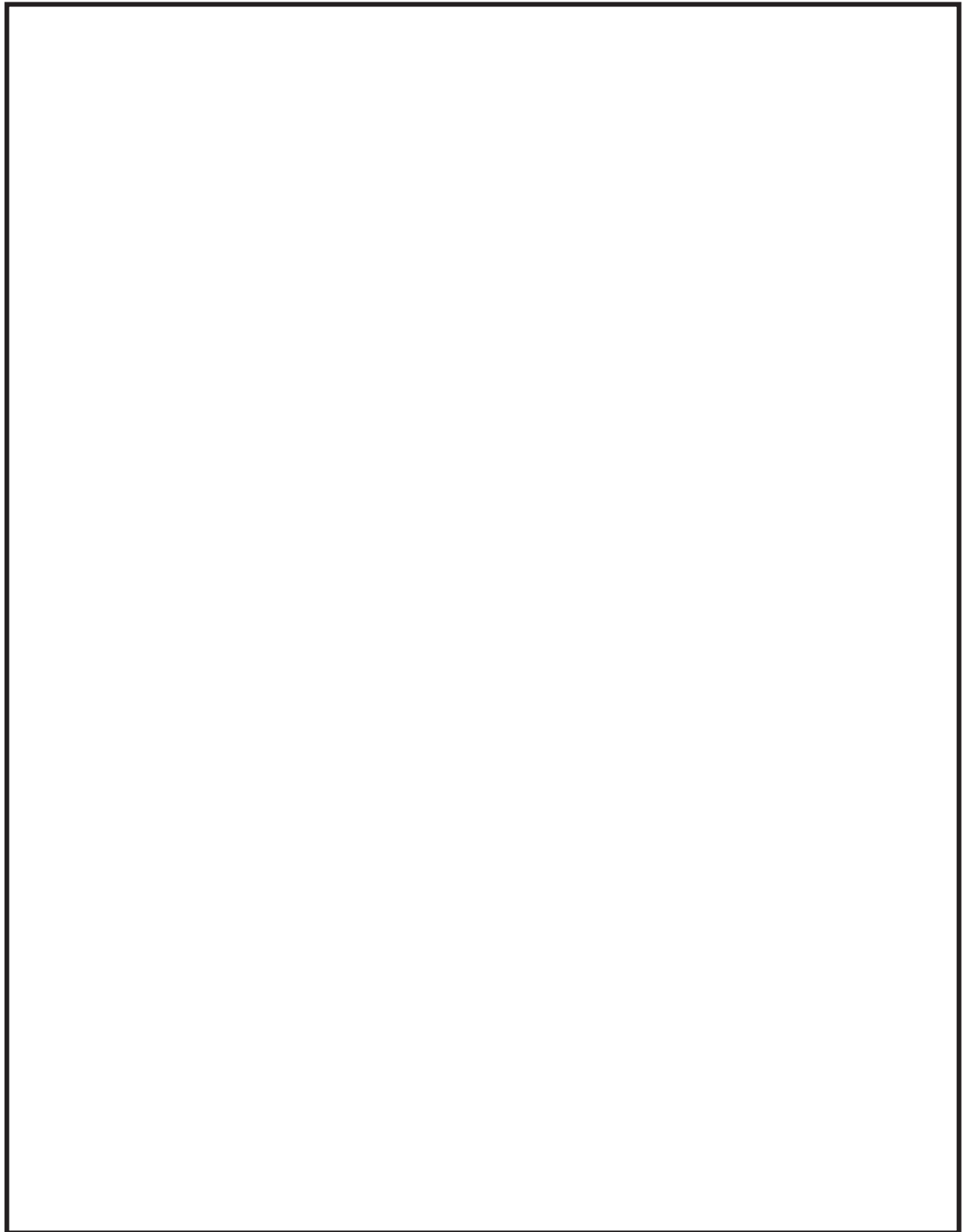
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.4.4 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「注水ストラテジ-4」  
における対応フロー

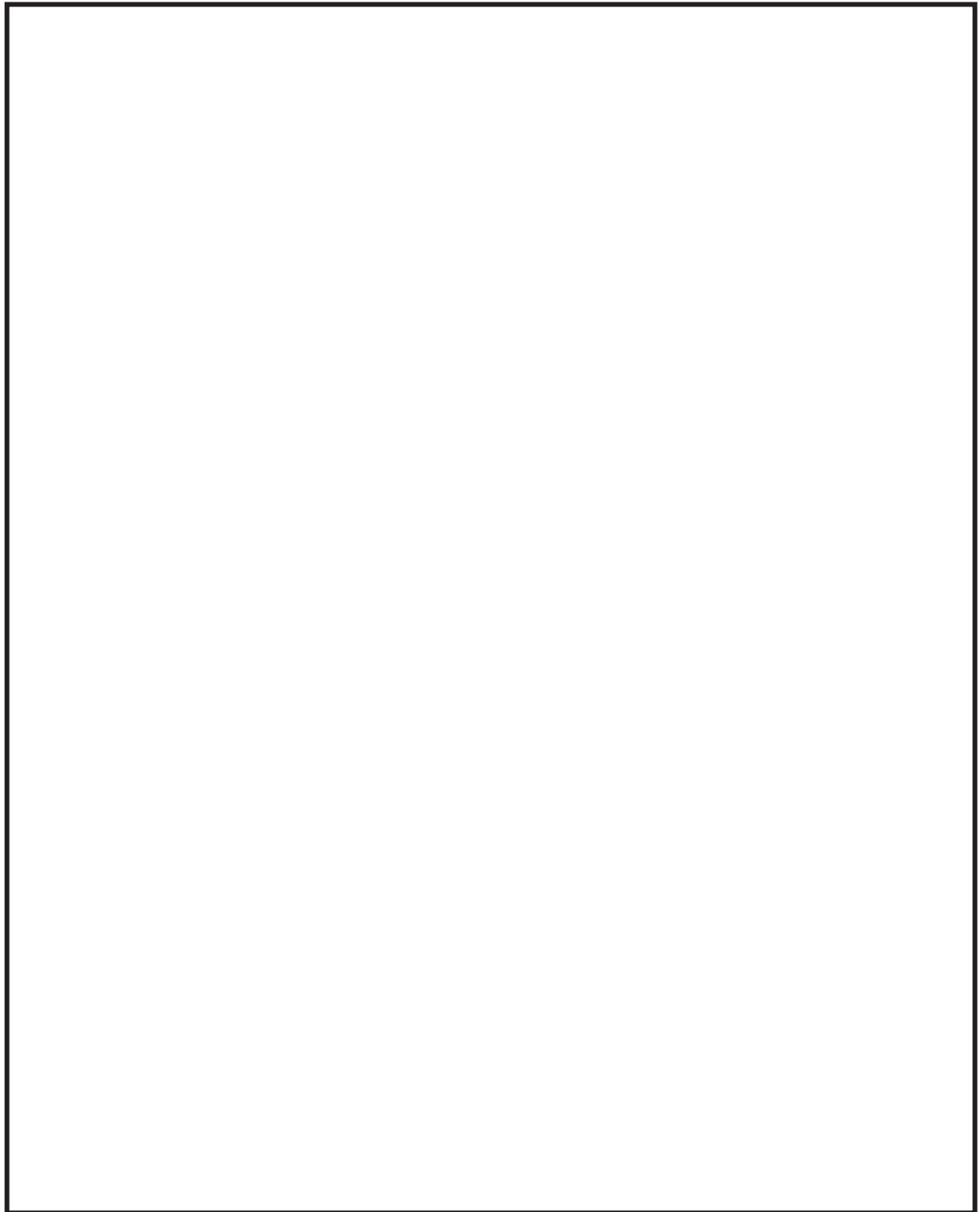
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。





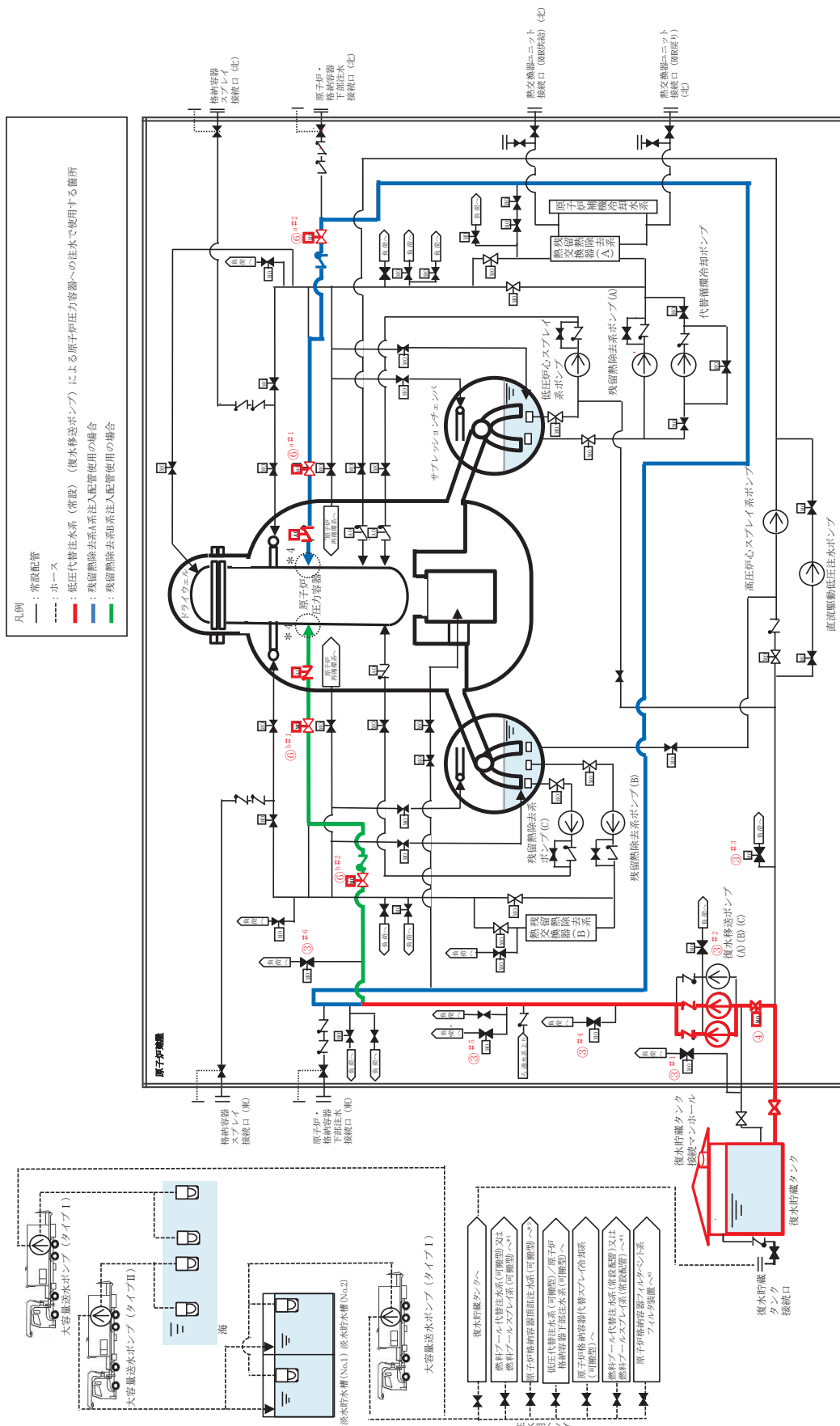
第 1.4.5 図 非常時操作手順書（プラント停止中）「崩壊熱除去機能喪失」  
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.4.6 図 非常時操作手順書（プラント停止中）「原子炉冷却材流出」  
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



- \*1: 同時使用は考慮しない
- \*2: 自主対策設備
- \*3: 海水水源とした補給は行わない
- \*4: シュワウド内炉心上部より注水

第 1.4.7 図 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 概要図（1/2）

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③#1	CRD 復水入口弁	P13-M0-F010	中央制御室
③#2	MUWC サンプリング取出止め弁	P13-M0-F022	中央制御室
③#3	FPMUW ポンプ吸込弁	P15-M0-F001	中央制御室
③#4	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
③#5	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
③#6	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
④	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	P13-M0-F073	中央制御室
⑥ <sup>a</sup> #1	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004A	中央制御室
⑥ <sup>a</sup> #2	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062A	中央制御室
⑥ <sup>b</sup> #1	RHR B 系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004B	中央制御室
⑥ <sup>b</sup> #2	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062B	中央制御室

#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弁があることを示す。

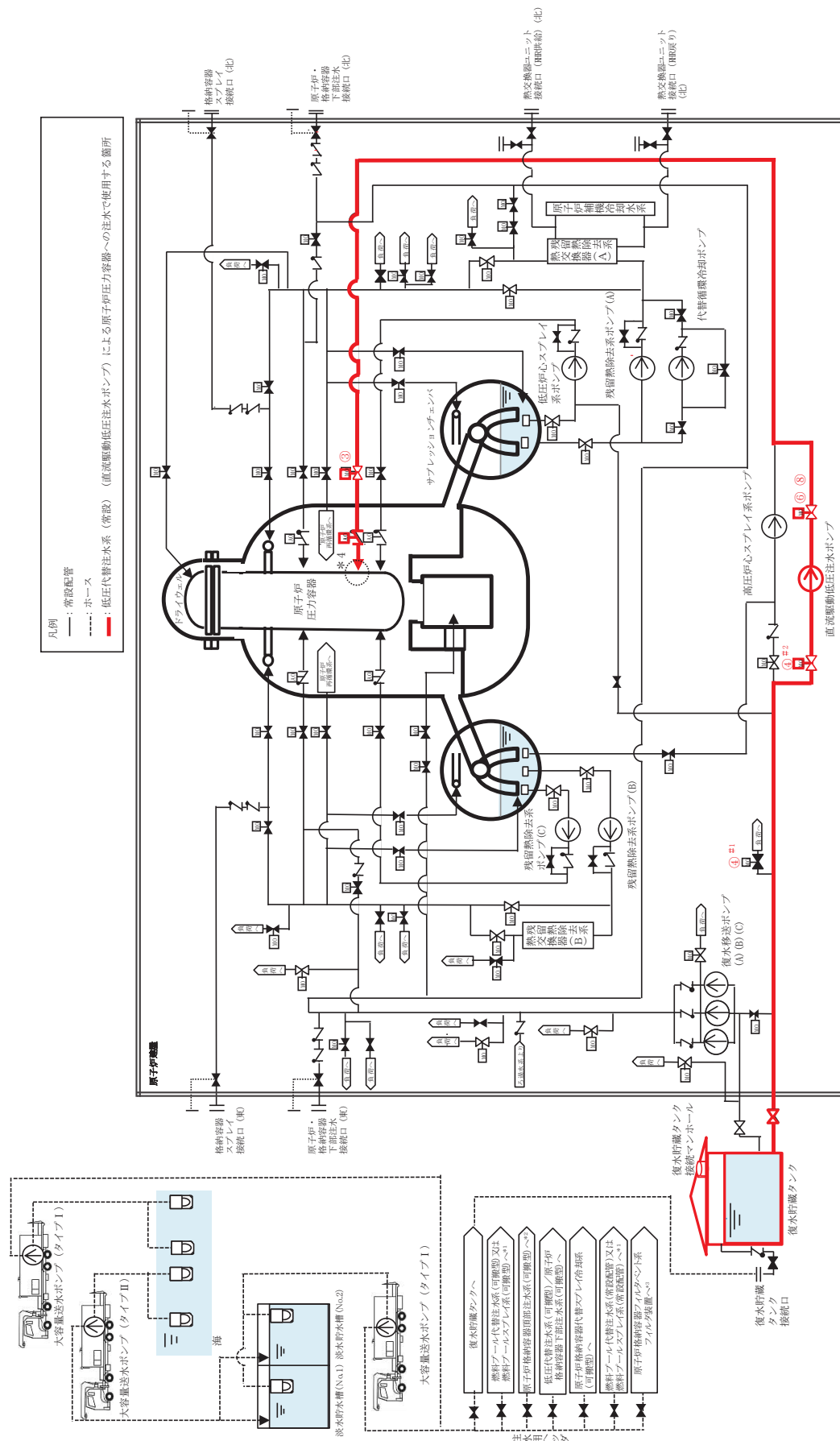
#### 第 1.4.7 図 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 概要図（2/2）

手順の項目	要員(敬)	経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70							
低圧代替注水系(常設) (復水移送ポンプ)による原子 炉圧力容器への注水	中央制御室運転員A 1	15分 原子炉圧力容器への注水												*原子炉冷却材喪失 事象が確認された場 合	
		電源確認*1													②
		系統構成, ポンプ起動*2													③~⑥
		CIWボトムドレンライン元弁の開操作*2(*)													⑨

\*1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

\*2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.4.8 図 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



- \*1：同時使用は考慮しない
- \*2：自主対策設備
- \*3：海水水源とした補給は行わない
- \*4：シユアラウド炉心上部より注水

第 1.4.9 図 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉压力容器への注水 概要図（1/2）

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③	HPCS 注入隔離弁	E22-MO-F003	原子炉建屋 地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)
④ <sup>#1</sup>	FBMUW ポンプ吸込弁	P15-MO-F001	中央制御室
④ <sup>#2</sup>	直流駆動低圧注水ポンプ吸込弁	E71-MO-F002	中央制御室
⑥ ⑧	直流駆動低圧注水系流量調整弁	E71-MO-F005	中央制御室

#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弁があることを示す。

#### 第1.4.9 図 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 概要図（2/2）

手順の項目	要員(敬)	経過時間(分)							備考
		10	20	30	40	50	60	70	
低圧代替注水系(常設) (直流駆動低圧注水ポンプ)による原子炉圧力容器への注水	中央制御室運転員A	35分 原子炉圧力容器への注水							操作手順
		電源確認※1							
	1			系統構成, ポンプ起動※2					
	現場運転員B, C	2		屋内移動, 系統構成※3					③

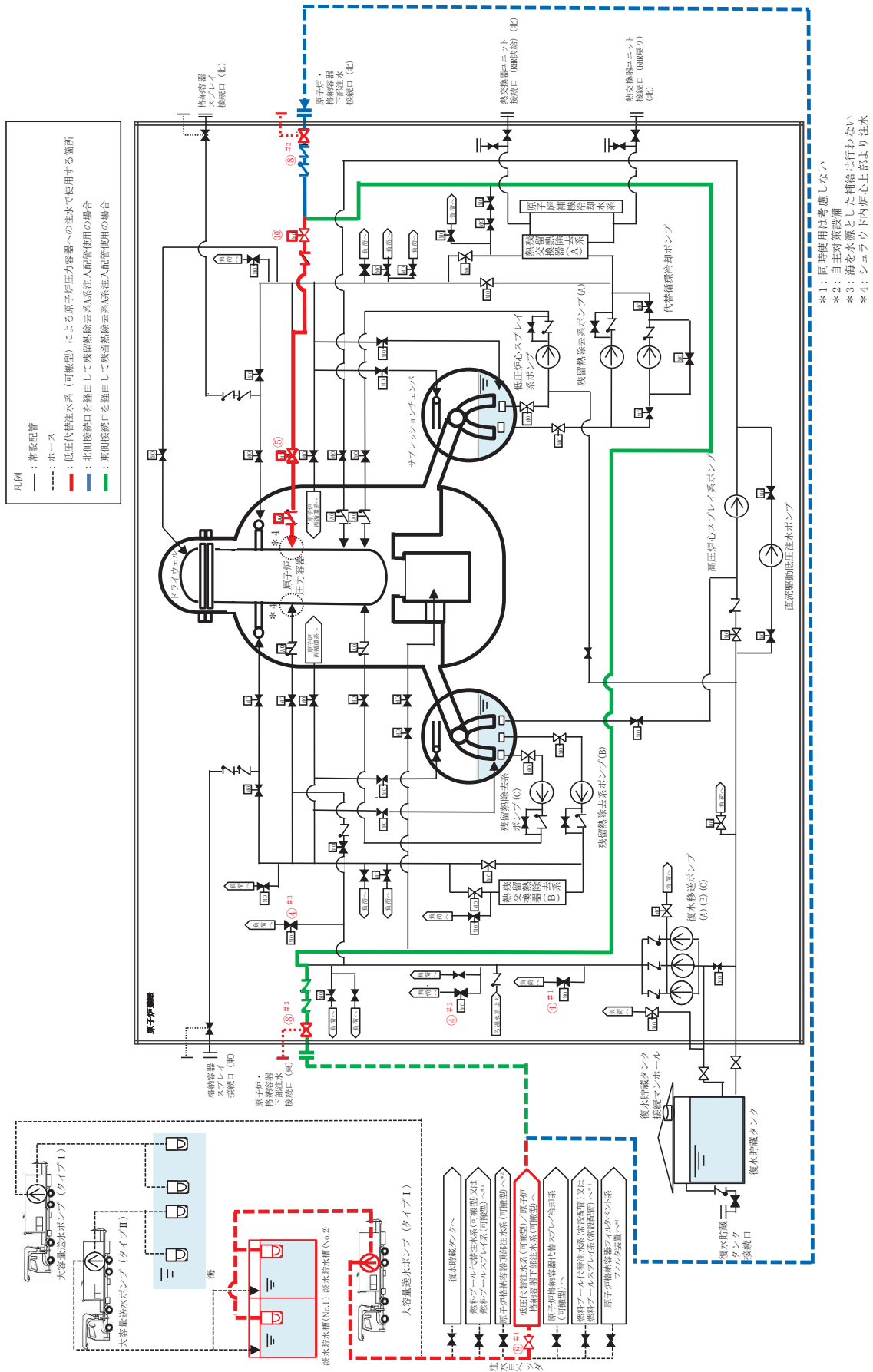
※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

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

第 1. 4. 10 図 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水ポンプ)による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



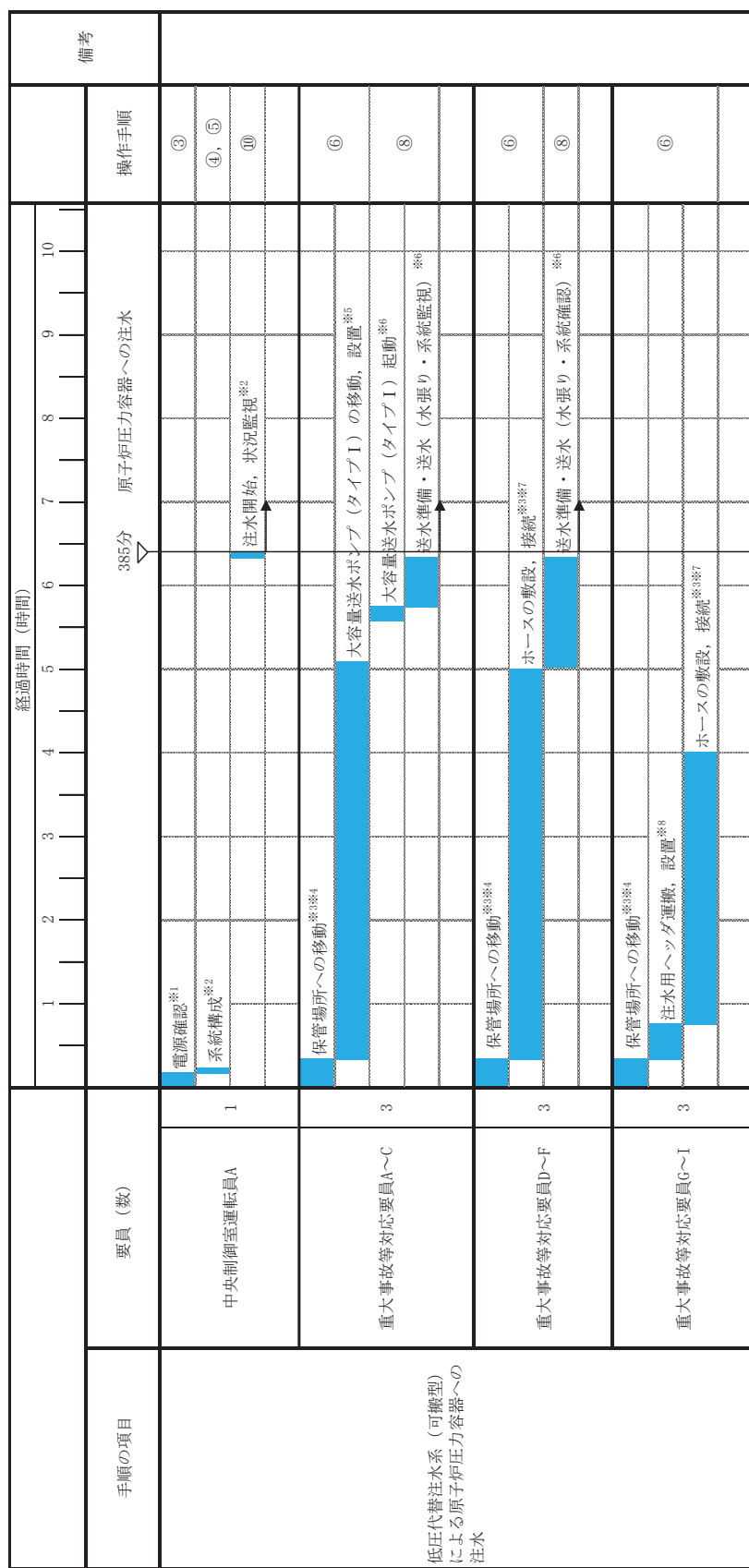


第 1. 4. 11 図 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
④ <sup>#1</sup>	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
④ <sup>#2</sup>	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
④ <sup>#3</sup>	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
⑤	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004A	中央制御室
⑧ <sup>#1</sup>	原子炉・格納容器下部注水弁	P70-D001-4	屋外
⑧ <sup>#2</sup>	緊急時原子炉北側外部注水入口弁	P13-F172	屋外
⑧ <sup>#3</sup>	緊急時原子炉東側外部注水入口弁	P13-F175	屋外
⑩	RHR ヘッドスプレイン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062A	中央制御室

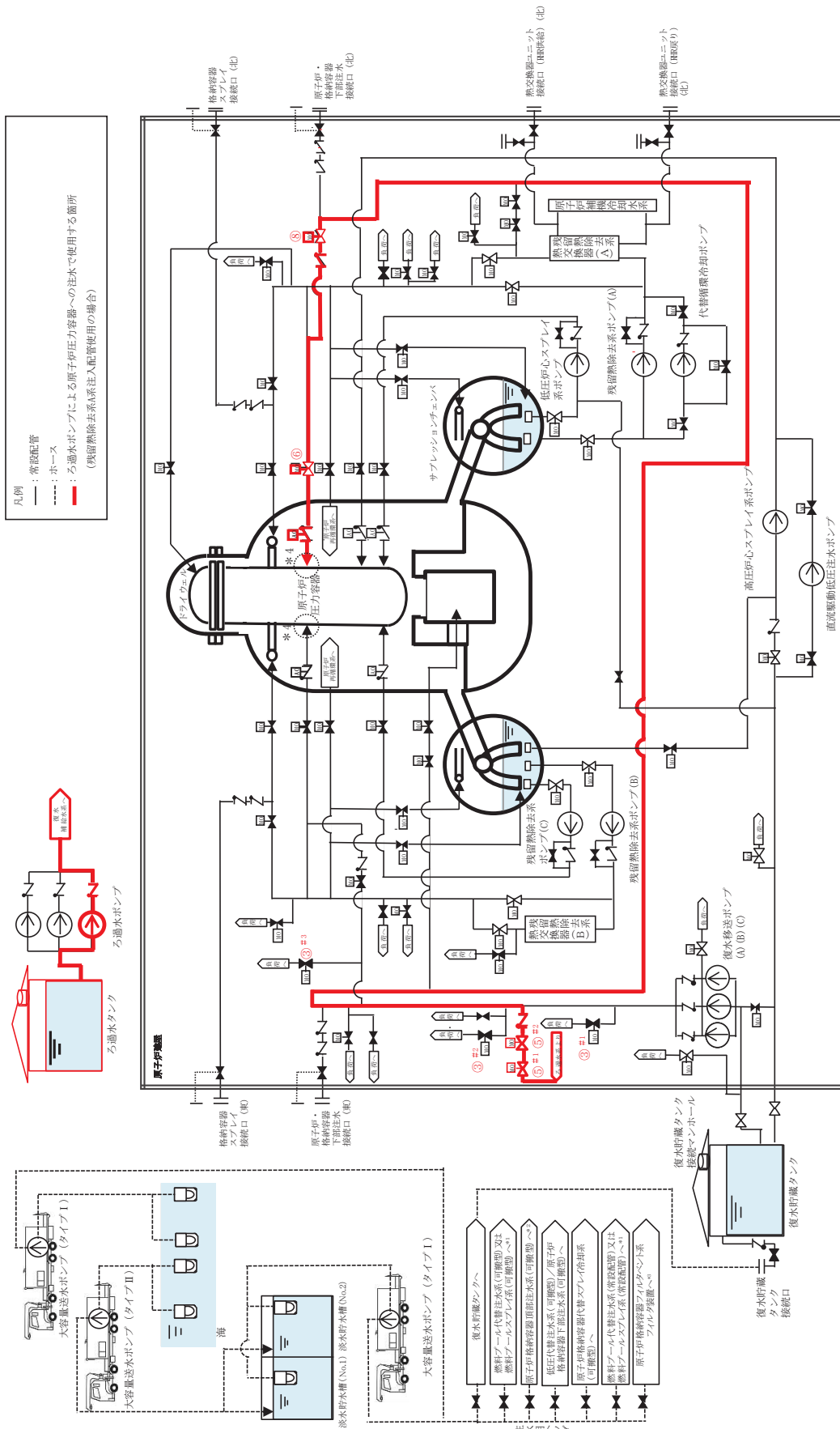
#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

#### 第 1.4.11 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 概要図（2/2）



※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※3: 大容量送水ポンプ(タイプI)及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア  
 ※4: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※5: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ(タイプI)の設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間  
 ※6: 大容量送水ポンプ(タイプI)の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間  
 ※7: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間  
 ※8: 注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1. 4. 12 図 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



- \* 1: 同時使用は考慮しない
- \* 2: 自主対策設備
- \* 3: 海水水源とした補給は行わない
- \* 4: シュエワウド内炉心上部より注水

第 1. 4. 13 図 ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ <sup>#1</sup>	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
③ <sup>#2</sup>	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
③ <sup>#3</sup>	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
⑤ <sup>#1</sup>	FW 系連絡第一弁	P13-M0-F190	中央制御室
⑤ <sup>#2</sup>	FW 系連絡第二弁	P13-M0-F191	中央制御室
⑥	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004A	中央制御室
⑧	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062A	中央制御室

#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弁があることを示す。

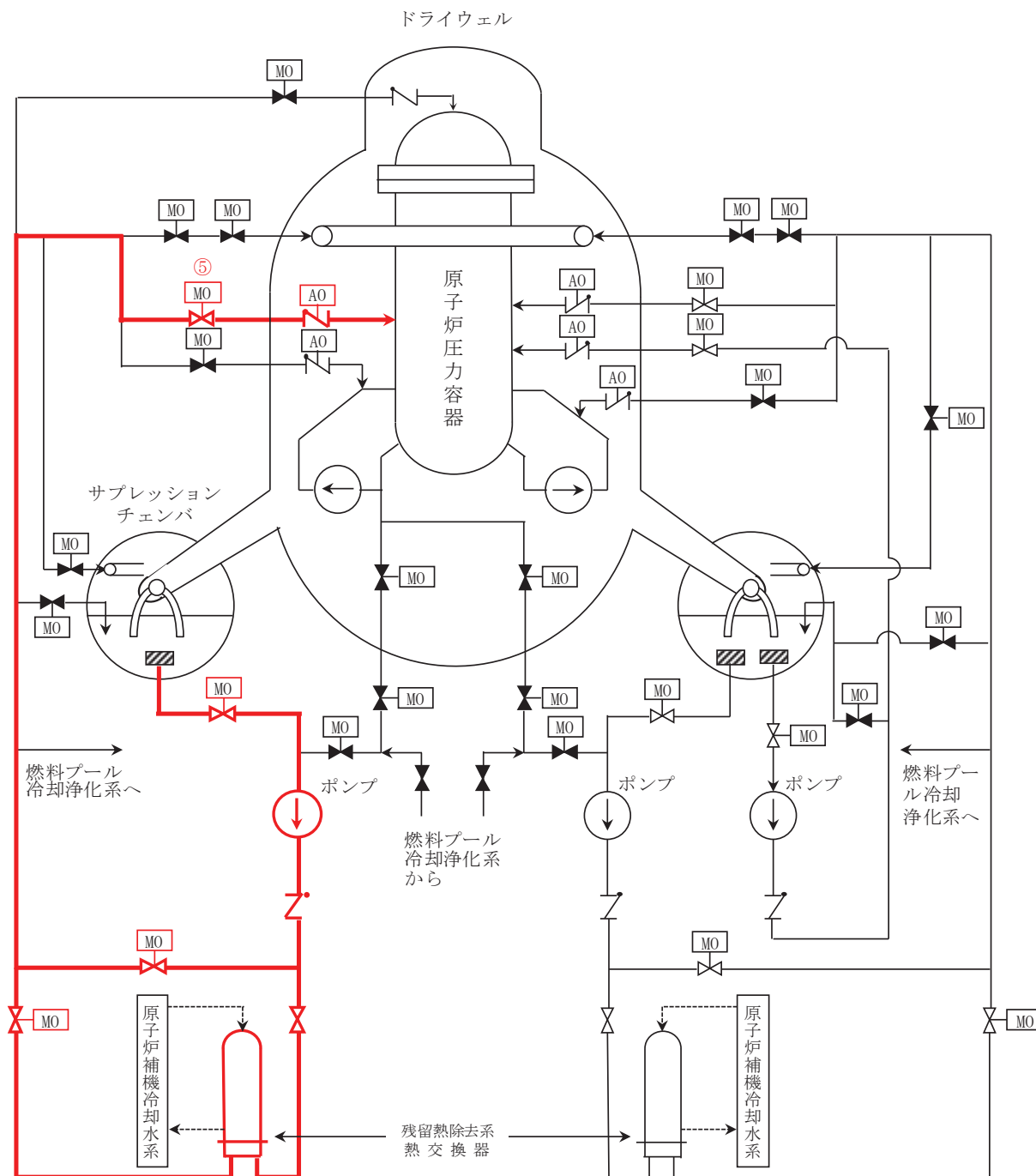
#### 第 1.4.13 図 ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水 概要図 (2/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70					
ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水	中央制御室運転員A 1	20分 原子炉圧力容器への注水										操作手順	
		電源確認※1											
			系統構成, ポンプ起動※2										③~⑥, ⑧

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.4.14 図 ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑤	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	E11-MO-F004A	中央制御室

第 1. 4. 15 図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 概要図

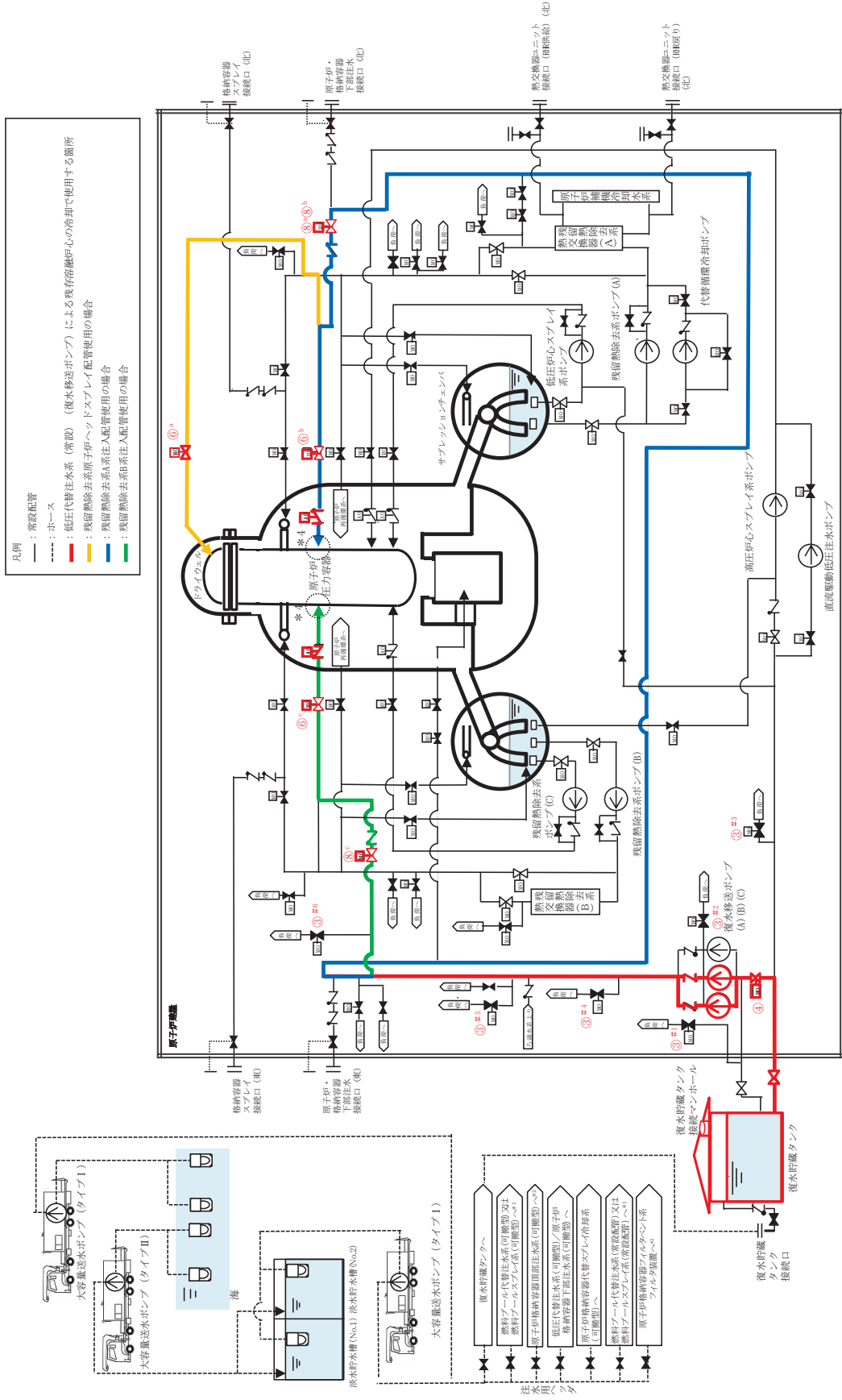
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70				
残留熱除去系電源復旧後の 原子炉圧力容器への注水	中央制御室運転員A 1	15分 原子炉圧力容器への注水										操作手順 ② ③, ⑤
		電源確認※1										
			ポンプ起動※2									

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.4.16 図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 タイムチャート





- \*1: 同時使用は考慮しない
- \*2: 自主対策設備
- \*3: 海水水源とした場合は行わない
- \*4: シュワウド内炉心上部より注水

第 1.4.17 図 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却 概要図（1/2）

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ <sup>#1</sup>	CRD 復水入口弁	P13-M0-F010	中央制御室
③ <sup>#2</sup>	MUWC サンプリング取出止め弁	P13-M0-F022	中央制御室
③ <sup>#3</sup>	FPMUW ポンプ吸込弁	P15-M0-F001	中央制御室
③ <sup>#4</sup>	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
③ <sup>#5</sup>	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
③ <sup>#6</sup>	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
④	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	P13-M0-F073	中央制御室
⑥ <sup>a</sup>	RHR ヘッドスプレイ注入隔離弁	E11-M0-F021	中央制御室
⑥ <sup>b</sup>	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004A	中央制御室
⑥ <sup>c</sup>	RHR B系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004B	中央制御室
⑧ <sup>a</sup> ⑧ <sup>b</sup>	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062A	中央制御室
⑧ <sup>c</sup>	RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062B	中央制御室

#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弁があることを示す。

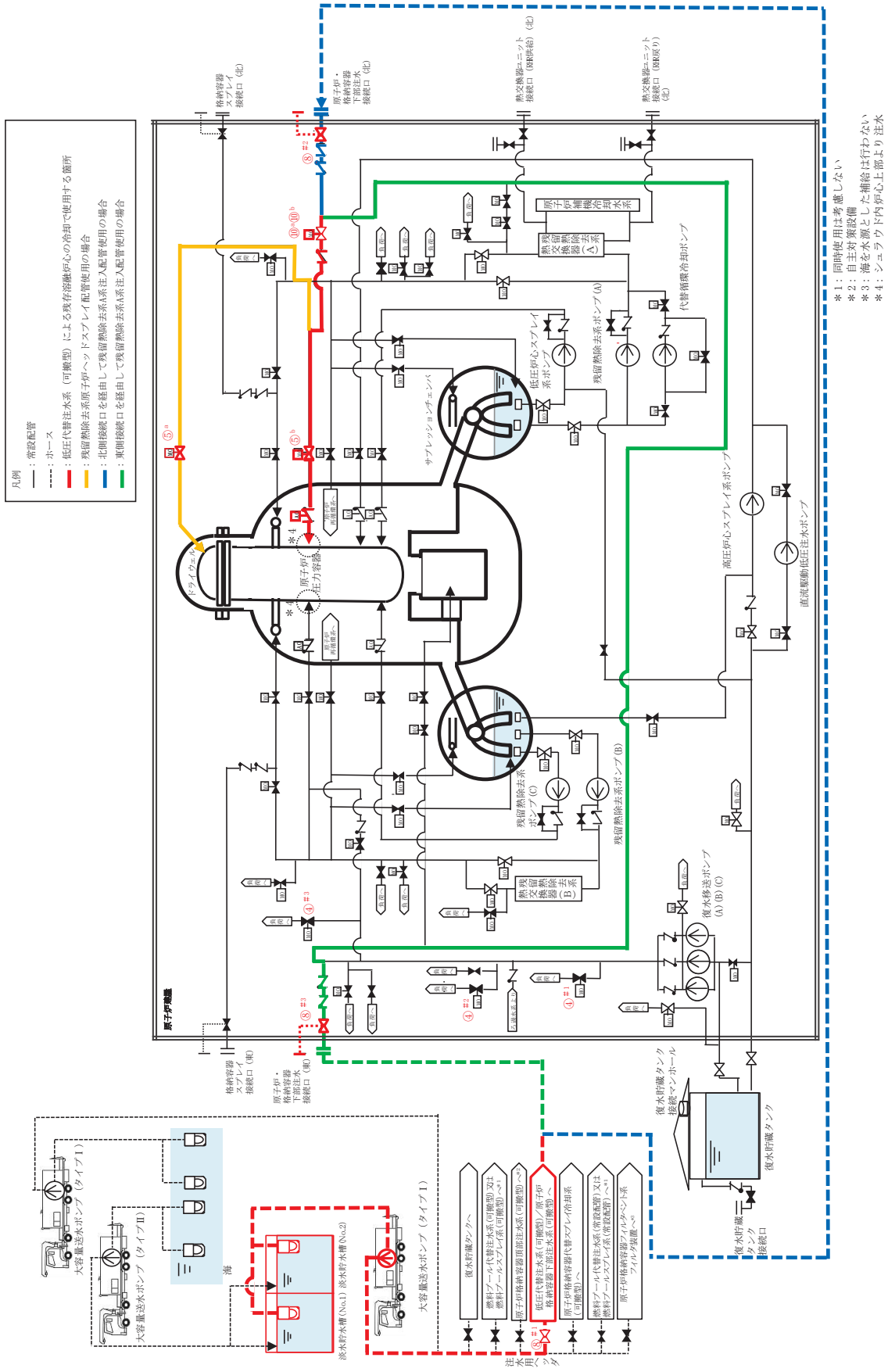
#### 第 1.4.17 図 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による残存溶融炉心の冷却 概要図（2/2）

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70					
低圧代替注水系(常設) (復水移送ポンプ)による残存 溶融炉心の冷却	中央制御室運転員A 1	20分 残存溶融炉心の冷却										操作手順	
		電源確認※1											
			系統構成, ポンプ起動※2										③~⑥, ⑧

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.4.18 図 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による残存溶融炉心の冷却 タイムチャート

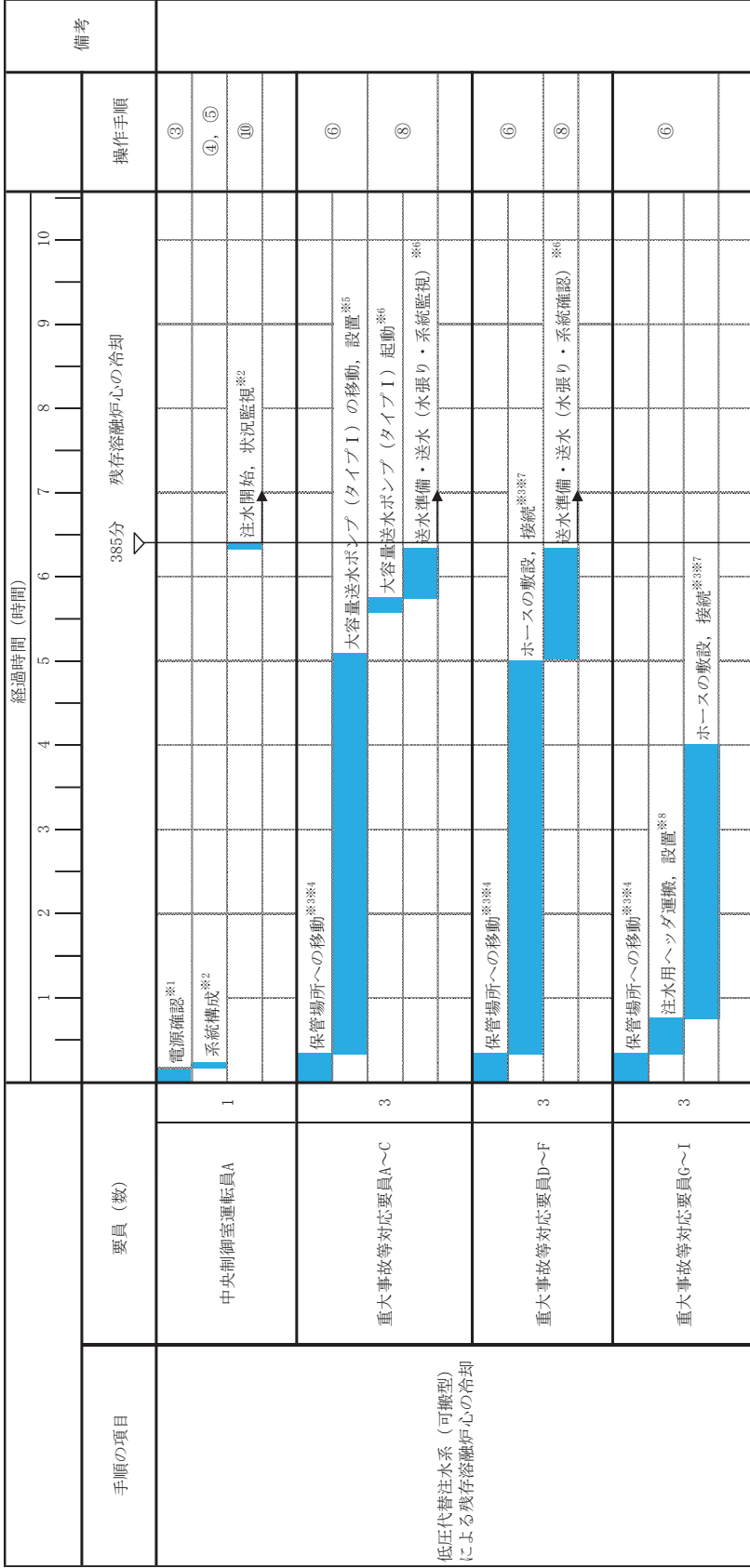


第 1.4.19 図 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却 概要図（1/2）

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
④ <sup>#1</sup>	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
④ <sup>#2</sup>	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
④ <sup>#3</sup>	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
⑤ <sup>a</sup>	RHR ヘッドスプレイ注入隔離弁	E11-M0-F021	中央制御室
⑤ <sup>b</sup>	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004A	中央制御室
⑧ <sup>#1</sup>	原子炉・格納容器下部注水弁	P70-D001-4	屋外
⑧ <sup>#2</sup>	緊急時原子炉北側外部注水入口弁	P13-F172	屋外
⑧ <sup>#3</sup>	緊急時原子炉東側外部注水入口弁	P13-F175	屋外
⑩ <sup>a</sup> ⑩ <sup>b</sup>	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062A	中央制御室

#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弁があることを示す。

#### 第 1.4.19 図 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却 概要図（2/2）



※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※3：大容量送水ポンプ (タイプI) 及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア

※4：緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間

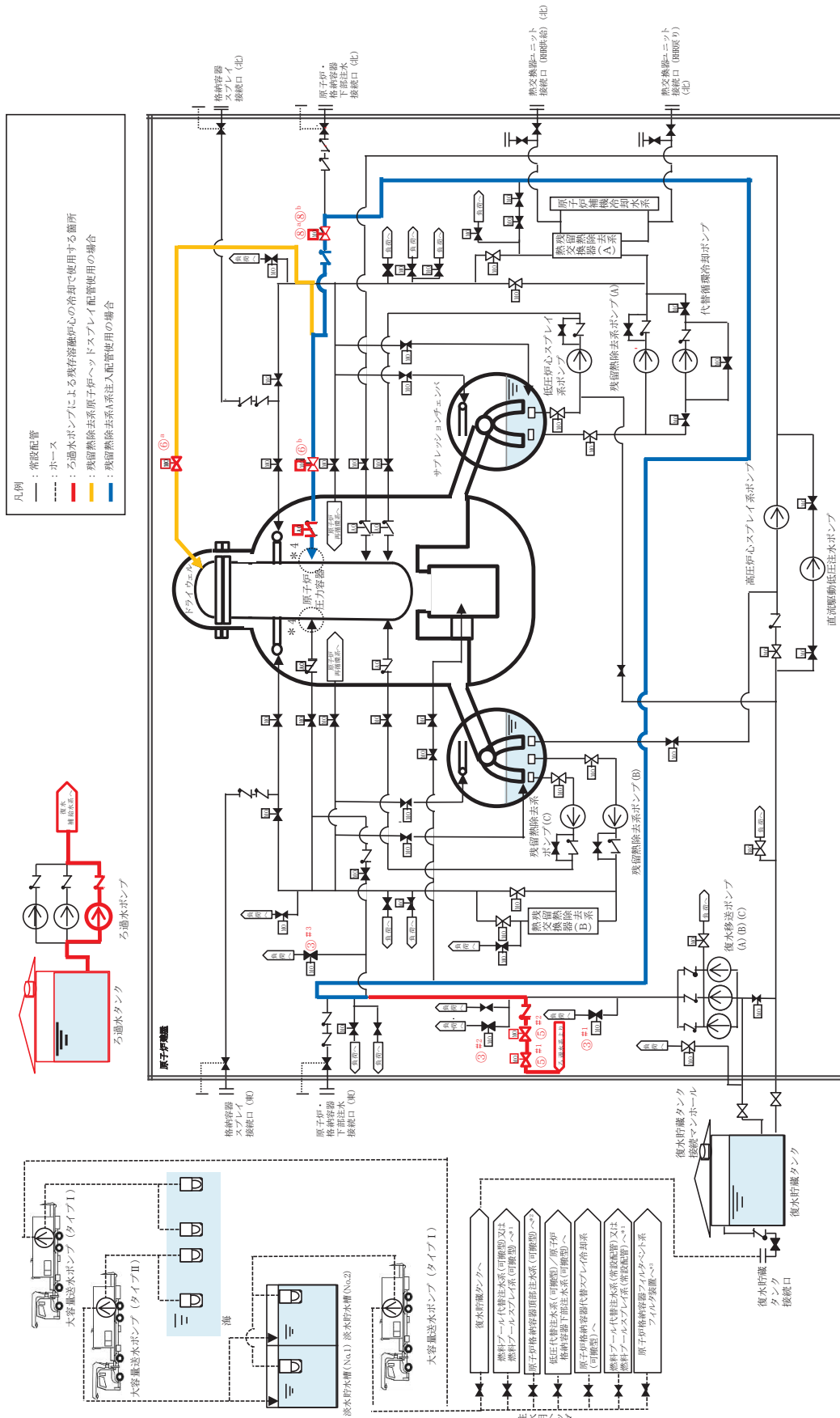
※5：大容量送水ポンプ (タイプI) の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプI) の設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※6：大容量送水ポンプ (タイプI) の起動実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※7：ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※8：注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1. 4. 20 図 低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却 タイムチャート



\*1: 同時使用は考慮しない  
 \*2: 自主発電設備  
 \*3: 海水水源とした補給は行わない  
 \*4: シェアラウト内炉心上部より注水

第1.4.21 図 ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ <sup>#1</sup>	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
③ <sup>#2</sup>	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
③ <sup>#3</sup>	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
⑤ <sup>#1</sup>	FW 系連絡第一弁	P13-M0-F190	中央制御室
⑤ <sup>#2</sup>	FW 系連絡第二弁	P13-M0-F191	中央制御室
⑥ <sup>a</sup>	RHR ヘッドスブレイ注入隔離弁	E11-M0-F021	中央制御室
⑥ <sup>b</sup>	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004A	中央制御室
⑧ <sup>a</sup> ⑧ <sup>b</sup>	RHR ヘッドスブレイライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062A	中央制御室

#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弁があることを示す。

#### 第 1.4.21 図 ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却 概要図 (2/2)

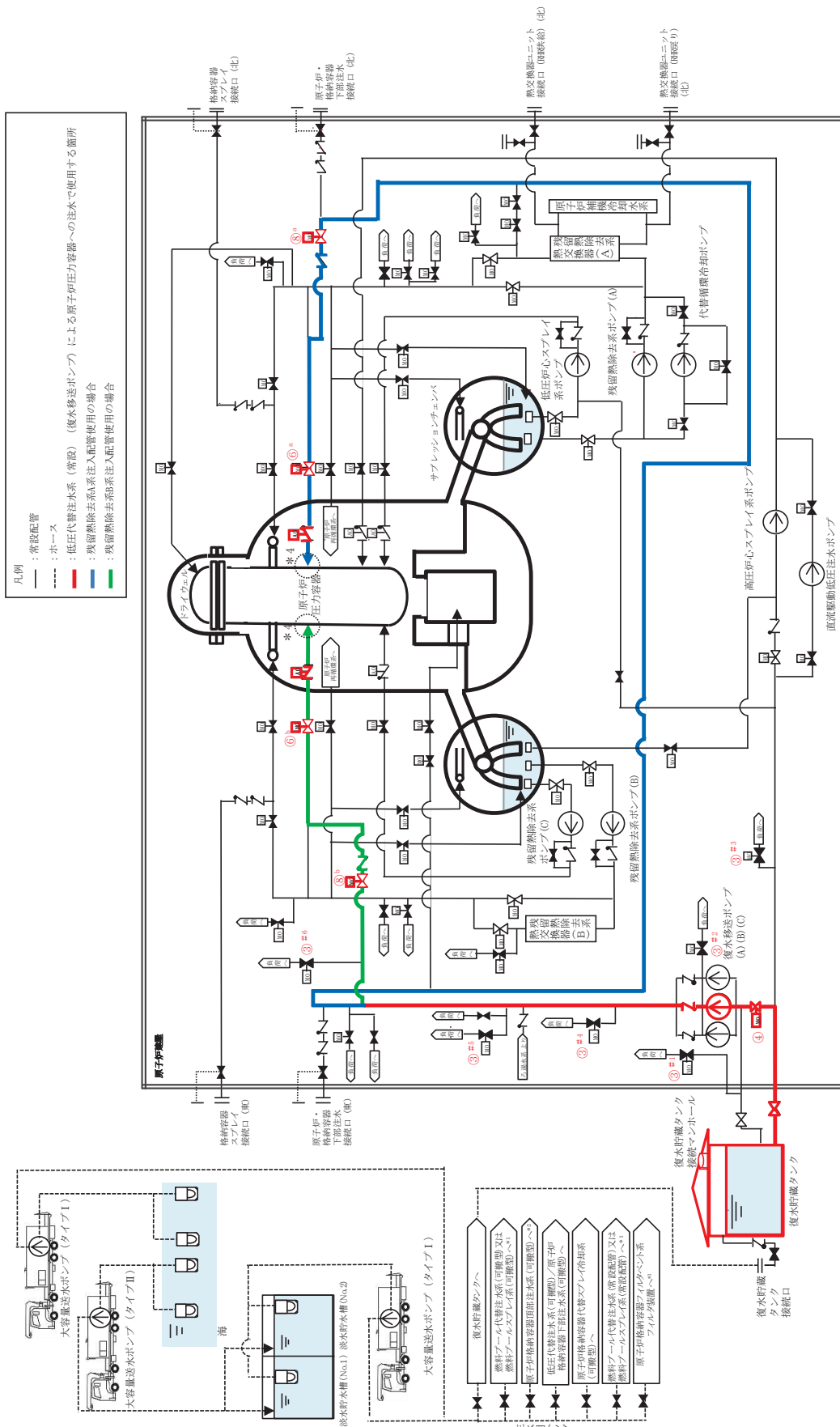


手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70					
ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却	中央制御室運転員A	20分 残存溶融炉心の冷却										操作手順	
		電源確認※1											
	1		系統構成, ポンプ起動※2										③~⑥, ⑧

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.4.22 図 ろ過水ポンプによる残存溶融炉心の冷却 タイムチャート



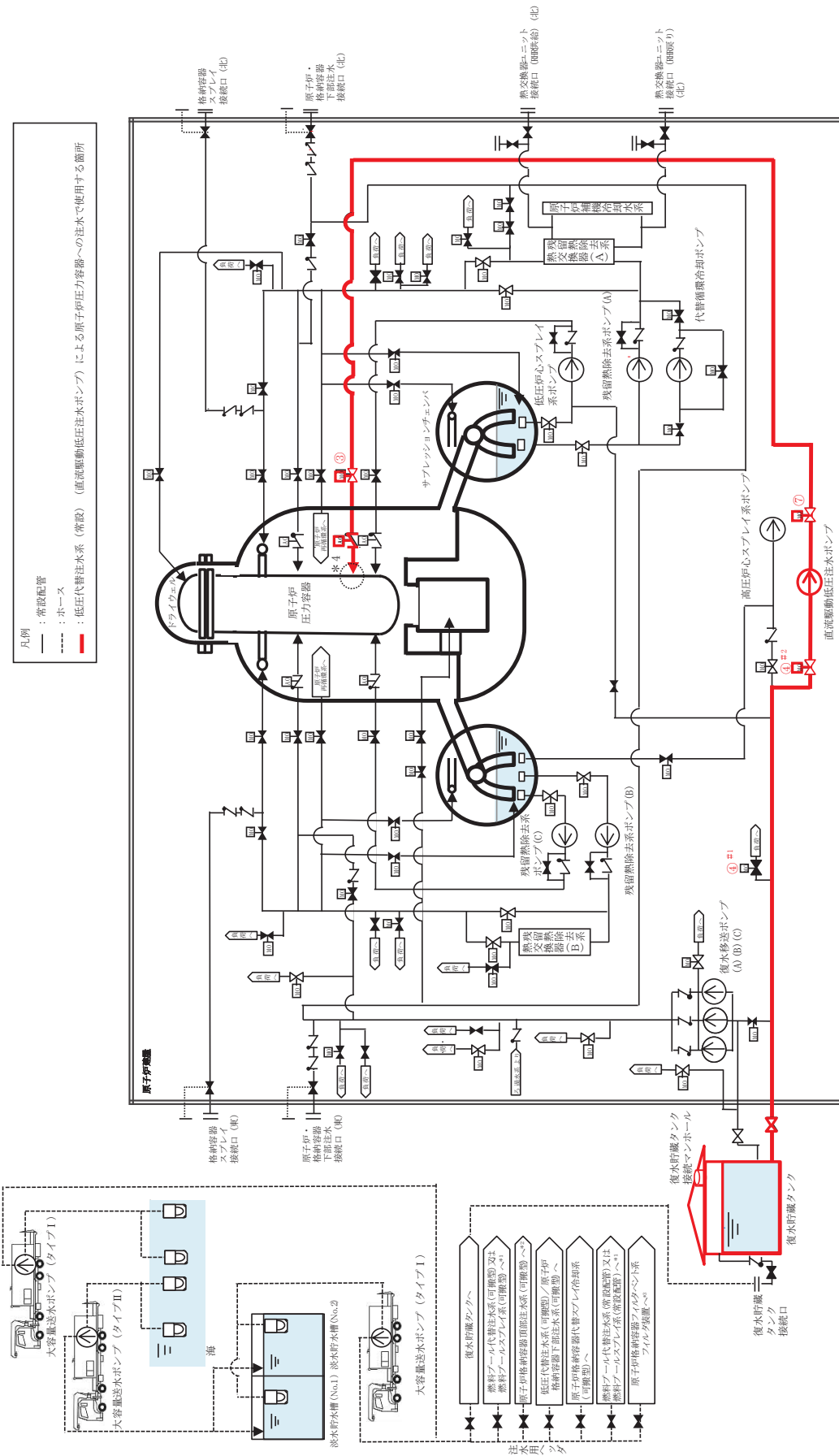
\*1: 同時使用は考慮しない  
 \*2: 自主対策設備  
 \*3: 海水を水源とした補給は行わない  
 \*4: シェアラウド内炉心上部より注水

第 1.4.23 図 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ <sup>#1</sup>	CRD 復水入口弁	P13-M0-F010	中央制御室
③ <sup>#2</sup>	MUWC サンプリング取出止め弁	P13-M0-F022	中央制御室
③ <sup>#3</sup>	FPMUW ポンプ吸込弁	P15-M0-F001	中央制御室
③ <sup>#4</sup>	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
③ <sup>#5</sup>	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
③ <sup>#6</sup>	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
④	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	P13-M0-F073	中央制御室
⑥ <sup>a</sup>	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004A	中央制御室
⑥ <sup>b</sup>	RHR B 系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004B	中央制御室
⑧ <sup>a</sup>	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062A	中央制御室
⑧ <sup>b</sup>	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062B	中央制御室

#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弁があることを示す。

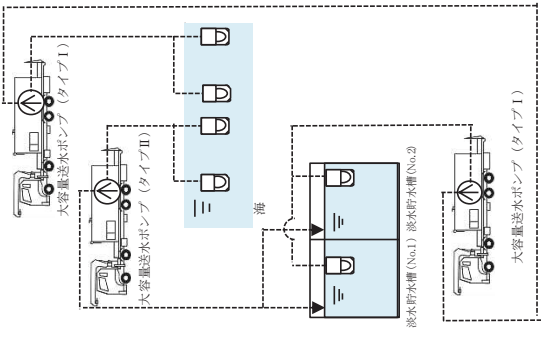
#### 第 1.4.23 図 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水 概要図（2/2）



凡例  
 — : 常設配管  
 - - - : ホース  
 — (Red) : 低圧代替注水系 (常設) (直流通動低圧注水ポンプ) による原子炉圧力容器への注水で使用する箇所

- \* 1: 同時使用は考慮しない
- \* 2: 自主対策設備
- \* 3: 海水水源とした補給は行わない
- \* 4: シェアラウド内炉心上部より注水

第 1. 4. 24 図 低圧代替注水系 (常設) (直流通動低圧注水ポンプ) による原子炉圧力容器への注水 概要図 (1/2)

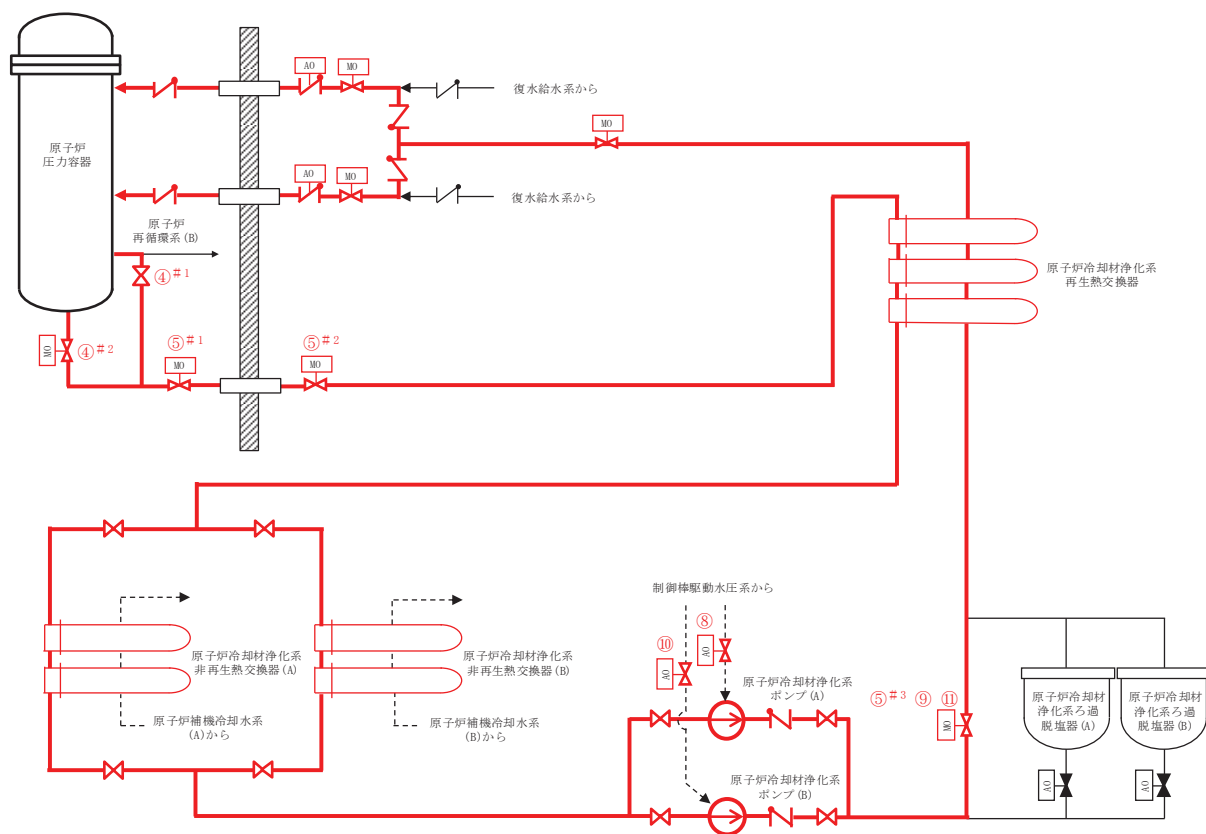


- 復水貯蔵タンクへ
- 燃料プール代替注水系(可搬型) 又は
- 燃料プールスプレー系(可搬型) へ\*
- 原子炉格納容器上部注水系(可搬型) へ\*
- 低圧代替注水系(可搬型)/原子炉
- 格納容器下部注水系(可搬型) へ
- 原子炉格納容器代替スプレー(冷却系
- 可搬型) へ\*
- 燃料プール代替注水系(常設配管) 又は
- 燃料プールスプレー系(常設配管) へ\*
- 原子炉格納容器フィルターシステム系
- フィルタ設置 へ\*

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③	HPCS 注入隔離弁	E22-MO-F003	原子炉建屋 地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)
④ <sup>#1</sup>	FPMUW ポンプ吸込弁	P15-MO-F001	中央制御室
④ <sup>#2</sup>	直流駆動低圧注水ポンプ吸込弁	E71-MO-F002	中央制御室
⑦	直流駆動低圧注水系流量調整弁	E71-MO-F005	中央制御室

#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弁があることを示す。

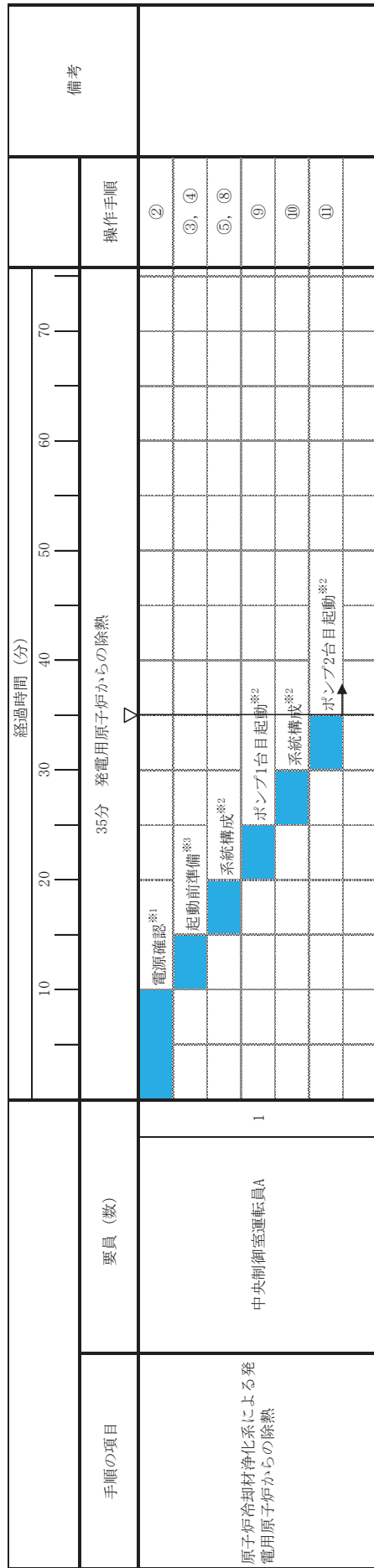
#### 第 1.4.24 図 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) による原子炉圧力容器への注水 概要図 (2/2)



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
④ #1	CUW 入口ライン元弁	G31-F001	中央制御室
④ #2	CUW ボトムドレンライン元弁	G31-M0-F024	中央制御室
⑤ #1	CUW 入口ライン第一隔離弁	G31-M0-F002	中央制御室
⑤ #2	CUW 入口ライン第二隔離弁	G31-M0-F003	中央制御室
⑤ #3 ⑨ ⑪	CUW ろ過脱塩装置バイパス弁	G31-M0-F025	中央制御室
⑧	CUW ポンプ (A) パージライン止め弁	G31-A0-F032A	中央制御室
⑩	CUW ポンプ (B) パージライン止め弁	G31-A0-F032B	中央制御室

#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弁があることを示す。

第 1.4.25 図 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱 概要図

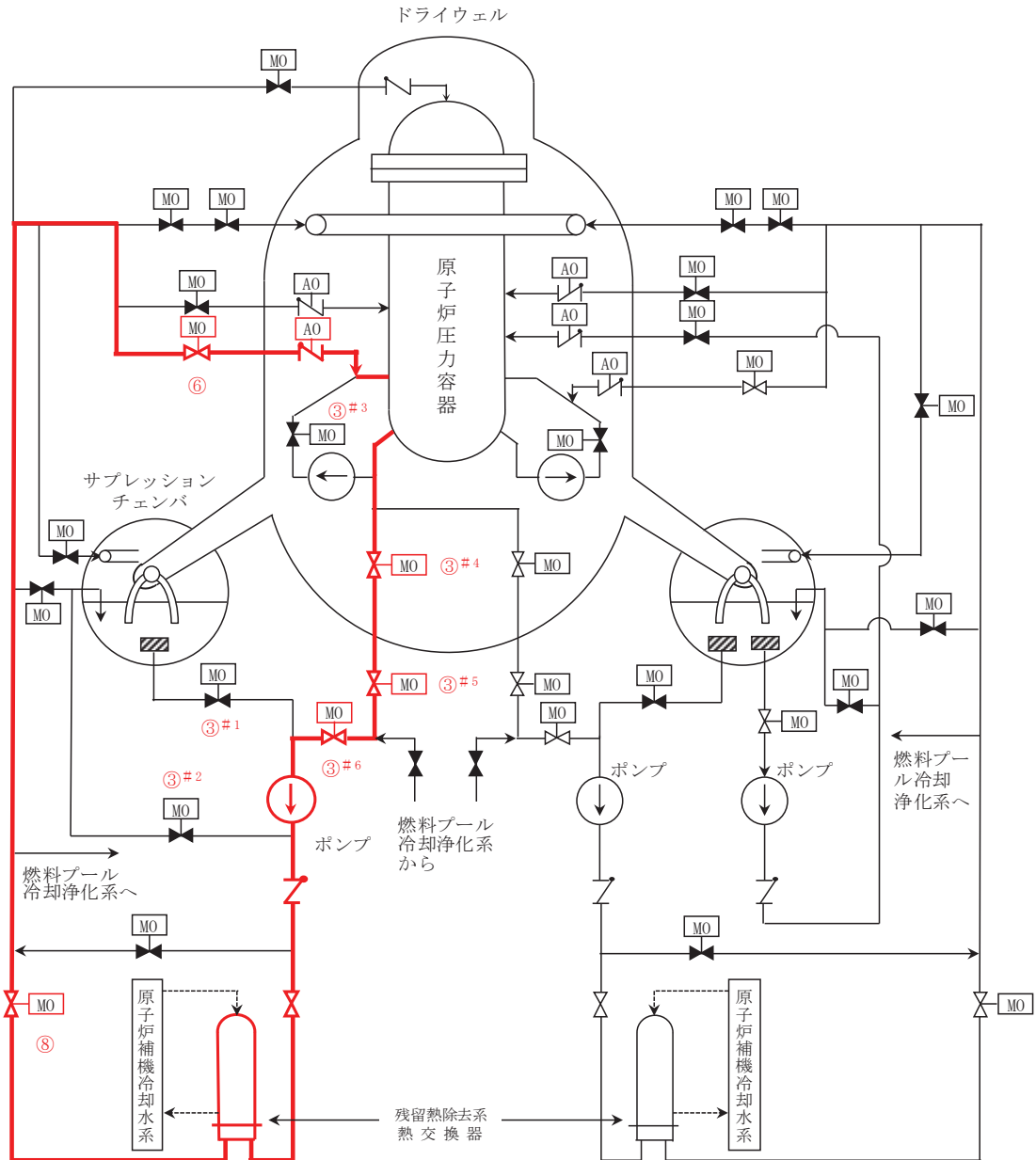


※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※3：機器の操作時間に見込んだ時間

第 1. 4. 26 図 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱 タイムチャート



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③#1	RHR ポンプ(A) S/C 吸込弁	E11-MO-F001A	中央制御室
③#2	RHR ポンプ(A) ミニマムフロー弁	E11-MO-F024A	中央制御室
③#3	原子炉再循環ポンプ(A) 吐出弁	B32-MO-F002A	中央制御室
③#4	RHR A系停止時冷却吸込第一隔離弁	E11-MO-F015A	中央制御室
③#5	RHR A系停止時冷却吸込第二隔離弁	E11-MO-F016A	中央制御室
③#6	RHR ポンプ(A) 停止時冷却吸込弁	E11-MO-F017A	中央制御室
⑥	RHR A系停止時冷却注入隔離弁	E11-MO-F018A	中央制御室
⑧	RHR 熱交換器(A) 出口弁	E11-MO-F008A	中央制御室

#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弁があることを示す。

第 1.4.27 図 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱 概要図



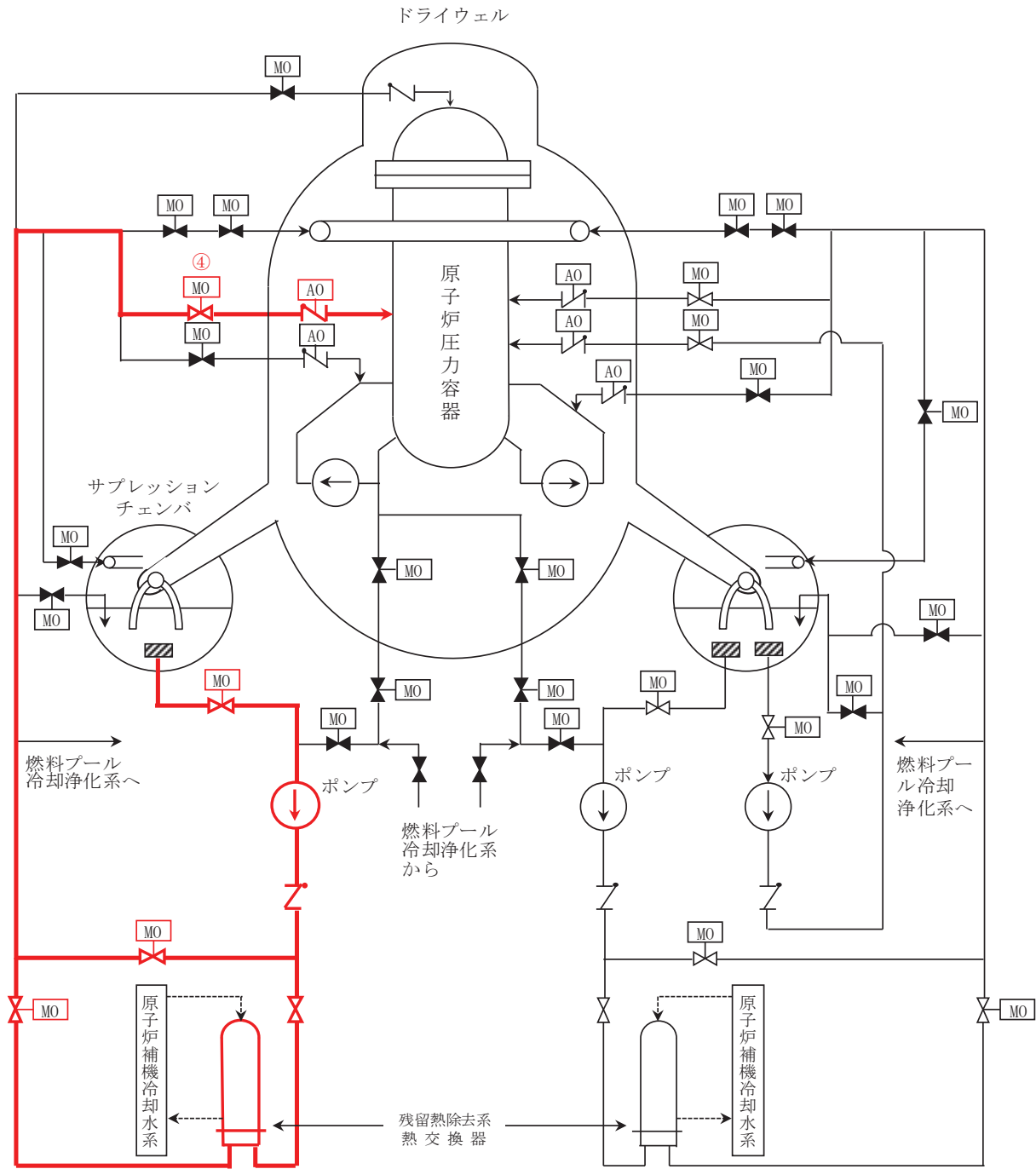
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考		
		10	20	30	40	50	60	70						
残留熱除去系電源復旧後の 発電用原子炉からの除熱	中央制御室運転員A 1	30分 発電用原子炉からの除熱										操作手順		
		電源確認※1												②
		系統構成※2												③
		弁自動閉防止措置※3												④
		ポンプ起動※2												⑥

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

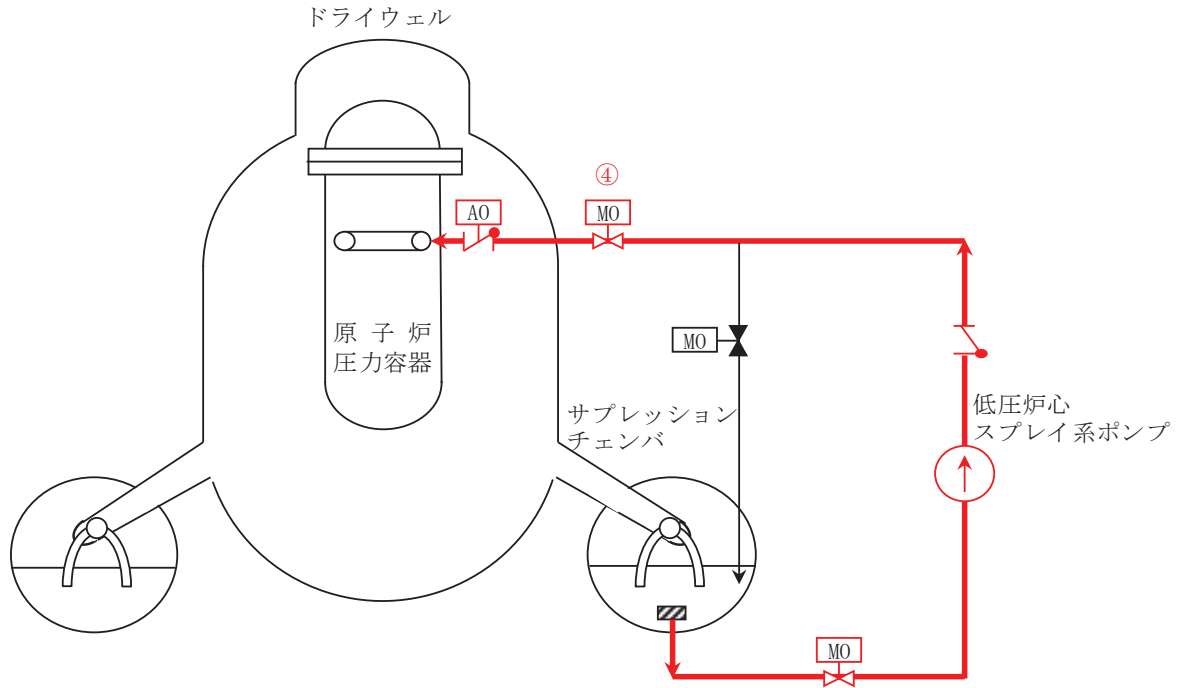
※3：機器の操作時間に見込んだ時間

第 1.4.28 図 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱 タイムチャート



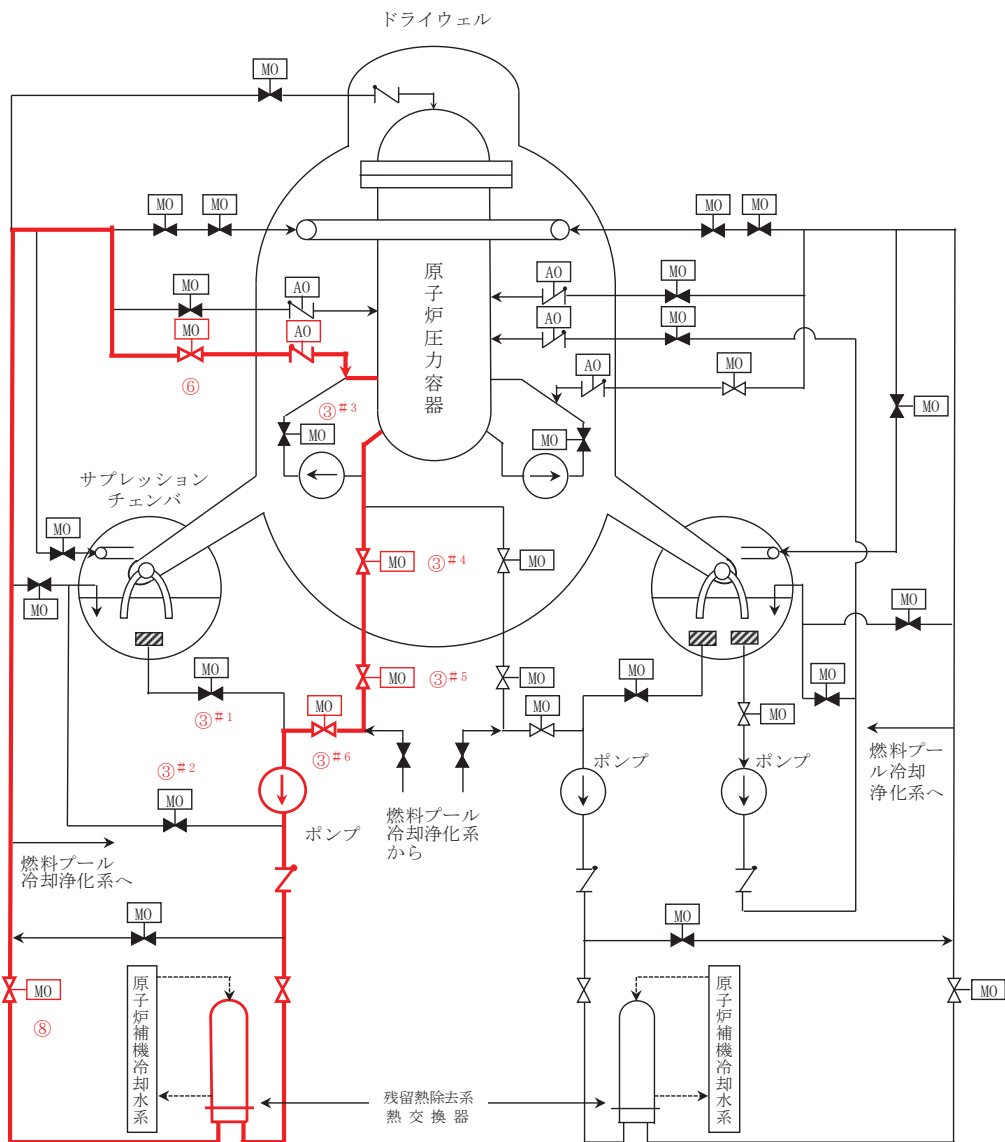
操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
④	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	E11-MO-F004A	中央制御室

第 1. 4. 29 図 残留熱除去系（低圧注水モード）による  
原子炉圧力容器への注水 概要図



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
④	LPCS 注入隔離弁	E21-M0-F003	中央制御室

第 1. 4. 30 図 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 概要図

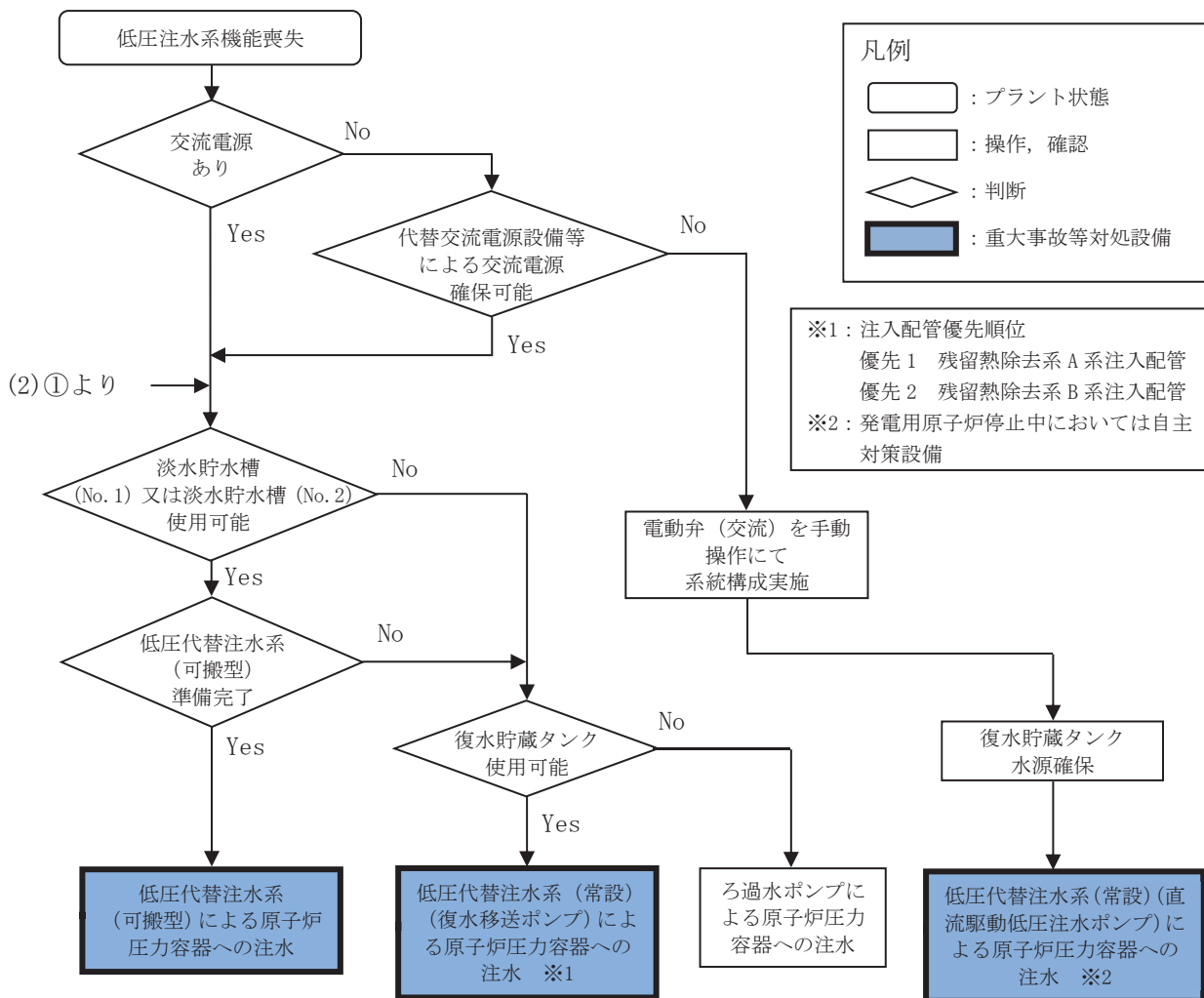


操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ #1	RHR ポンプ (A) S/C 吸込弁	E11-MO-F001A	中央制御室
③ #2	RHR ポンプ (A) ミニマムフロー弁	E11-MO-F024A	中央制御室
③ #3	原子炉再循環ポンプ (A) 吐出弁	B32-MO-F002A	中央制御室
③ #4	RHR A 系停止時冷却吸込第一隔離弁	E11-MO-F015A	中央制御室
③ #5	RHR A 系停止時冷却吸込第二隔離弁	E11-MO-F016A	中央制御室
③ #6	RHR ポンプ (A) 停止時冷却吸込弁	E11-MO-F017A	中央制御室
⑥	RHR A 系停止時冷却注入隔離弁	E11-MO-F018A	中央制御室
⑧	RHR 熱交換器 (A) 出口弁	E11-MO-F008A	中央制御室

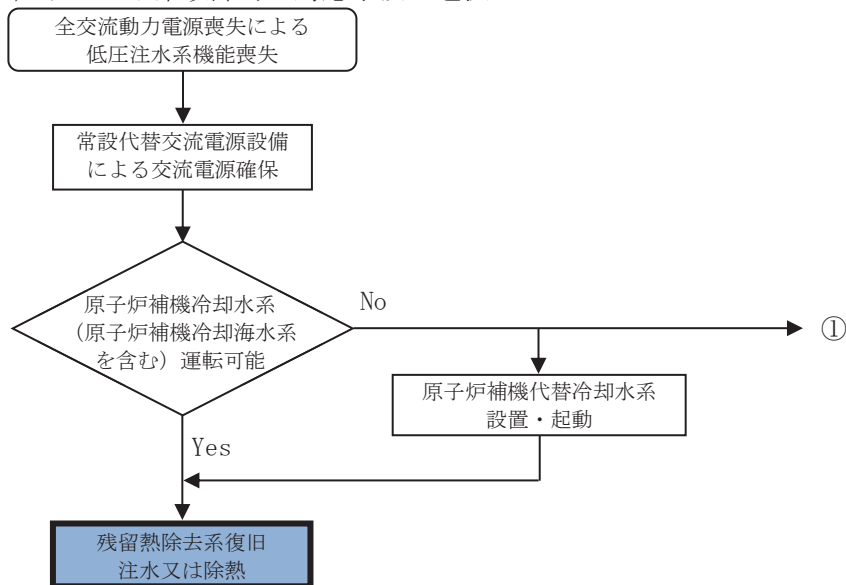
#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

第 1. 4. 31 図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による  
発電用原子炉からの除熱 概要図

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択

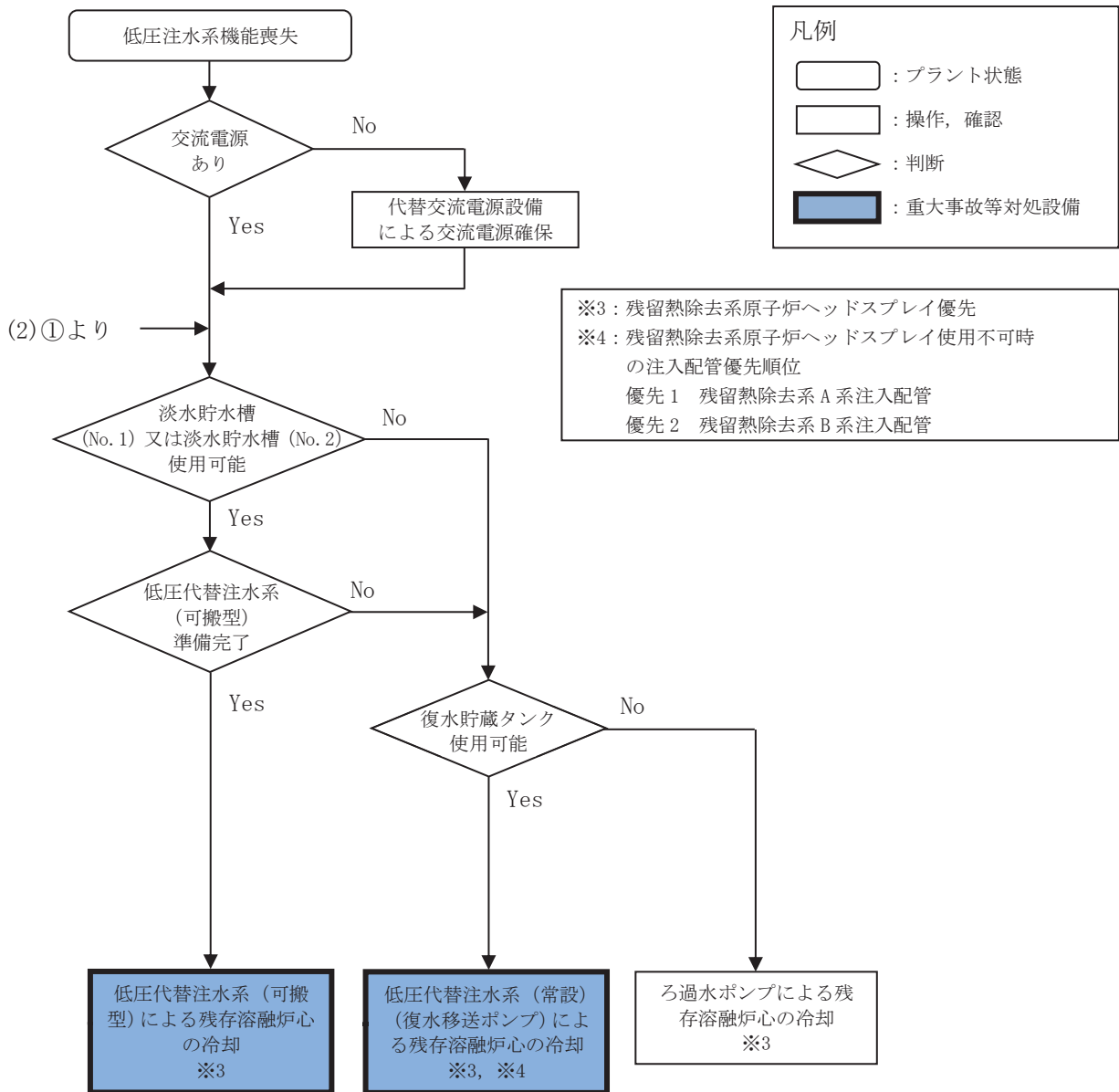


(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第 1. 4. 32 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)

(3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手段の選択



第 1. 4. 32 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（1.4）	番号	設置許可基準規則（47条）	技術基準規則（62条）	番号
<b>【本文】</b> 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	<b>【本文】</b> 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。	<b>【本文】</b> 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を施設しなければならない。	④
<b>【解釈】</b> 1「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	—	<b>【解釈】</b> 1 第47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	<b>【解釈】</b> 1 第62条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	—
(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却 a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。	②	(1) 重大事故防止設備 a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。	(1) 重大事故防止設備 a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。	⑤
(2) 復旧 a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。	③	b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。	b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。	⑥
—	—	c) 上記a)及びb)の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。	c) 上記a)及びb)の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。	⑦

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

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

※3：発電用原子炉停止中においては自主対策設備とする。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/6）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用 可能か	対応可能な人数で 使用可能か	備考
原子炉の冷却 モード）による 残熱除去系（低圧注水 発電用	残留熱除去系ポンプ	既設	① ④	—	—	—	—	—	—
	サブプレッションチェンバ	既設							
	残留熱除去系 配管・弁・ストレナ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	低圧炉心スプレイ系ポンプ	既設							
サブプレッションチェンバ	既設								
低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレナ・スパージャ	既設								
原子炉圧力容器	既設								
原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設								
非常用交流電源設備	既設								
冷却モード）による 残熱除去系（原子炉停止時 原子炉からの除熱	残留熱除去系ポンプ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系配管・弁	既設							
	原子炉再循環系配管・ジェットポンプ	既設							
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設							
	非常用交流電源設備	既設							

- ※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）
- ※2：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。
- ※3：発電用原子炉停止中においては自主対策設備とする。



審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3/6）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応 手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用 可能か	対応可能な人数で 使用可能か	備考
低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による発電用原子炉の冷却	復水移送ポンプ	既設	① ④ ⑥ ⑦	—	—	—	—	—	—
	復水貯蔵タンク	既設							
	補給水系 配管・弁	既設 新設							
	残留熱除去系 配管・弁	既設							
	高圧炉心スプレイ系 配管・弁	既設 新設							
	燃料プール補給水系 弁	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	非常用交流電源設備	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							
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設							
代替所内電気設備	新設								
低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による発電用原子炉の冷却	直流駆動低圧注水ポンプ	新設	① ④ ⑥ ⑦	低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による発電用原子炉の冷却 ※3	直流駆動低圧注水ポンプ	常設	35分	3名	自主対策とする理由は本文参照
	復水貯蔵タンク	既設			復水貯蔵タンク	常設			
	補給水系 配管	既設			補給水系 配管	常設			
	直流駆動低圧注水系 配管・弁	新設			直流駆動低圧注水系 配管・弁	常設			
	高圧炉心スプレイ系 配管・弁・スパージャ	既設			高圧炉心スプレイ系 配管・弁・スパージャ	常設			
	燃料プール補給水系 弁	既設			燃料プール補給水系 弁	常設			
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設			
	常設代替直流電源設備	既設			常設代替直流電源設備	常設			
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設			所内常設蓄電式直流電源設備	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			可搬型代替交流電源設備	常設 可搬			

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）  
 ※2：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。  
 ※3：発電用原子炉停止中においては自主対策設備とする。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/6）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用 可能か	対応可能な人数で 使用可能か	備考
低圧代替注水系（可搬型）による 発電用原子炉の冷却	大容量送水ポンプ（タイプⅠ）	新設	① ② ④ ⑤ ⑦	—	—	—	—	—	—
	淡水貯水槽（No.1）※1	新設							
	淡水貯水槽（No.2）※1	新設							
	ホース延長回収車	新設							
	ホース・注水用ヘッド・接続口	新設							
	補給水系 配管・弁	既設 新設							
	残留熱除去系 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							
	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							
	代替所内電気設備	新設							
燃料補給設備	既設 新設								
—	—	—	—	ろ過水ポンプによる 発電用原子炉の冷却	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 代替所内電気設備	常設 常設 常設 常設 常設 常設 常設 可搬 常設	20分	1名	自主対策とする理由は 本文参照
常設代替注水モード（低圧注水の復旧）による 残留熱除去系	残留熱除去系ポンプ	既設	① ③ ④	—	—	—	—	—	—
	サブプレッションチェンバ	既設							
	残留熱除去系 配管・弁・ストレナー	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設							
	原子炉補機代替冷却水系	新設							
常設代替交流電源設備	新設								

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）  
 ※2：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。  
 ※3：発電用原子炉停止中においては自主対策設備とする。

審査基準，基準規則と対応設備との対応表（5/6）

■：重大事故等対応設備      ■：重大事故等対応設備（設計基準拡張）

重大事故等対応設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用 可能か	対応可能な人数で 使用可能か	備考
低圧代替注水系（常設） 残存溶解炉心（復水移送ポンプ）による	復水移送ポンプ	既設	① ④	低圧代替注水系（常設） 残存溶解炉心（復水移送ポンプ）による	復水移送ポンプ	常設	20分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	復水貯蔵タンク	既設			復水貯蔵タンク	常設			
	補給水系 配管・弁	既設 新設			補給水系 配管・弁	常設			
	残留熱除去系 配管・弁	既設			残留熱除去系原子炉ヘッドスプレー 配管・弁	常設			
	高圧炉心スプレー系 配管・弁	既設 新設			高圧炉心スプレー系 配管・弁	常設			
	燃料プール補給水系 弁	既設			燃料プール補給水系 弁	常設			
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			可搬型代替交流電源設備	常設 可搬			
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設			所内常設蓄電式直流電源設備	常設			
代替所内電気設備	新設	代替所内電気設備	常設						
低圧代替注水系（可搬型） 残存溶解炉心（可搬型）による	大容量送水ポンプ（タイプI）	新設	① ④	低圧代替注水系（可搬型） 残存溶解炉心（可搬型）による	大容量送水ポンプ（タイプI）	可搬	385分	10名	自主対策とする理由は本文参照
	淡水貯水槽（No.1）※1	新設			淡水貯水槽（No.1）※1	常設			
	淡水貯水槽（No.2）※1	新設			淡水貯水槽（No.2）※1	常設			
	ホース延長回収車	新設			ホース延長回収車	可搬			
	ホース・注水用ヘッド・接続口	新設			ホース・注水用ヘッド・接続口	可搬			
	補給水系 配管・弁	既設 新設			補給水系 配管・弁	常設			
	残留熱除去系 配管・弁	既設			残留熱除去系原子炉ヘッドスプレー 配管・弁	常設			
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			可搬型代替交流電源設備	常設 可搬			
	代替所内電気設備	新設			代替所内電気設備	常設			
燃料補給設備	既設 新設	燃料補給設備	常設 可搬						

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）  
 ※2：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。  
 ※3：発電用原子炉停止中においては自主対策設備とする。

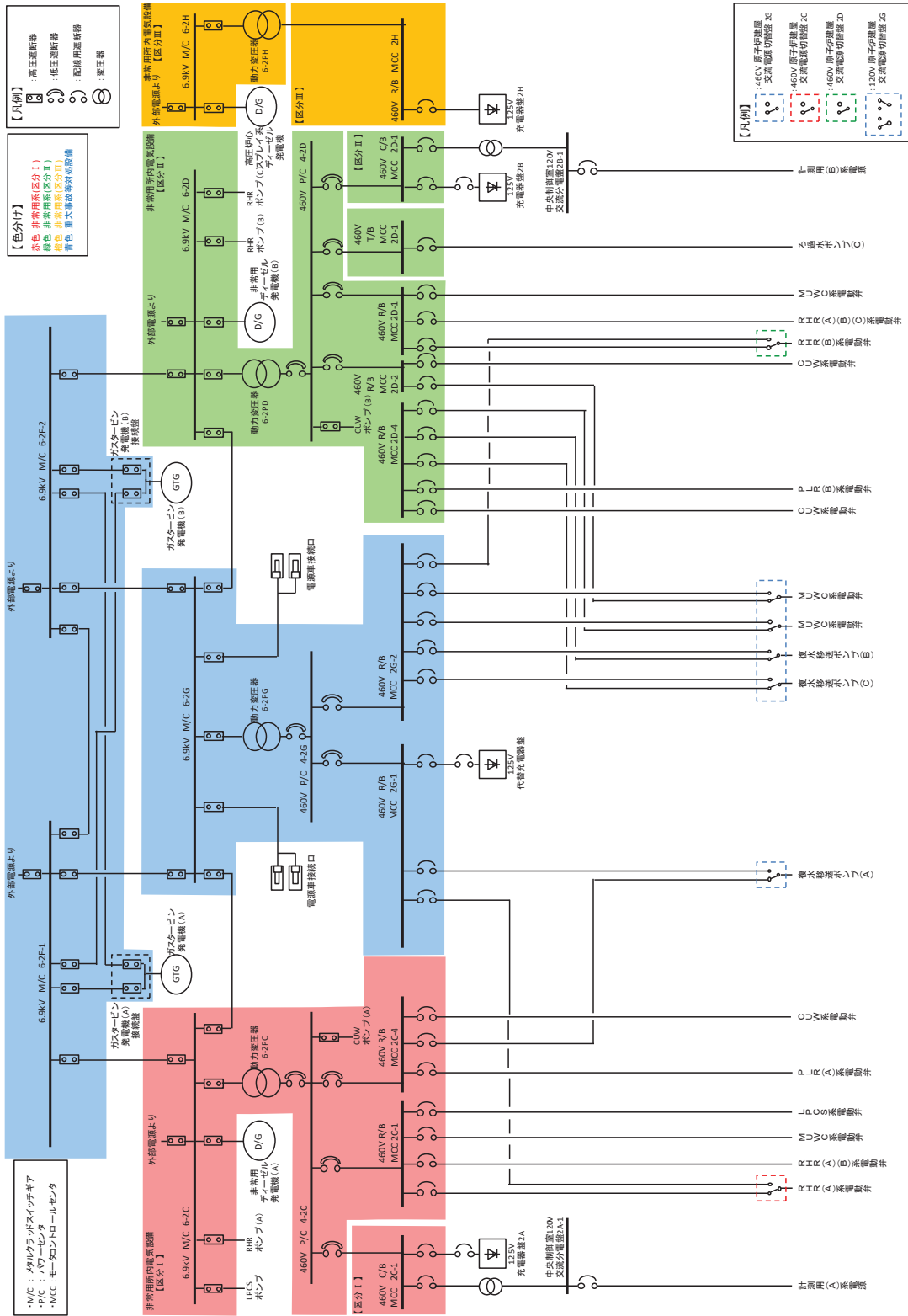
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6/6）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

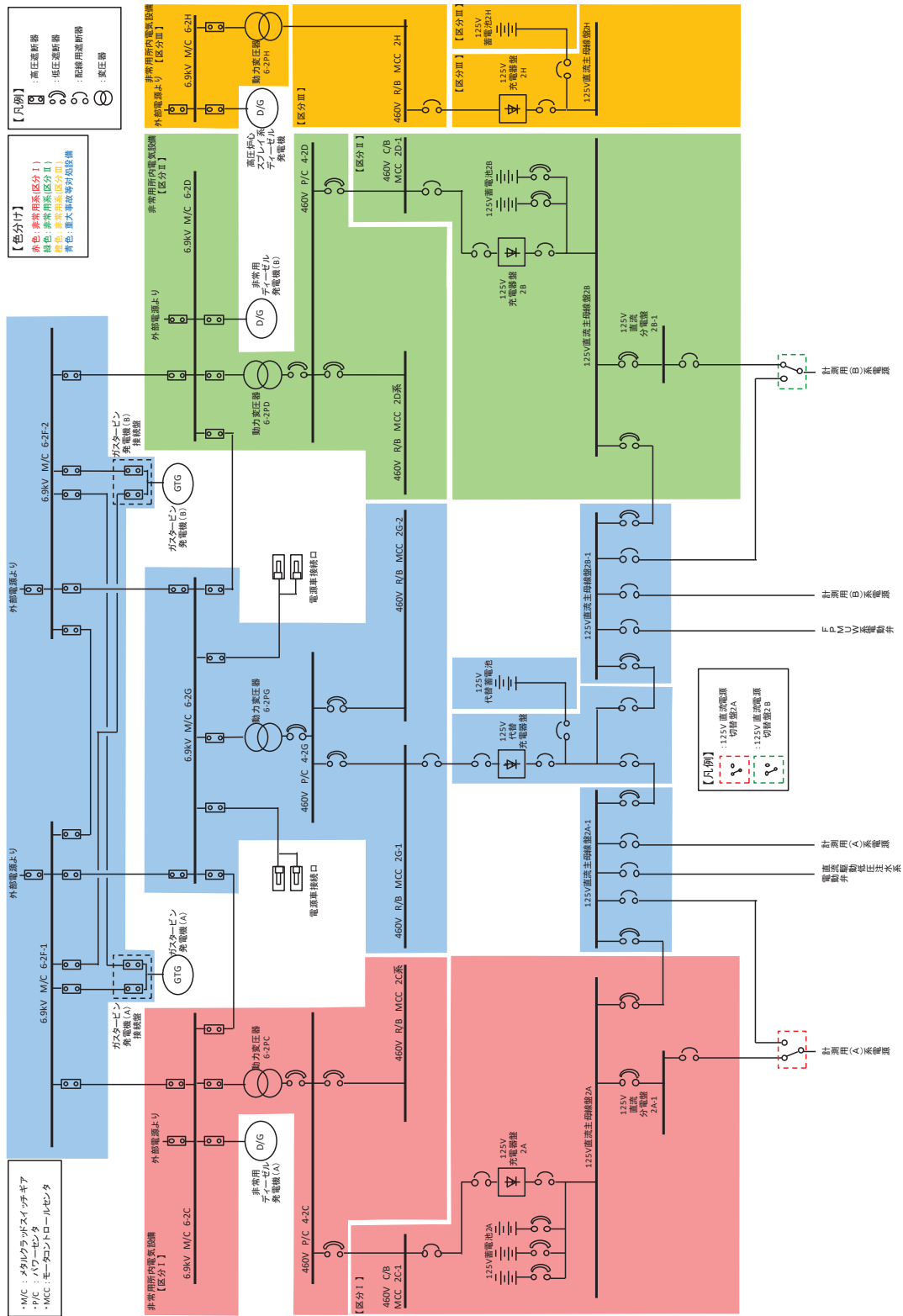
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用 可能か	対応可能な人数で 使用可能か	備考
—	—	—	—	ろ過水ポンプの冷却	ろ過水ポンプ	常設	20分	1名	自主対策とする理由は本文参照
					ろ過水タンク	常設			
					ろ過水系 配管・弁	常設			
					補給水系 配管・弁	常設			
					残留熱除去系 配管・弁	常設			
					残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ 配管・弁	常設			
					原子炉圧力容器	常設			
					常設代替交流電源設備	常設			
					可搬型代替交流電源設備	常設可搬			
				代替所内電気設備	常設				
—	—	—	—	原子炉冷却材浄化系からの除熱	原子炉冷却材浄化系ポンプ	常設	35分	1名	自主対策とする理由は本文参照
					原子炉圧力容器	常設			
					原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器	常設			
					原子炉再循環系 配管	常設			
					原子炉冷却材浄化系 配管・弁	常設			
					復水給水系 配管・弁・スパージャ	常設			
					原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	常設			
					非常用交流電源設備	常設			
				常設代替交流電源設備	常設				
常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧	残留熱除去系ポンプ	既設	① ③ ④	—	—	—	—	—	—
	原子炉圧力容器	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系配管・弁	既設							
	原子炉再循環系配管・ジェットポンプ	既設							
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設							
	原子炉補機代替冷却水系	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							

- ※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）
- ※2：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管を含むこととする。
- ※3：発電用原子炉停止中においては自主対策設備とする。

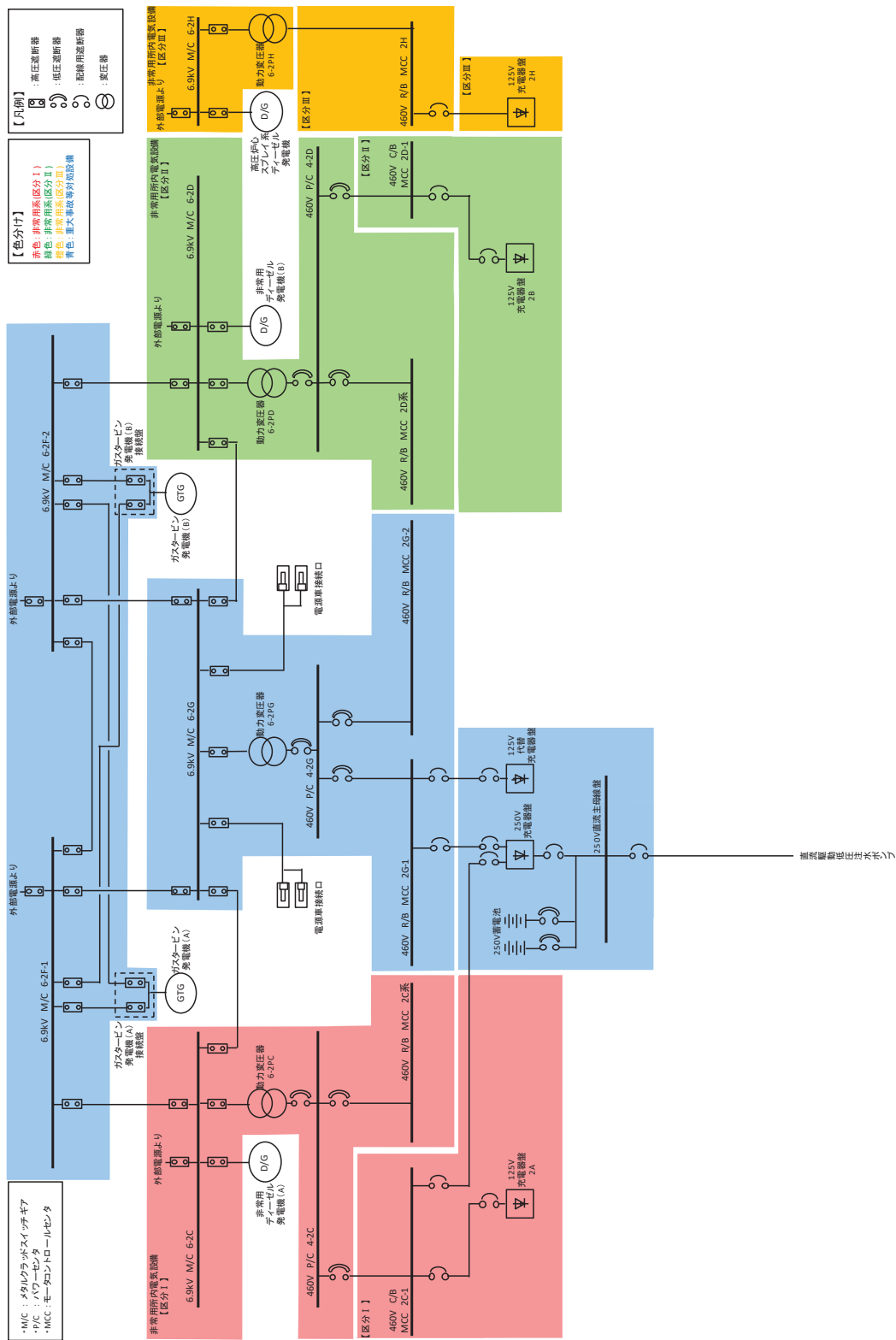
対応手段として選定した設備の電源構成図



第1図 電源構成図 (交流電源)



第2図 電源構成図(直流電源)



第3図 電源構成図 (直流電源)

## 重大事故等対策の成立性

## 1. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

## (1) 大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水準備及び送水

## a. 操作概要

発電所対策本部は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置場所並びにホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

現場では、指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設及び接続を実施し、大容量送水ポンプ（タイプ I）により送水する。

## b. 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺，原子炉建屋周辺）

## c. 必要要員数及び時間

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設及び接続に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数 : 9名（重大事故等対応要員）

想定時間 : 380分（訓練実績等）

## d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、夜間における作業性を確保している。

放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：注水用ヘッダの運搬及びホースの敷設は、ホース延長回収車を使用することから、容易に実施可能である。

大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。

また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として、電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下



において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。



大容量送水ポンプ（タイプ I）



ホース敷設，接続



注水用ヘッダへのホース接続



大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動

## 2. 低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

### (1) 現場での系統構成

#### a. 操作概要

全交流動力電源喪失時において、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水が行えるよう、手動にて HPCS 注入隔離弁を全開し、系統構成を実施する。

#### b. 作業場所

原子炉建屋 地下 1 階（原子炉建屋原子炉棟内）

#### c. 必要要員数及び時間

低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水のうち、現場での系統構成に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：2 名（現場運転員 2 名）

想定時間：30 分（訓練実績等）

#### d. 操作の成立性について

作業環境：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、暗闇における作業性を確保している。

放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、暗闇においてもアクセス可能である。

また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

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



HPCS 注入隔離弁

解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

	手順	判断基準記載内容	解釈
1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水	(a) 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水 i. 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉圧力容器への注水 (a) 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水 ii. 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水ポンプ)による原子炉圧力容器への注水 (b) 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水 (c) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水	原子炉水位(狭帯域)等にて原子炉水位低(レベル3)  原子炉水位(狭帯域)等にて原子炉水位低(レベル3)
1.4.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順	(1) 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉圧力容器への注水 (2) 低圧炉心スプレイスによる原子炉圧力容器への注水 (3) 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱		原子炉水位(狭帯域)等にて原子炉水位低(レベル3) 原子炉水位(狭帯域)等にて原子炉水位低(レベル3) 原子炉水位(狭帯域)等にて原子炉水位低(レベル3) 原子炉水位(狭帯域)等にて原子炉水位低(レベル3) 原子炉水位(狭帯域)等にて原子炉水位低(レベル3) 原子炉圧力指示値が <input type="text"/> 以下

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧 (1/2)

手順		手順記載内容	解釈
1. 4. 2. 1 発電用原子炉運転中における対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水	(a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 i. 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ出口圧力指示値が [ ] 以上 残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量指示値が最大 199m <sup>3</sup> /h 程度 残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量指示値が最大 176m <sup>3</sup> /h 程度 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量指示値が 82m <sup>3</sup> /h 程度
		(a) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 ii. 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水ポンプ) による原子炉圧力容器への注水	
		(b) 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (c) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水	残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量指示値が最大 199m <sup>3</sup> /h 程度 残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量指示値が 70m <sup>3</sup> /h 程度
(2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧	(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力指示値が規定値以上 残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量指示値の上昇	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力指示値が [ ] 以上 残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量指示値が 1160m <sup>3</sup> /h 程度まで上昇
(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水	(a) 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による残存溶融炉心の冷却	復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上	復水移送ポンプ出口圧力指示値が [ ] 以上

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧 (2/2)

手順		操作手順記載内容		解釈	
1. 4. 2. 2 発電原子炉停止中における対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水	(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 i. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上	復水移送ポンプ出口圧力指示値が [ ] 以上	
	(1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱	(a) 原子炉冷却材浄化系による発電用原子炉からの除熱	CUW 入口流量指示値の上昇	CUW 入口流量指示値が [ ] 程度	
1. 4. 2. 3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順	(2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧	(a) 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱	原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下 残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量指示値の上昇	原子炉圧力指示値が [ ] 以下 残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量指示値が 1160m <sup>3</sup> /h 程度まで上昇	
	(1) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水	-	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力指示値が規定値以上 残留熱除去系 (A) 出口流量指示値の上昇	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力指示値が [ ] 以上 残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量指示値が 1160m <sup>3</sup> /h 程度まで上昇	
	(2) 低圧炉心スプレイスによる原子炉圧力容器への注水	-	低圧炉心スプレイスポンプ出口圧力指示値が規定値以上 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量指示値の上昇	低圧炉心スプレイスポンプ出口圧力指示値が [ ] 以上 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量指示値が [ ] 程度まで上昇	
	(3) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱	-	原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下 残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量指示値の上昇	原子炉圧力指示値が [ ] 以下 残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量指示値が 1160m <sup>3</sup> /h 程度まで上昇	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3. 弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
P13-M0-F010	CRD 復水入口弁	中央制御室
P13-M0-F022	MUWC サンプリング取出止め弁	中央制御室
P15-M0-F001	FPMUW ポンプ吸込弁	中央制御室
P13-M0-F070	T/B 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-M0-F071	R/B B1F 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-M0-F171	R/B 1F 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-M0-F073	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	中央制御室
E11-M0-F004A	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	中央制御室
E11-M0-F004B	RHR B 系 LPCI 注入隔離弁	中央制御室
E11-M0-F004C	RHR C 系 LPCI 注入隔離弁	中央制御室
E11-M0-F062A	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F062B	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	中央制御室
E22-M0-F003	HPCS 注入隔離弁	原子炉建屋 地下 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)
E71-M0-F002	直流駆動低圧注水ポンプ吸込弁	中央制御室
E71-M0-F005	直流駆動低圧注水系流量調整弁	中央制御室
P70-D001-4	原子炉・格納容器下部注水弁	屋外
P13-F172	緊急時原子炉北側外部注水入口弁	屋外
P13-F175	緊急時原子炉東側外部注水入口弁	屋外
P13-M0-F190	FW 系連絡第一弁	中央制御室
P13-M0-F191	FW 系連絡第二弁	中央制御室
E11-M0-F010A	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F010B	RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F009A	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F009B	RHR B 系格納容器スプレイ流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F011A	RHR A 系 S/C スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F011B	RHR B 系 S/C スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F021	RHR ヘッドスプレイ注入隔離弁	中央制御室
E11-M0-F001A	RHR ポンプ(A) S/C 吸込弁	中央制御室
E11-M0-F001B	RHR ポンプ(B) S/C 吸込弁	中央制御室
E11-M0-F024A	RHR ポンプ(A) ミニマムフロー弁	中央制御室
E11-M0-F024B	RHR ポンプ(B) ミニマムフロー弁	中央制御室
B32-M0-F002A	原子炉再循環ポンプ(A) 吐出弁	中央制御室
B32-M0-F002B	原子炉再循環ポンプ(B) 吐出弁	中央制御室
E11-M0-F015A	RHR A 系停止時冷却吸込第一隔離弁	中央制御室
E11-M0-F015B	RHR B 系停止時冷却吸込第一隔離弁	中央制御室
E11-M0-F016A	RHR A 系停止時冷却吸込第二隔離弁	中央制御室
E11-M0-F016B	RHR B 系停止時冷却吸込第二隔離弁	中央制御室
E11-M0-F017A	RHR ポンプ(A) 停止時冷却吸込弁	中央制御室
E11-M0-F017B	RHR ポンプ(B) 停止時冷却吸込弁	中央制御室
E11-M0-F018A	RHR A 系停止時冷却注入隔離弁	中央制御室
E11-M0-F018B	RHR B 系停止時冷却注入隔離弁	中央制御室
E11-M0-F008A	RHR 熱交換器(A) 出口弁	中央制御室
E11-M0-F008B	RHR 熱交換器(B) 出口弁	中央制御室
E21-M0-F003	LPCS 注入隔離弁	中央制御室
G31-F001	CUW 入口ライン元弁	中央制御室
G31-M0-F024	CUW ボトムドレンライン元弁	中央制御室
G31-M0-F002	CUW 入口ライン第一隔離弁	中央制御室
G31-M0-F003	CUW 入口ライン第二隔離弁	中央制御室
G31-M0-F025	CUW ろ過脱塩装置バイパス弁	中央制御室
G31-A0-F032A	CUW ポンプ(A) パージライン止め弁	中央制御室
G31-A0-F032B	CUW ポンプ(B) パージライン止め弁	中央制御室

## 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

### < 目次 >

#### 1.6.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

##### a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備

##### (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

##### i. 原子炉格納容器代替スプレイ

##### ii. 重大事故等対処設備

##### (b) サポート系故障時の対応手段及び設備

##### i. 復旧

##### ii. 重大事故等対処設備

##### b. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

##### (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

##### i. 原子炉格納容器代替スプレイ

##### ii. 原子炉格納容器除熱

##### iii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### (b) サポート系故障時の対応手段及び設備

##### i. 復旧

##### ii. 重大事故等対処設備

##### c. 手順等

#### 1.6.2 重大事故等時の手順

##### 1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順

##### (1) フロントライン系故障時の対応手順

##### a. 原子炉格納容器代替スプレイ

##### (a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイ

##### (b) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイ

##### b. 重大事故等時の対応手段の選択

##### (2) サポート系故障時の対応手順

##### a. 復旧

##### (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ

##### (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブレーションプールの除熱

##### b. 重大事故等時の対応手段の選択

##### 1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

- (1) フロントライン系故障時の対応手順
    - a. 原子炉格納容器代替スプレイ
      - (a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイ
      - (b) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイ
    - b. 原子炉格納容器除熱
      - (a) ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱
    - c. 重大事故等時の対応手段の選択
  - (2) サポート系故障時の対応手順
    - a. 復旧
      - (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ
      - (b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッションプールの除熱
    - b. 重大事故等時の対応手段の選択
- 1.6.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順
- (1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ
  - (2) 残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）によるサプレッションプールの除熱
- 1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順



添付資料 1.6.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.6.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.6.3 重大事故等対策の成立性

1. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウェル内へのスプレイ

添付資料 1.6.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧
3. 弁番号及び弁名称一覧

## 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

### 【要求事項】

- 1 発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。
- 2 発電用原子炉設置者は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

### 【解釈】

- 1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
  - (1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等
    - a) 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。
  - (2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等
    - a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること。

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッションプール水冷却モード）による冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備を整備する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる対処設備を整備する。

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

## 1.6.1 対応手段と設備の選定

### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる必要がある。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる必要がある。原子炉格納容器内を冷却するための設計基準事故対処設備として、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード）を設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.6.1図）。

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

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十九条及び技術基準規則第六十四条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

### (2) 対応手段と設備の選定の結果

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード）が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系ポンプ
- ・サブプレッションチェンバ
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・スプレー管
- ・原子炉格納容器

- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・非常用交流電源設備

残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系ポンプ
- ・サブプレッションチェンバ
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・原子炉格納容器
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・非常用交流電源設備

機能喪失原因対策分析の結果，フロントライン系故障として，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード）の故障を想定する。また，サポート系故障として，全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障を想定する。

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

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.6.1 表に整理する。

#### a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備

##### (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

##### i. 原子炉格納容器代替スプレイ

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合は，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）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。

##### (i) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ

- ・復水貯蔵タンク
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・スプレイ管
- ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁
- ・燃料プール補給水系 弁
- ・原子炉格納容器
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・代替所内電気設備

(ii) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・淡水貯水槽（No. 1）
- ・淡水貯水槽（No. 2）
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・注水用ヘッド・接続口
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・スプレイ管
- ・原子炉格納容器
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水又は海水も利用できる。

ii. 重大事故等対処設備

原子炉格納容器代替スプレイで使用する設備のうち、復水移送ポンプ、

復水貯蔵タンク，補給水系配管・弁，残留熱除去系配管・弁，スプレイ管，高圧炉心スプレイ系配管・弁，燃料プール補給水系弁，原子炉格納容器，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，代替所内電気設備，大容量送水ポンプ（タイプ I），ホース延長回収車，ホース・注水用ヘッダ・接続口及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は，「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

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

（添付資料 1.6.1）

以上の重大事故等対処設備により，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障した場合においても，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱ができない場合は，「(a) i. 原子炉格納容器代替スプレイ」の手段に加え，常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し，原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード）を復旧し，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。

(i) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧

常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系ポンプ
- ・サブプレッションチェンバ
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ

- ・ スプレー管
- ・ 原子炉格納容器
- ・ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・ 原子炉補機代替冷却水系
- ・ 常設代替交流電源設備

(ii) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の復旧

常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ サプレッションチェンバ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・ 原子炉格納容器
- ・ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・ 原子炉補機代替冷却水系
- ・ 常設代替交流電源設備

ii. 重大事故等対処設備

復旧で使用する設備のうち、原子炉格納容器、原子炉補機代替冷却水系及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また、残留熱除去系ポンプ、サブプレッションチェンバ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ、スプレー管及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

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

（添付資料 1.6.1）

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が故障した場合においても、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる。

b. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 原子炉格納容器代替スプレー

炉心の著しい損傷が発生した場合において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）の故障により原子炉

格納容器内の除熱ができない場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手段がある。

なお、原子炉圧力容器の破損前に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を実施することで、原子炉格納容器内の温度上昇を抑制し、主蒸気逃がし安全弁の環境条件を緩和することができる。ただし、本操作を実施しない場合であっても、評価上、原子炉圧力容器底部が破損に至るまでの間、主蒸気逃がし安全弁は発電用原子炉の減圧機能を維持できる。

これらの対応手段で使用する設備は、「a. (a) i. 原子炉格納容器代替スプレイ」で選定した設備と同様である。

## ii. 原子炉格納容器除熱

常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給することで原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）を復旧し、ドライウエル冷却系により原子炉格納容器内の除熱を行う手段がある。

### (i) ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱

ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・ドライウエル冷却系下部送風機
- ・ドライウエル冷却系下部冷却器
- ・原子炉格納容器
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・常設代替交流電源設備

## iii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉格納容器代替スプレイで使用する設備において、重大事故等対処設備の位置付けは、「a. (a) ii. 重大事故等対処設備」と同様である。

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

(添付資料 1.6.1)

以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷が発生した場合において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障した場合においても、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備で



あるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ドライウエル冷却系

耐震性は確保されておらず、除熱量は小さいが、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）を復旧し、原子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウエル冷却系下部送風機の起動が可能である場合、原子炉格納容器内を除熱する手段として有効である。

また、ドライウエル冷却系下部送風機が停止している場合においても、冷却水の通水を継続することにより、ドライウエル冷却系下部冷却器のコイル表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力上昇を緩和することが可能である。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッションプール水冷却モード）が使用できない場合は、「(a) i. 原子炉格納容器代替スプレイ」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッションプール水冷却モード）を復旧し、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手段がある。

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

ii. 重大事故等対処設備

復旧で使用する設備において、重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）の位置付けは、「a. (b) ii. 重大事故等対処設備」と同様である。

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

(添付資料 1.6.1)

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッションプール水冷却モード）が全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により使用できない場合においても、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷

却モード及びサプレッションプール水冷却モード)を復旧し、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる。

c. 手順等

上記「a. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段及び設備」及び「b. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び重大事故等対応要員の対応として、非常時操作手順書（徴候ベース）、非常時操作手順書（シビアアクシデント）、非常時操作手順書（設備別）及び重大事故等対応要領書に定める（第 1.6.1 表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する。（第 1.6.2 表，第 1.6.3 表）

（添付資料 1.6.2）

## 1. 6. 2 重大事故等時の手順

### 1. 6. 2. 1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順

#### (1) フロントライン系故障時の対応手順

##### a. 原子炉格納容器代替スプレイ

##### (a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイ

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障により使用できない場合は、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によりドライウエル内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力の負圧を防止及び外部水源からの注水によるサブプレッションプール水位の上昇を抑制するため、スプレイの起動/停止を行う。

##### i. 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達<sup>\*</sup>した場合。

※：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、圧力抑制室圧力又はドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1. 6. 4 表）に達した場合。

##### ii. 操作手順

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイ手順の概要（残留熱除去系 A 系配管使用）は以下のとおり（残留熱除去系 B 系配管を使用したドライウエル内へのスプレイ手順も同様）。手順の対応フローを第 1. 6. 2 図及び第 1. 6. 3 図に、概要図を第 1. 6. 9 図に、タイムチャートを第 1. 6. 10 図示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイの準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイに必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、系統構成として CRD 復水入口弁<sup>\*1</sup>、MUWC サンプルング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁<sup>\*2</sup>、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。

※1：制御棒駆動水圧系に異常がなく，制御棒駆動水ポンプを運転する場合は CRD 復水入口弁を全開のままとする。

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

- ④ 中央制御室運転員 A は，復水移送ポンプの水源確保として復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水貯蔵タンク常用，非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作）を実施する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は，復水移送ポンプの起動操作を実施し，復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は，RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁及び RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁の全開操作を実施し，発電課長に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイの準備完了を報告する。
- ⑦ 発電課長は，運転員に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイの開始を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は，残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値が 88m<sup>3</sup>/h となるよう RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施しドライウエル内へのスプレイを開始する。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は，ドライウエル内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し，発電課長に報告する。

なお，圧力抑制室圧力，ドライウエル温度又は圧力抑制室水位指示値が原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第 1.6.4 表）に到達した場合は，ドライウエル内へのスプレイを停止する。その後，圧力抑制室圧力又はドライウエル温度指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に再度到達した場合は，ドライウエル内へのスプレイを再開する。

※：原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は，RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁及び RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁の全閉操作を実施後，RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施し，原子炉圧力容器へ注水する。

- ⑩ 発電課長は，発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイ開始まで 20 分以内で可能である。

(b) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイ

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障により使用できない場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によりドライウエル内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力の負圧を防止及び外部水源からの注水によるサプレッションプール水位の上昇を抑制するため、スプレイの起動/停止を行う。

なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により大容量送水ポンプ（タイプ I）の接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

i. 手順着手の判断基準

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合。

ii. 操作手順

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイ手順の概要（残留熱除去系 A 系配管及び格納容器スプレイ接続口（北）使用）は以下のとおり（残留熱除去系 B 系配管及び格納容器スプレイ接続口（東）を使用したドライウエル内へのスプレイ手順も同様）。手順の対応フローを第 1.6.2 図及び第 1.6.3 図に、概要図を第 1.6.11 図に、タイムチャートを第 1.6.12 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイの準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイの準備のため、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続を行い、大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水準備完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。

- ⑤ 発電課長は、大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水開始を発電所対策本部に依頼する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動後、格納容器スプレイ弁の開操作及び RHR A 系格納容器代替スプレイ注入元弁の全開操作を実施し、発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑦ 発電課長は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達<sup>※</sup>した場合は、運転員に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイの開始を指示する。  
 ※：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、圧力抑制室圧力又はドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に達した場合。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、格納容器スプレイ弁にて流量調整を実施する。
- ⑩ 中央制御室運転員 A は、ドライウエル内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇（88m<sup>3</sup>/h）並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し、発電課長に報告する。  
 なお、圧力抑制室圧力、ドライウエル温度又は圧力抑制室水位指示値が原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第 1.6.4 表）に到達した場合は、ドライウエル内へのスプレイを停止する。その後、圧力抑制室圧力又はドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に再度到達した場合は、ドライウエル内へのスプレイを再開する。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイ開始まで 385 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両付属の作業照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。

（添付資料 1.6.3）

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.6.21 図に示す。

外部電源、代替交流電源設備等により交流電源を確保し、淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2) が使用可能な場合において原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) の準備が完了している場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) によりドライウエル内にスプレイする。淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) が使用できない場合、又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) の準備が完了していない場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) によりドライウエル内にスプレイする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) によるドライウエル内へのスプレイ手段については、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) によるドライウエル内へのスプレイ手段と同時並行で準備する。

また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) の手段のうちドライウエル内へのスプレイ可能な系統 1 系統以上を起動し、ドライウエル内へのスプレイのための系統構成が完了してから、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準 (第 1.6.4 表) に達した時点で、その手段によるドライウエル内へのスプレイを開始する。

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) の故障により、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) 又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) にて原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。

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

i. 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備により非常用高圧母線 C 系又は D 系の受電が完

了し、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）が復旧された場合  
で、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達<sup>\*</sup>した場合。

※：「原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達」とは、ド  
ライウエル圧力、圧力抑制室圧力、ドライウエル温度、圧力抑制  
室内空気温度又は圧力抑制室水位指示値が、原子炉格納容器内へ  
のスプレー起動の判断基準（第 1.6.4 表）に達した場合。

## ii. 操作手順

残留熱除去系（A）（格納容器スプレー冷却モード）による原子炉格納  
容器内へのスプレー手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系（B）に  
よる原子炉格納容器スプレー手順も同様）。手順の対応フローを第 1.6.2  
から第 1.6.5 図に、概要図を第 1.6.13 図に、タイムチャートを第 1.6.14  
図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系  
（A）（格納容器スプレー冷却モード）による原子炉格納容器内への  
スプレーの準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系（A）（格納容器スプレー冷却  
モード）の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに  
補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系ポンプ（A）の起動操作を実施  
し、残留熱除去系ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを  
確認後、発電課長に残留熱除去系（A）（格納容器スプレー冷却モー  
ド）による原子炉格納容器内へのスプレーの準備完了を報告する。
- ④ 発電課長は、原子炉格納容器内へのスプレー起動・停止の判断基準  
（第 1.6.4 表）に基づき原子炉格納容器内へのスプレー先を選択し、  
運転員に残留熱除去系（A）（格納容器スプレー冷却モード）による  
原子炉格納容器内へのスプレーの開始を指示する。
- ⑤<sup>a</sup> D/W スプレーの場合  
中央制御室運転員 A は、RHR A 系格納容器スプレー隔離弁の全開操作  
を実施し、RHR A 系格納容器スプレー流量調整弁を調整開して原子炉  
格納容器内へのスプレーを開始する。
- ⑤<sup>b</sup> S/C スプレーの場合  
中央制御室運転員 A は、RHR A 系 S/C スプレー隔離弁を全開して原子  
炉格納容器内へのスプレーを開始する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、RHR 熱交換器（A）バイパス弁を全閉とする。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器内へのスプレーが開始され  
たことを原子炉格納容器への注水量の上昇並びに原子炉格納容器内



の圧力及び温度の低下により確認し、発電課長に報告する。

なお、圧力抑制室圧力、ドライウェル温度又は圧力抑制室内空気温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第 1.6.4 表）に到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後、ドライウェル圧力、圧力抑制室圧力、ドライウェル温度、圧力抑制室内空気温度又は圧力抑制室水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に再度到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。

※：原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は、RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁及び RHR A 系 S/C スプレイ隔離弁の全閉操作を実施後、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施し、原子炉圧力容器へ注水する。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（A）（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで 15 分以内で可能である。

### (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）にてサブプレッションプールの除熱を実施する。

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

#### i. 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備により非常用高圧母線 C 系又は D 系の受電が完了し、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が復旧された場合。

#### ii. 操作手順

残留熱除去系（A）（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱手順の概要は以下のとおり（残留熱除去系（B）

によるサブプレッションプール水除熱手順も同様)。手順の対応フローを第 1.6.4 図に、概要図を第 1.6.15 図に、タイムチャートを第 1.6.16 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプールの除熱の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系ポンプ (A) の起動操作を実施する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、発電課長に残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプールの除熱の準備完了を報告する。
- ⑤ 発電課長は、運転員に残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプールの除熱開始を指示する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系試験用調整弁を開及び RHR 熱交換器 (A) バイパス弁を閉とし、原子炉格納容器への注水量の上昇及びサブプレッションプール水の温度の低下によりサブプレッションプールの除熱が開始されたことを確認する。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプールの除熱開始まで 20 分以内で可能である。

### b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.6.21 図に示す。

常設代替交流電源設備により交流電源を確保し、原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) の運転が可能であれば残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード) により原子炉格納容器内の除熱を実施する。

原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) の運転ができない場合は、原子炉補機代替冷却水系を設置し、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード) により原子炉格納容器内の除熱を実施するが、原子炉補機代替冷却水系の設置に時間を要すること

から、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイを並行して実施する。

#### 1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

##### (1) フロントライン系故障時の対応手順

##### a. 原子炉格納容器代替スプレイ

##### (a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障により使用できない場合は、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によりドライウエル内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力の負圧を防止及び外部水源からの注水によるサブプレッションプール水位の上昇を抑制するため、スプレイの起動/停止を行う。

##### i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達<sup>※2</sup>した場合。

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

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力、ドライウエル温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6.5表）に達した場合。

##### ii. 操作手順

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイについては、「1.6.2.1(1)a.(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイ」の操作手順と同様である。ただし、スプレイの停止及び再開は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第1.6.5表）に従い実施する。

なお、手順の対応フローを第1.6.6図、第1.6.7図及び第1.6.8図に

示す。また、概要図は第 1.6.9 図、タイムチャートは第 1.6.10 図と同様である。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイ開始まで 20 分以内で可能である。

## (b) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障により使用できない場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によりドライウエル内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力の負圧を防止及び外部水源からの注水によるサブプレッションプール水位の上昇を抑制するため、スプレイの起動/停止を行う。

なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により大容量送水ポンプ（タイプ I）の接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

### i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合。

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

### ii. 操作手順

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイについては、「1.6.2.1(1)a. (b) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイ」の操作手順と同様である。ただし、スプレイの起動、停止及び再開は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第 1.6.5 表）に従い実施する。

なお、手順の対応フローを第 1.6.6 図及び第 1.6.7 図に示す。また、概要図は第 1.6.11 図、タイムチャートは第 1.6.12 図と同様である。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)によるドライウエル内へのスプレイ開始まで 385 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大容量送水ポンプ(タイプ I)からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両付属の作業照明及び可搬型照明(ヘッドライト及び懐中電灯)を用いることで、夜間における作業性についても確保している。

(添付資料 1.6.3)

## b. 原子炉格納容器除熱

### (a) ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の復旧ができない場合に、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)の電源を復旧し、原子炉格納容器内へ冷却水通水後、ドライウエル冷却系下部送風機を起動して原子炉格納容器内の除熱を行う。

ドライウエル冷却系下部送風機を停止状態としても、原子炉格納容器内の冷却水の通水を継続することで、ドライウエル冷却系下部冷却器のコイル表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力の上昇を緩和する。

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

### i. 手順着手の判断基準

残留熱除去系による原子炉格納容器除熱ができず、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)が復旧可能である場合。

### ii. 操作手順

ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.6.6 図及び第 1.6.7 図に、概要図を第 1.6.17 図に、タイムチャートを第 1.6.18 図に示す。

① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱の準備開始を指示する。

- ② 中央制御室運転員 A は、ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱に必要な送風機、電動弁及び監視計器の電源並びに電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、系統構成前準備（冷却水通水）として、RCW・RSW 盤 ESS-I 及び RCW・RSW 盤 ESS-II で隔離信号の除外操作を実施する。
- ④ 発電課長は、運転員にドライウエル冷却系の冷却水通水開始を指示する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、系統構成（冷却水通水操作）として、RCW 供給側第二隔離弁 (A)、RCW 供給側第二隔離弁 (B)、RCW 戻り側第一隔離弁 (A)、RCW 戻り側第一隔離弁 (B)、RCW 戻り側第二隔離弁 (A) 及び RCW 戻り側第二隔離弁 (B) の全開操作を実施し、原子炉補機冷却水系系統流量指示値の上昇を確認し、発電課長に報告する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、ドライウエル冷却系下部送風機起動前準備として、常用換気空調系盤及び常用換気空調系補助盤で隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑦ 発電課長は、運転員にドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱の開始を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、ドライウエル冷却系下部送風機 (A)、ドライウエル冷却系下部送風機 (B) 及びドライウエル冷却系下部送風機 (C) の起動操作を実施し、原子炉格納容器内の圧力の上昇が緩和することを確認する。

### iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱開始まで 65 分以内で可能である。

### c. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.6.21 図に示す。

外部電源、代替交流電源設備等により交流電源を確保し、淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2) が使用可能な場合において原子炉格納容器代替スプレー冷却系 (可搬型) の準備が完了している場合は、原子炉格納容器代替スプレー冷却系 (可搬型) によりドライウエル内にスプレーする。淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) が使用できない場合、又は原子炉格納容器代替スプレー冷却系 (可搬型) の準備が完了していない場合は、原子炉格納容器代替スプレー冷却系 (常設) によりドライウエル内にスプレーする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイ手段については、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイ手段と同時並行で準備する。

また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の手段のうちドライウエル内へのスプレイ可能な系統1系統以上を起動し、ドライウエル内へのスプレイのための系統構成が完了してから、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第1.6.5表）に達した時点で、その手段によるドライウエル内へのスプレイを開始する。

外部電源、常設代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）を復旧し、原子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウエル冷却系下部送風機の起動による原子炉格納容器内の除熱を実施する。

## (2) サポート系故障時の対応手順

### a. 復旧

#### (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）にて原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイ流量の調整又はスプレイの起動/停止を行う。

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

### i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>において、常設代替交流電源設備により非常用高圧母線C系又はD系の受電が完了し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が復旧された場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達<sup>\*2</sup>した場合。

※1：格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用

できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。  
※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、  
ドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力指示値が、原子炉格納容器  
内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.5 表）に達した場合。

## ii. 操作手順

残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6.2.1(2)a.(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。ただし、スプレイの停止及び再開は、原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第 1.6.5 表）に到達した場合に行う。

なお、手順の対応フローを第 1.6.6 図及び第 1.6.7 図に示す。また、概要図は第 1.6.13 図、タイムチャートは第 1.6.14 図と同様である。

## iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで 15 分以内で可能である。

## (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障により、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）にてサブプレッションプールの除熱を実施する。

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

## i. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※において、常設代替交流電源設備により非常用高圧母線 C 系又は D 系の受電が完了し、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が復旧された場合。

※：格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用で



きない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

## ii. 操作手順

残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱については、「1.6.2.1(2)a.(b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱」の操作手順と同様である。

なお、手順の対応フローを第 1.6.6 図及び第 1.6.7 図に示す。また、概要図は第 1.6.15 図、タイムチャートは第 1.6.16 図と同様である。

## iii. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱開始まで 20 分以内で可能である。

## b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.6.21 図に示す。

常設代替交流電源設備により交流電源を確保し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の運転が可能であれば残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器内の除熱を実施する。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の運転ができない場合は、原子炉補機代替冷却水系を設置し、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モード）により原子炉格納容器内の除熱を実施するが、原子炉補機代替冷却水系の設置に時間を要することから、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）又は原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレーを並行して実施する。

## 1.6.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

### (1) 残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレー

残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）を起動し、サブプレッションチェンバを水源とした原子炉格納容器内へのスプレーを実施する。

スプレー作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレー流量の調整又はスプレーの起動/停止を行う。

a. 手順着手の判断基準

原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達\*した場合。

※：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウエル圧力，圧力抑制室圧力，ドライウエル温度，圧力抑制室内空気温度又は圧力抑制室水位指示値が原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に達した場合。

b. 操作手順

残留熱除去系 (A) (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとおり (残留熱除去系 (B) (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内へのスプレイ手順も同様)。概要図を第 1.6.19 図に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に残留熱除去系 (A) (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は，残留熱除去系ポンプ (A) の起動操作を実施し，残留熱除去系ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認後，発電課長に残留熱除去系 (A) (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。
- ③ 発電課長は，原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準（第 1.6.4 表）に基づき原子炉格納容器内のスプレイ先を選択し，運転員に残留熱除去系 (A) (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内へのスプレイの開始を指示する。
- ④<sup>a</sup> D/W スプレイの場合  
中央制御室運転員 A は，RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁の全開操作を実施し，RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁を調整開して原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。
- ④<sup>b</sup> S/C スプレイの場合  
中央制御室運転員 A は，RHR A 系 S/C スプレイ隔離弁を全開して原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は，RHR 熱交換器 (A) バイパス弁を閉とする。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は，原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器への注水量の上昇並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し，発電課長に報告する。  
なお，圧力抑制室圧力，ドライウエル温度又は圧力抑制室内空気温度指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ停止の判断基準（第 1.6.4 表）

に到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する。その後、ドライウェル圧力、圧力抑制室圧力、ドライウェル温度、圧力抑制室内空気温度又は圧力抑制室水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準（第 1.6.4 表）に再度到達した場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを再開する。

※：原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合は、RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁及び RHR A 系 S/C スプレイ隔離弁の全閉操作を実施後、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施し、原子炉圧力容器へ注水する。

#### c. 操作の成立性

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

### (2) 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱

残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）を起動し、サブプレッションプールの除熱を実施する。

#### a. 手順着手の判断基準

下記のいずれかに該当した場合。

- ・主蒸気逃がし安全弁開固着
- ・サブプレッションプール水の温度が規定温度以上
- ・サブプレッションプールの気体温度が規定温度以上

#### b. 操作手順

残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプール水の除熱手順の概要は以下のとおり (残留熱除去系 (B) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプール水の除熱手順も同様)。概要図を第 1.6.20 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプール水の除熱の準備開始を指示する。
- ② 中央制御室運転員 A は、残留熱除去系ポンプ (A) の起動操作を実施する。
- ③ 中央制御室運転員 A は、発電課長に残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプール水の除熱の準備完了

を報告する。

- ④ 発電課長は、運転員に残留熱除去系 (A) (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプール水の除熱の開始を指示する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、RHR A 系試験用調整弁を開及び RHR 熱交換器 (A) バイパス弁を閉とし、原子炉格納容器への注水量の上昇及びサブプレッションプール水の温度の低下によりサブプレッションプールの除熱が開始されたことを確認する。

#### c. 操作の成立性

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

#### 1.6.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系への原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

復水貯蔵タンク、淡水貯水槽 (No. 1) 及び淡水貯水槽 (No. 2) への水の補給手順並びに水源から接続口までの大容量送水ポンプ (タイプ I) 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。

復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに電源車及び大容量送水ポンプ (タイプ I) への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.6.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/6)  
 (重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
重大事故等対処設備(設計基準拡張)	—	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系ポンプ サプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉格納容器 スプレイ管 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) ※1 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)  非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等  非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」
		残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)によるサブプレッションプールの除熱	残留熱除去系ポンプ サプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉格納容器 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) ※1 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)  非常時操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等  非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」

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

※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

対応手段，対処設備，手順書一覧（2/6）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却モード）	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設） による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※3 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等対処設備  重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	非常時操作手順書 （微候ベース） 「PCV 圧力制御」等  非常時操作手順書 （設備別） 「復水移送ポンプによる ドライウエル代替スプレイ」
			非常用交流電源設備 ※2		
			原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型） による原子炉格納容器内の冷却	大容量送水ポンプ（タイプ I） ※3 ホース延長回収車 ※3 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※3 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備  重大事故等対処設備 （設計基準拡張）
		淡水貯水槽（No. 1） ※3， ※4 淡水貯水槽（No. 2） ※3， ※4		自主対策設備	

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

対応手段，対処設備，手順書一覧（3/6）  
（炉心損傷前のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
サポート系故障時	全交流動力電源  原子炉補機冷却水系 （原子炉補機冷却海水系を含む）	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧  常設代替交流電源設備による	原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却水系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	非常時操作手順書 （微候ベース） 「PCV 圧力制御」等  非常時操作手順書 （設備別） 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」
			残留熱除去系ポンプ サブプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ スプレイ管 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
		残留熱除去系サブプレッションプール水冷却モードの復旧	原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却水系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	非常時操作手順書 （微候ベース） 「S/P 温度制御」等  非常時操作手順書 （設備別） 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」
			残留熱除去系ポンプ サブプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

対応手段，対処設備，手順書一覧（4/6）  
（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却モード）	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設） による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※3 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等対処設備  非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「除熱ストラテジ-1」等  非常時操作手順書 （設備別） 「復水移送ポンプによる ドライウエル代替スプレイ」
			非常用交流電源設備 ※2	
		原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型） による原子炉格納容器内の冷却	大容量送水ポンプ（タイプI） ※3 ホース延長回収車 ※3 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※3 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備  非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「除熱ストラテジ-1」 「除熱ストラテジ-2」  重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプI）によるドライウエル代替スプレイ」 「大容量送水ポンプによる送水」 ※3
			淡水貯水槽（No.1） ※3，※4 淡水貯水槽（No.2） ※3，※4	自主対策 設備

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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



対応手段，対応設備，手順書一覧（5/6）  
 （炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却モード）	ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱	ドライウエル冷却系下部送風機 ドライウエル冷却系下部冷却器 原子炉格納容器 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む） 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備  非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「除熱ストラテジ-1」 「除熱ストラテジ-2」  非常時操作手順書（設備別） 「ドライウエル冷却系による格納容器除熱」

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

対応手段，対処設備，手順書一覧（6/6）

（炉心損傷後のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
サポート系故障時	全交流動力電源  原子炉補機冷却水系 （原子炉補機冷却海水系を含む）	残留熱除去系（格納容器・サブプレッションポンプ・スプレイ冷却モード）の復旧  常設代替交流電源設備による	原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却水系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「除熱ストラテジ-1」 「除熱ストラテジ-2」  非常時操作手順書 （設備別） 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」
			残留熱除去系ポンプ サブプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ スプレイ管 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	
		残留熱除去系（サブプレッションポンプ・ル水冷却モード）の復旧  常設代替交流電源設備による	原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却水系 ※1 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「除熱ストラテジ-1」 「除熱ストラテジ-2」  非常時操作手順書 （設備別） 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」
			残留熱除去系ポンプ サブプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

第 1.6.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/11)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ (a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) によるドライウエル内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等  非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる ドライウエル代替スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		操作	原子炉格納容器内の圧力
	原子炉格納容器内の温度		ドライウエル温度
	原子炉格納容器内の水位		圧力抑制室水位
	原子炉格納容器への注水量		残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
	補機監視機能		復水移送ポンプ出口圧力
	水源の確保		復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧 (2/11)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 6. 2. 1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ (b) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) によるドライウエル内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等  重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプ I)によるドライウエル代替スプレイ」 「大容量送水ポンプによる送水」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器代替スプレイ流量
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)

監視計器一覧 (3/11)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 6. 2. 1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等  非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位

監視計器一覧 (4/11)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 6. 2. 1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等  非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」	判断基準	原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度 圧力抑制室内空気温度
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		操作	原子炉格納容器への注水量
	補機監視機能		残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
	最終ヒートシンクの確保		サブプレッションプール水温度 原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
	原子炉格納容器内の水位		圧力抑制室水位

監視計器一覧 (5/11)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 6. 2. 2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ (a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) によるドライウエル内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」等  非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる ドライウエル代替スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧 (6/11)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ (b) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) によるドライウエル内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」  重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプI)によるドライウエル代替スプレイ」 「大容量送水ポンプによる送水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)	
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器代替スプレイ流量
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)



監視計器一覧 (7/11)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 6. 2. 2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 原子炉格納容器除熱 (a) ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」  非常時操作手順書 (設備別) 「ドライウエル冷却系に よる格納容器除熱」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度

監視計器一覧 (8/11)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 6. 2. 2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」  非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによる格納容器スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量
	電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧	
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
補機監視機能		残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力	
原子炉格納容器内の水位		圧力抑制室水位	

監視計器一覧 (9/11)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 6. 2. 2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧 (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジー1」 「除熱ストラテジー2」  非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度 圧力抑制室内空気温度
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
	操作	原子炉格納容器内の温度	圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
		最終ヒートシンクの確保	サブプレッションプール水温度 原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位

監視計器一覧 (10/11)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (1) 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) による原子炉格納容器内へのスプレイ			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」等  非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプに よる格納容器スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位

監視計器一覧 (11/11)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.6.2.3 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (2) 残留熱除去系 (サブプレッションプール水冷却モード) によるサブプレッションプールの除熱			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「S/P 温度制御」等  非常時操作手順書 (設備別) 「残留熱除去系ポンプによるサブプレッションプール水冷却」	判断基準	原子炉格納容器内の温度	
		サブプレッションプール水温度 圧力抑制室内空気温度	
		電源の確保	
		6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧	
		最終ヒートシンクの確保	
	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量		
	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	
	操作	原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系ポンプ (A) 出口流量 残留熱除去系ポンプ (B) 出口流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力
最終ヒートシンクの確保		原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 原子炉補機冷却水系 (B) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水入口流量	
原子炉格納容器内の水位		圧力抑制室水位	

第 1.6.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	供給元	
		設備	母線
【1.6】 原子炉格納容器内の冷却等のための手順書等	復水移送ポンプ 補給水系 弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	燃料プール補給水系 弁	常設代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		可搬型代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
		所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備	非常用高圧母線 2C 系
			非常用高圧母線 2D 系
	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	計測用電源※	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
非常用低圧母線 MCC 2D 系			
可搬型代替交流電源設備		非常用低圧母線 MCC 2C 系	
		非常用低圧母線 MCC 2D 系	

※：供給負荷は監視計器

第 1.6.4 表 原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準  
(炉心の著しい損傷を防止するための対応)

	スプレイ起動の判断基準	原子炉格納容器 代替スプレイ	RHR による スプレイ	スプレイ停止の判断基準			
				原子炉格納容器 代替スプレイ	RHR による スプレイ		
炉心の著しい損傷を防止するための対応	P C V 圧力制御	ドライウエル圧力指示値が [ ] 以上で、原子炉水位指示値が [ ] 以下を経験した場合	—	D/W S/C	—	以下のいずれかの条件でスプレイを停止する。 ・ 圧力抑制室圧力指示値が [ ] 未満まで低下した場合 ・ ドライウエル温度指示値が [ ] 未満に低下した場合 ・ 圧力抑制室内空気温度指示値が [ ] 未満に低下した場合	
		圧力抑制室圧力指示値が [ ] 以上の場合	—	S/C	—		
		圧力抑制室圧力指示値が [ ] 以上で 24 時間継続した場合、又は圧力抑制室圧力指示値が [ ] 以上の場合	—	D/W S/C	—		
		圧力抑制室圧力指示値が 0.384MPa [gage] に到達した場合	D/W※1	D/W S/C	圧力抑制室圧力指示値が 0.284MPa [gage] 以下の場合		—
	圧力抑制室水位指示値が外部水源注水量限界（圧力抑制室水位が通常運転水位＋約 2m）に到達した場合						
	D ／ W 温度制御、 S ／ P 温度制御	ドライウエル温度指示値が 171℃以上の場合	D/W※1	D/W	ドライウエル温度指示値が 150℃以下の場合		—
					圧力抑制室水位指示値が外部水源注水量限界（圧力抑制室水位が通常運転水位＋約 2m）に到達した場合		
	S ／ P 水位制御	圧力抑制室内空気温度指示値が [ ] 以上の場合	—	S/C	—		—
		圧力抑制室水位指示値が [ ] 以上の場合	—	D/W	—		

※1：外部水源からの注水を抑制する観点から間欠スプレイとする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第 1.6.5 表 原子炉格納容器内へのスプレイ起動・停止の判断基準  
(原子炉格納容器の破損を防止するための対応)

		スプレイ起動の判断基準		圧力容器 破損前	圧力容器 破損後	スプレイ停止の判断基準		スプレイ 流量 (m <sup>3</sup> /h)	
原子炉格納容器の破損を防止するための対応	除熱ストラテジー1, 除熱ストラテジー2	原子炉格納容器代替スプレイ	ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力指示値が0.640MPa[gage]に到達した場合 <sup>※1</sup>	D/W	D/W	原子炉格納容器代替スプレイ	ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力指示値が0.540MPa[gage]以下の場合 <sup>※1</sup>	88	
			ドライウエル温度指示値が190℃以上の場合 <sup>※1</sup>				圧力抑制室水位指示値が外部水源注水量限界(圧力抑制室水位が通常運転水位+約2m)に到達した場合		
			ドライウエル温度指示値が190℃以上の場合 <sup>※1</sup>				ドライウエル温度指示値が150℃以下の場合 <sup>※1</sup>		
		RHRによるスプレイ	ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力指示値が <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">                    </span> 以上の場合	D/W S/C	D/W S/C	RHRによるスプレイ	圧力抑制室水位指示値が外部水源注水量限界(圧力抑制室水位が通常運転水位+約2m)に到達した場合		1160
原子炉格納容器の過温を抑制するための対応 <sup>※2</sup>	注水ストラテジー3a	原子炉格納容器代替スプレイ <sup>※3</sup>	原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に到達した場合	D/W	—	—	—	88	

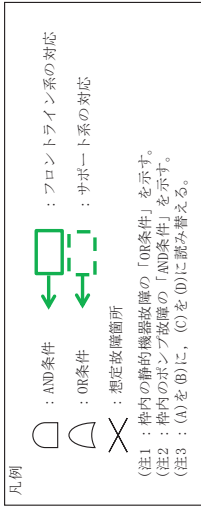
※1：外部水源からの注水を抑制する観点から間欠スプレイとする。

※2：原子炉圧力容器破損前に本操作を実施することで、原子炉格納容器内温度の上昇を抑制し、主蒸気逃がし安全弁の環境条件を緩和することができる。ただし、本操作をしない場合であっても、評価上、原子炉圧力容器底部が破損に至るまでの間、主蒸気逃がし安全弁は発電用原子炉の減圧機能を維持できる。

※3：原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)によるドライウエル内へのスプレイを実施する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



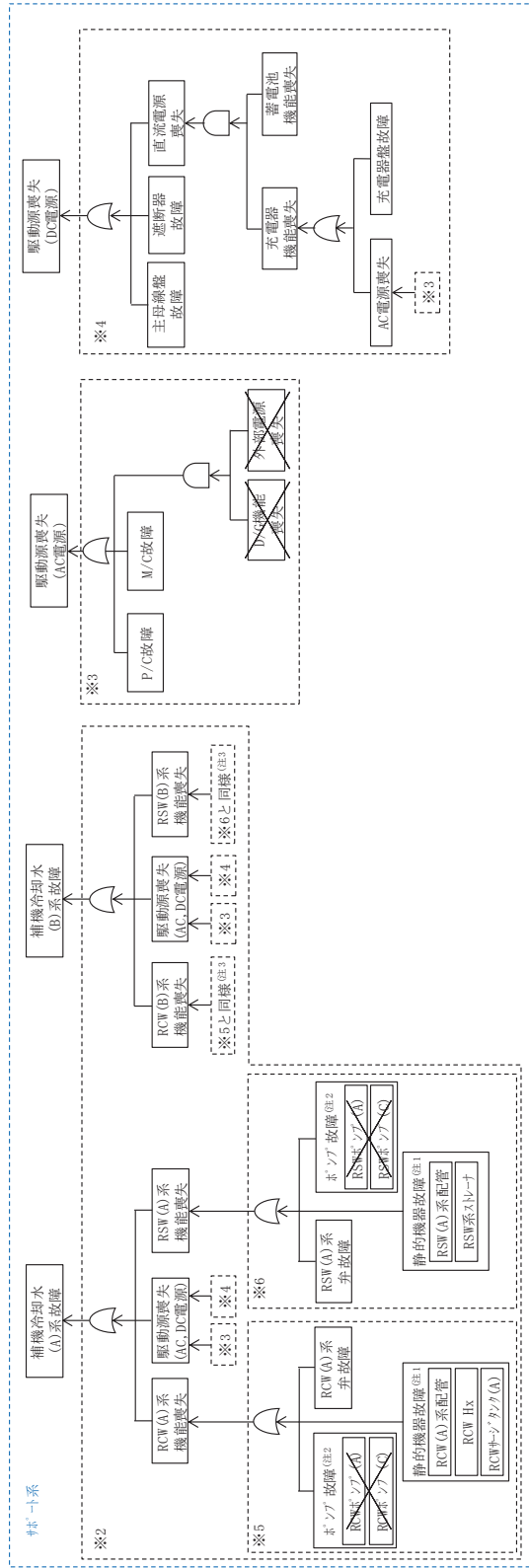
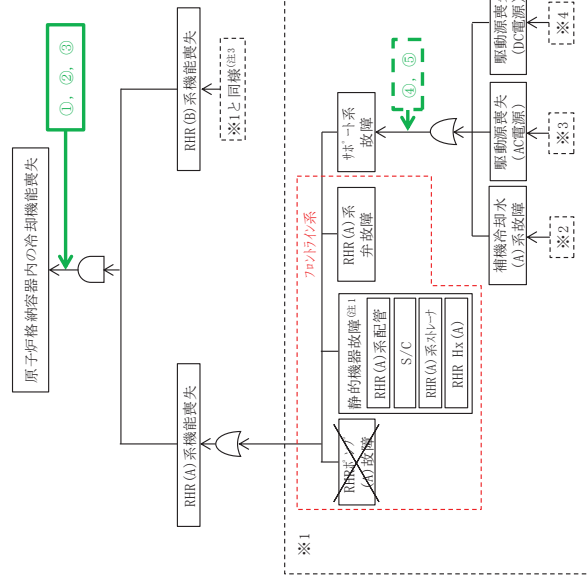


フロントライン系故障時の対応手段

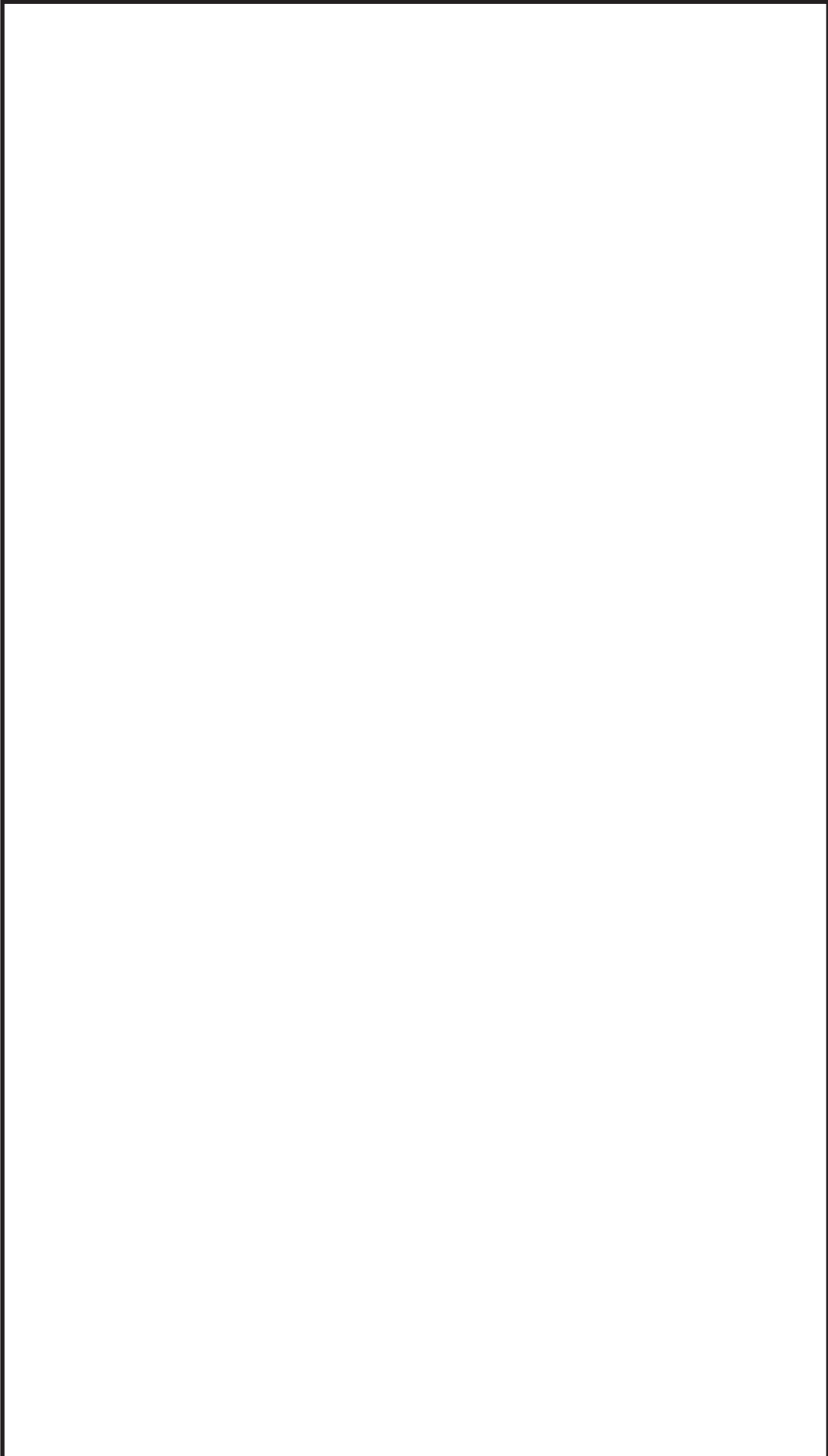
①：原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却  
②：原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却  
③：ドライウェイ冷却系による原子炉格納容器内の除熱

サブポート系故障時の対応手段

④：常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧  
⑤：常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の復旧

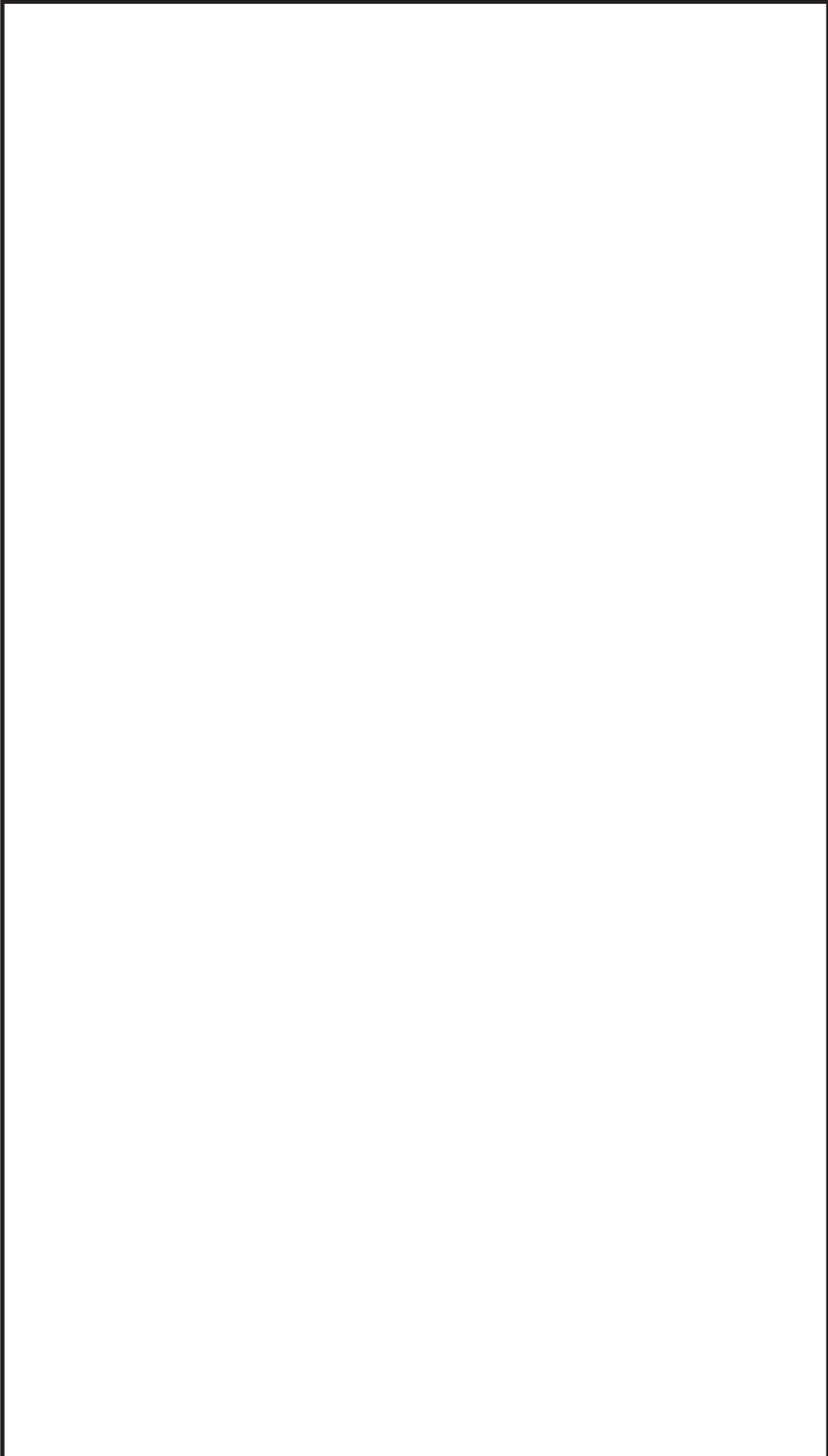


第 1.6.1 図 機能喪失原因対策分析



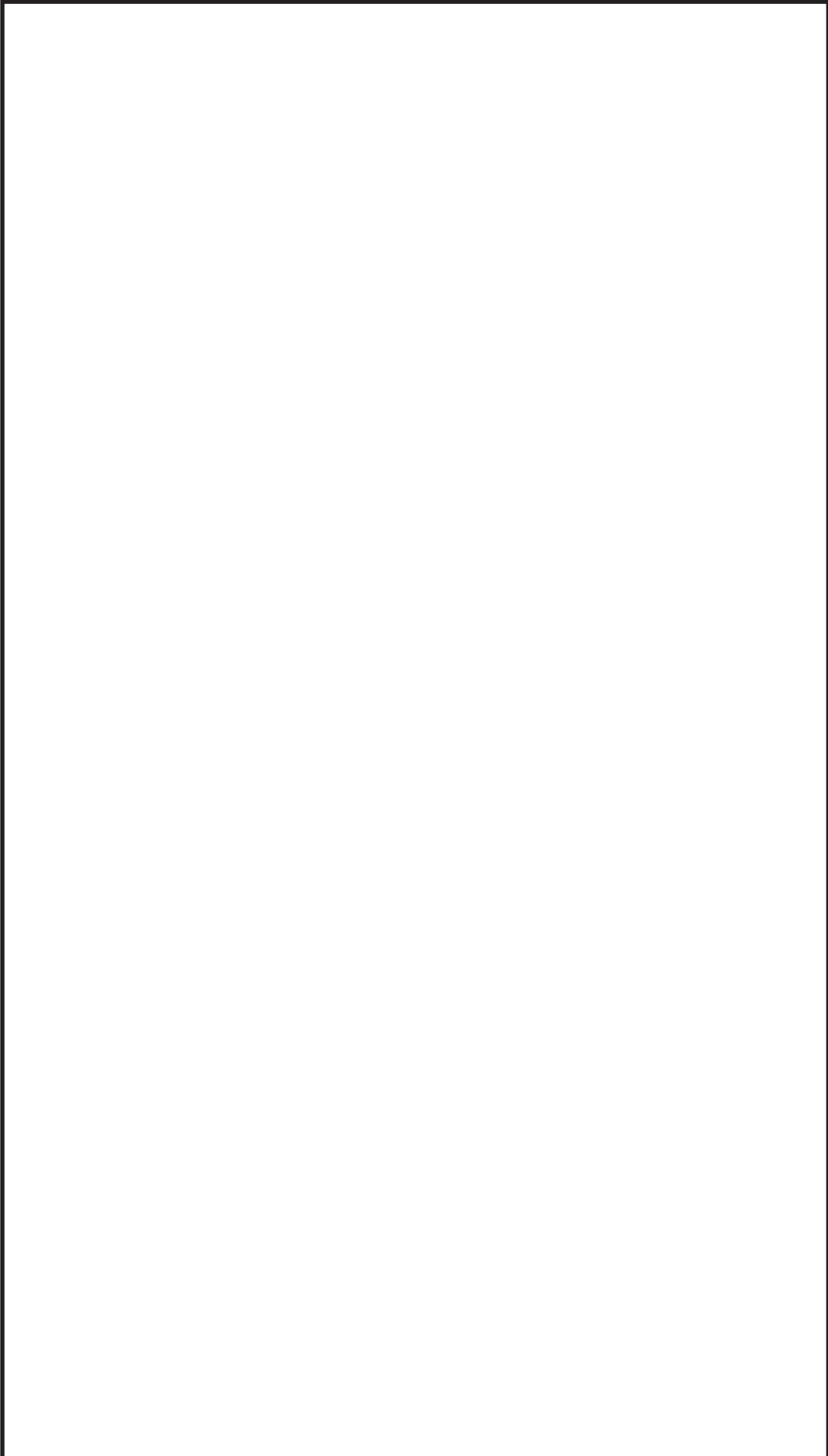
第 1.6.2 図 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「PCV 圧力制御」 における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



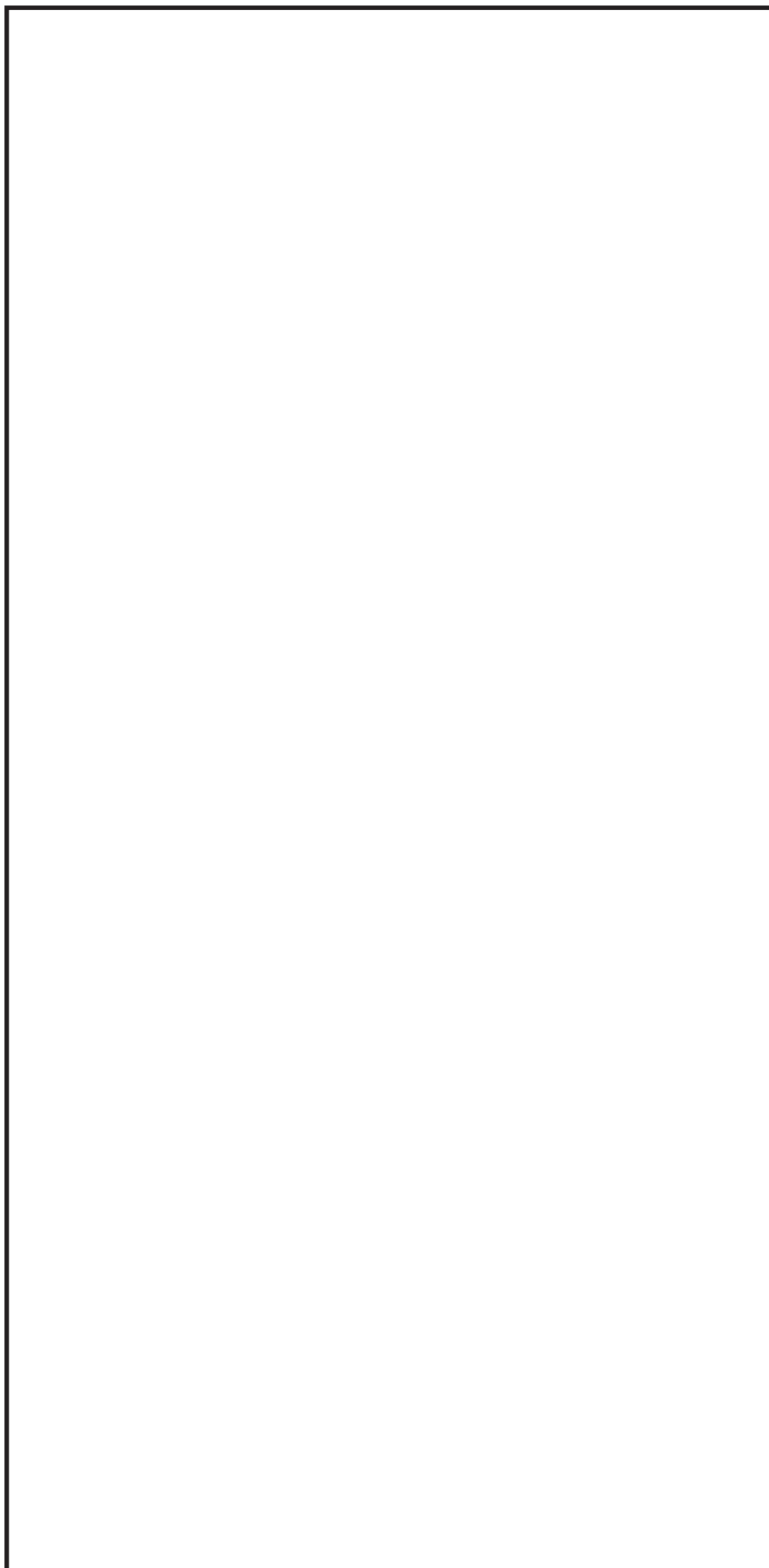
第 1.6.3 図 非常時操作手順書 (徴候ベース) 「D/W 温度制御」 における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



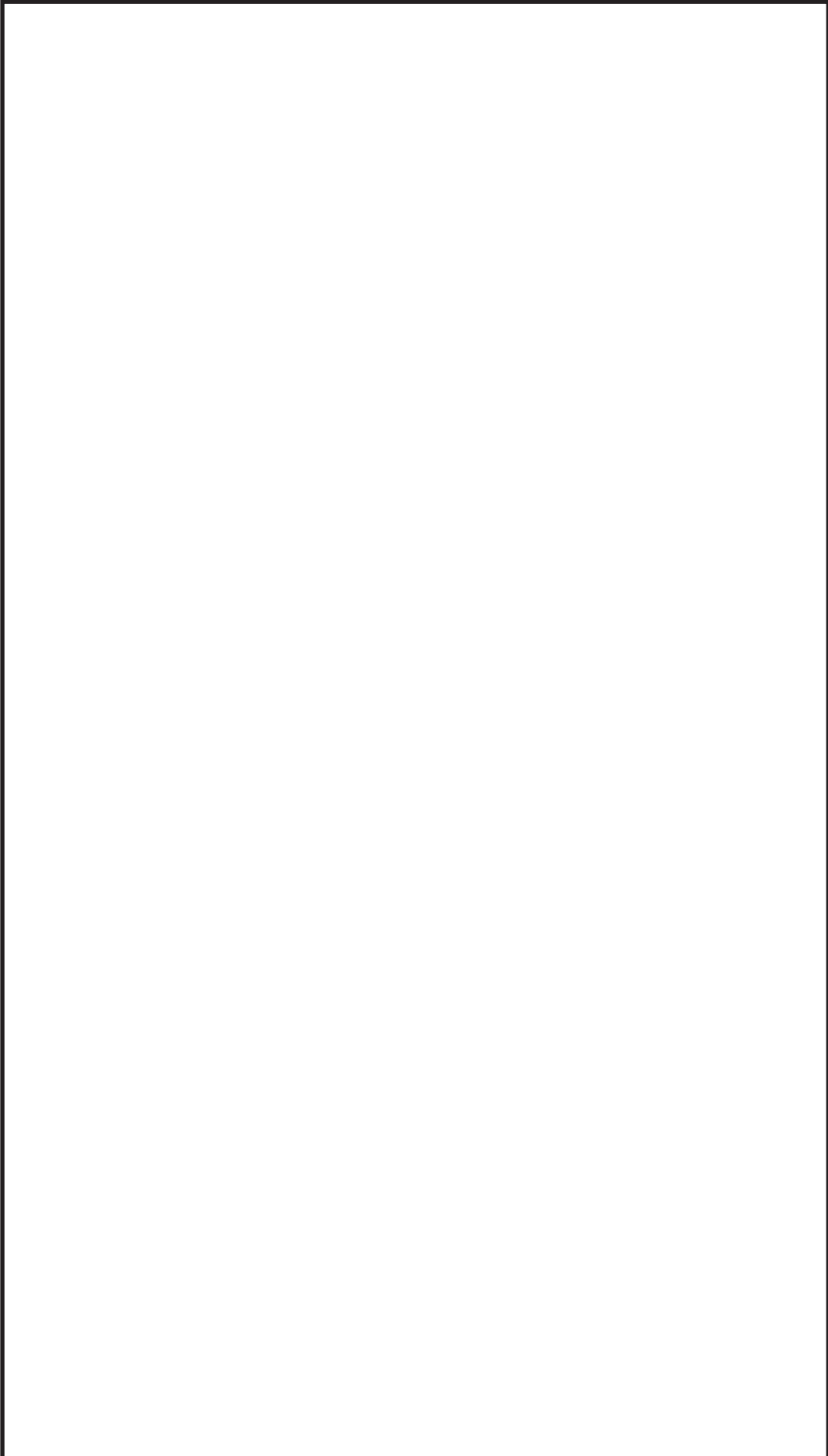
第 1.6.4 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「S/P 温度制御」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



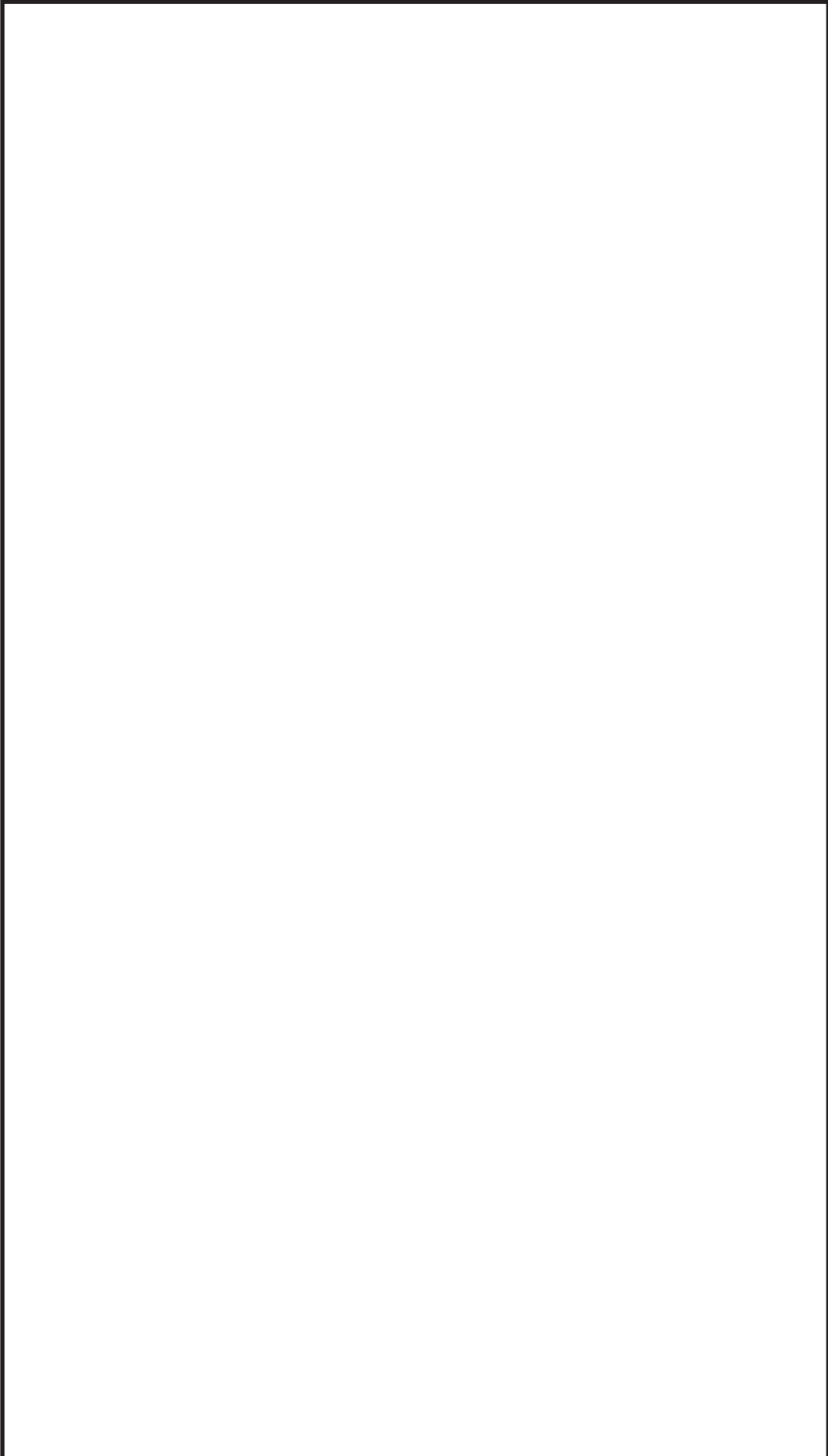
第 1.6.5 図 非常時操作手順書（徴候ベース）「S/P 水位制御」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



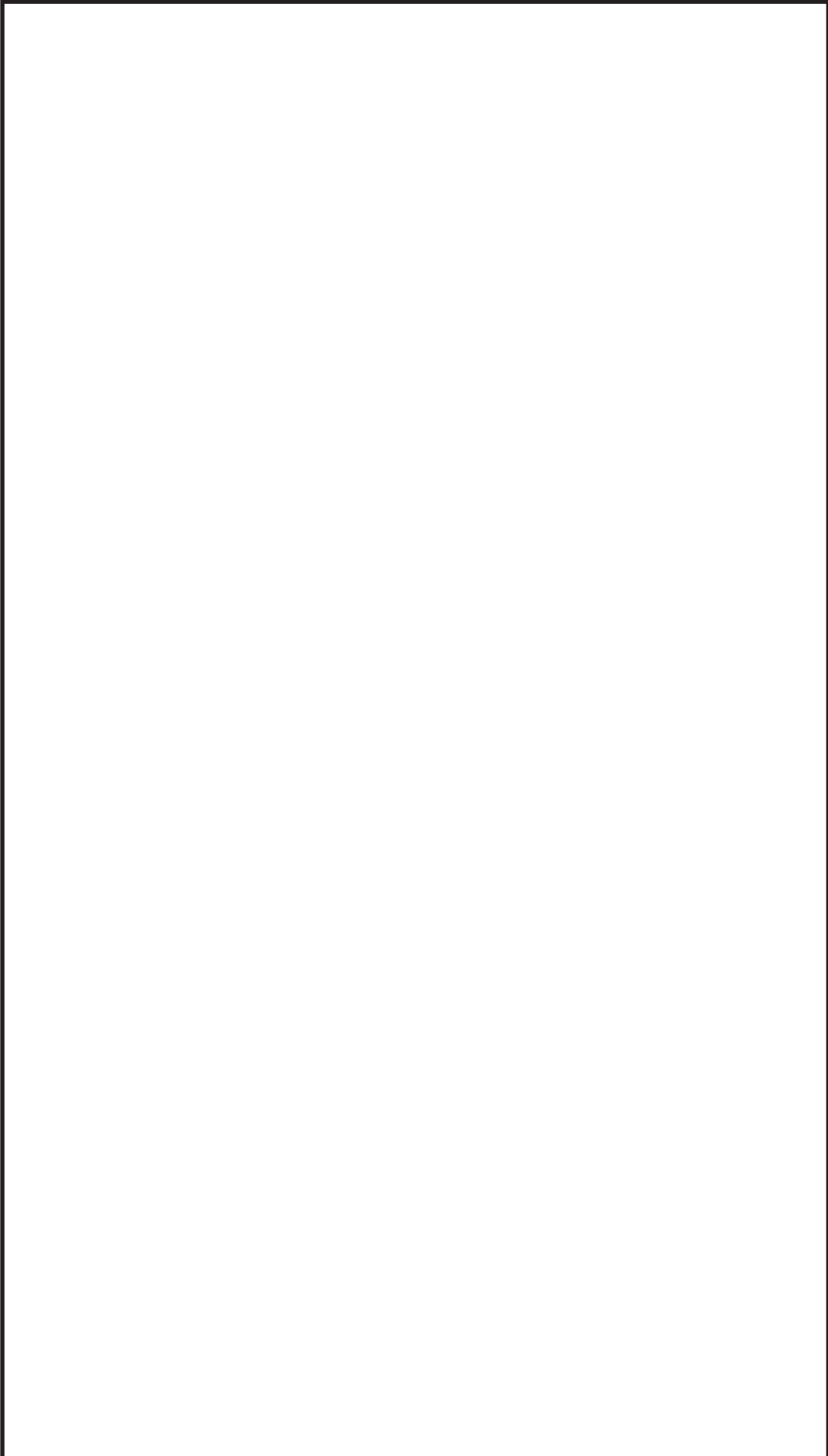
第 1.6.6 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「除熱ストラテジー-1」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.6.7 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「除熱ストラテジー-2」における対応フロー

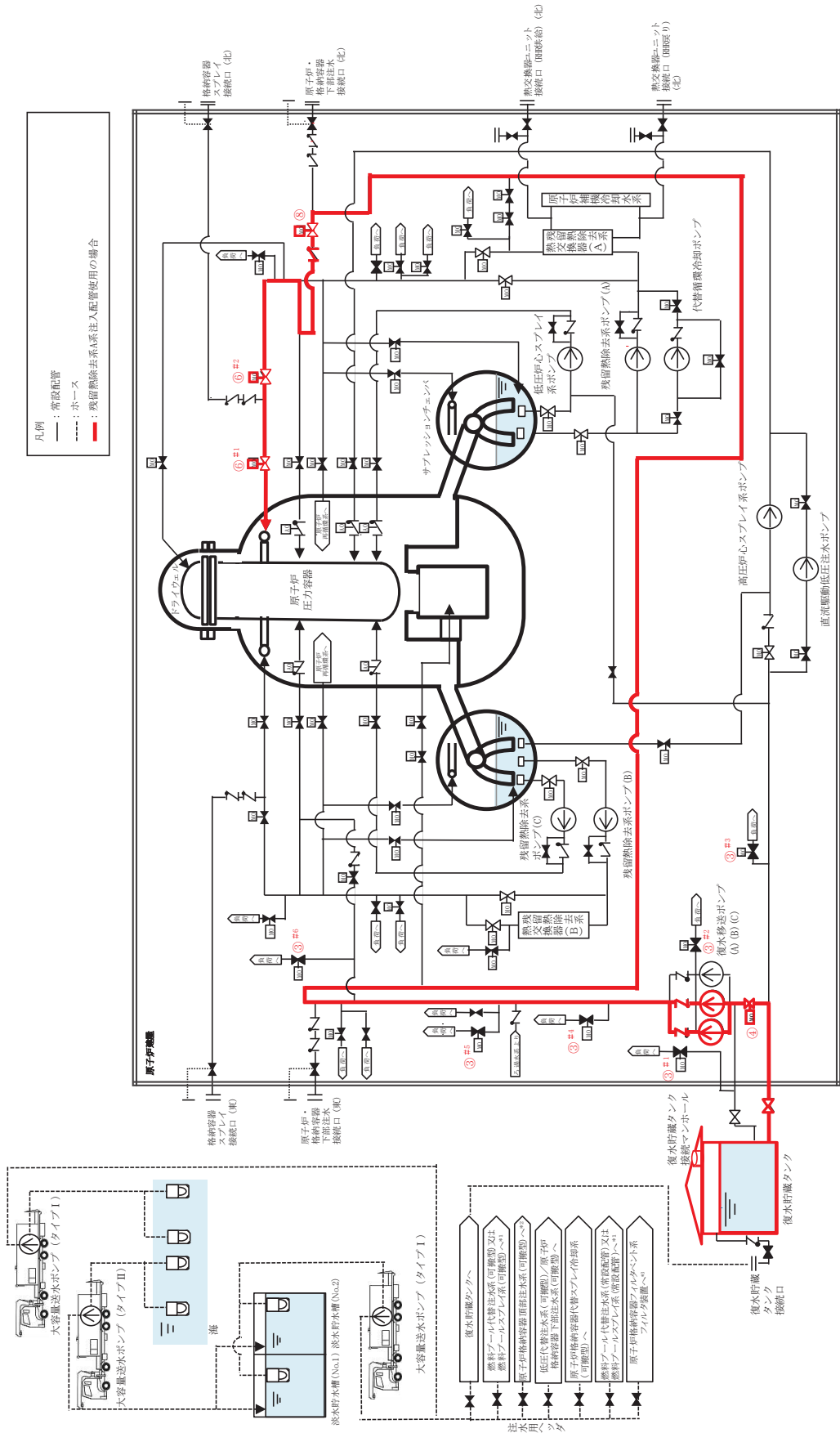
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.6.8 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「注水ストラテジ-3a」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。





凡例  
 ー：常設配管  
 - - -：ホース  
 ①②③④⑤⑥⑦⑧⑨⑩⑪⑫⑬⑭⑮⑯⑰⑱⑲⑳㉑㉒㉓㉔㉕㉖㉗㉘㉙㉚㉛㉜㉝㉞㉟㊱㊲㊳㊴㊵㊶㊷㊸㊹㊺㊻㊼㊽㊾㊿：残留熱除去系A系注入配管使用の場合

- \*1: 同時使用は考慮しない
- \*2: 自主対策設備
- \*3: 海を水源とした補給は行わない

第 1.6.9 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) によるドライウェル内へのスプレイ 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ #1	CRD 復水入口弁	P13-M0-F010	中央制御室
③ #2	MUWC サンプリング取出止め弁	P13-M0-F022	中央制御室
③ #3	FPMUW ポンプ吸込弁	P15-M0-F001	中央制御室
③ #4	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
③ #5	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
③ #6	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
④	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	P13-M0-F073	中央制御室
⑥ #1	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	E11-M0-F010A	中央制御室
⑥ #2	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁	E11-M0-F009A	中央制御室
⑧	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062A	中央制御室

#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弁があることを示す。

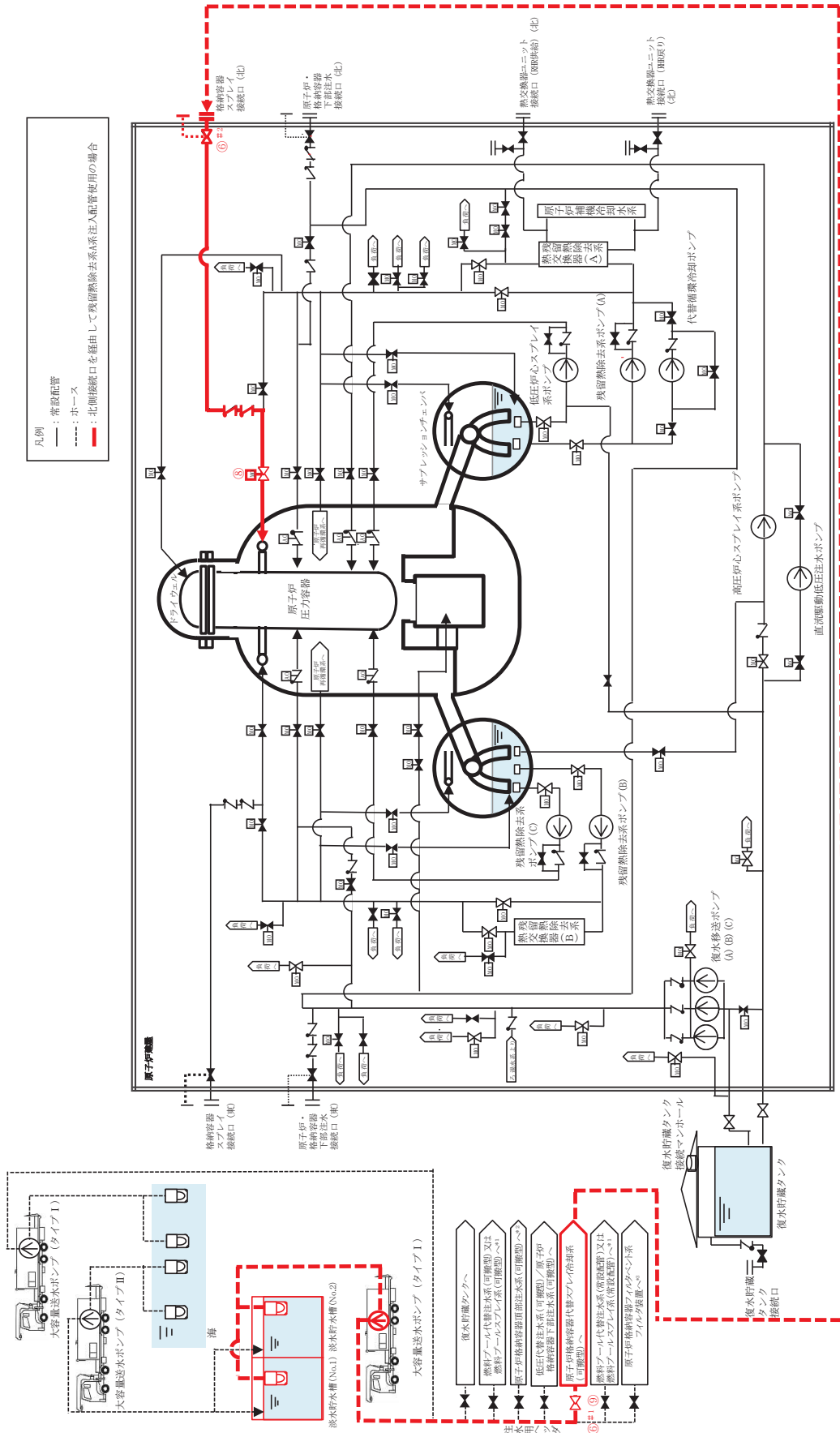
### 第 1.6.9 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイ 概要図（2/2）

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70					
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)によるドライウエル内へのスプレイ	中央制御室運転員A 1	20分 ドライウエル内へのスプレイ										操作手順	
		電源確認※1											
			系統構成, ポンプ起動※2										③~⑥, ⑧

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間)に余裕を見込んだ時間

第 1.6.10 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)によるドライウエル内へのスプレイ タイムチャート



- \*1: 同時使用は考慮しない
- \*2: 自主対策設備
- \*3: 海を水源とした補給は行わない

第 1.6.11 図 原子炉格納容器代替スプレイス冷却系（可搬型）によるドライウェル内へのスプレイス 概要図（1/2）

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑥ #1 ⑨	格納容器スプレイ弁	P70-D001-5	屋外
⑥ #2	RHR A 系格納容器代替スプレイ注入元弁	E11-F063A	屋外
⑧	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	E11-M0-F010A	中央制御室

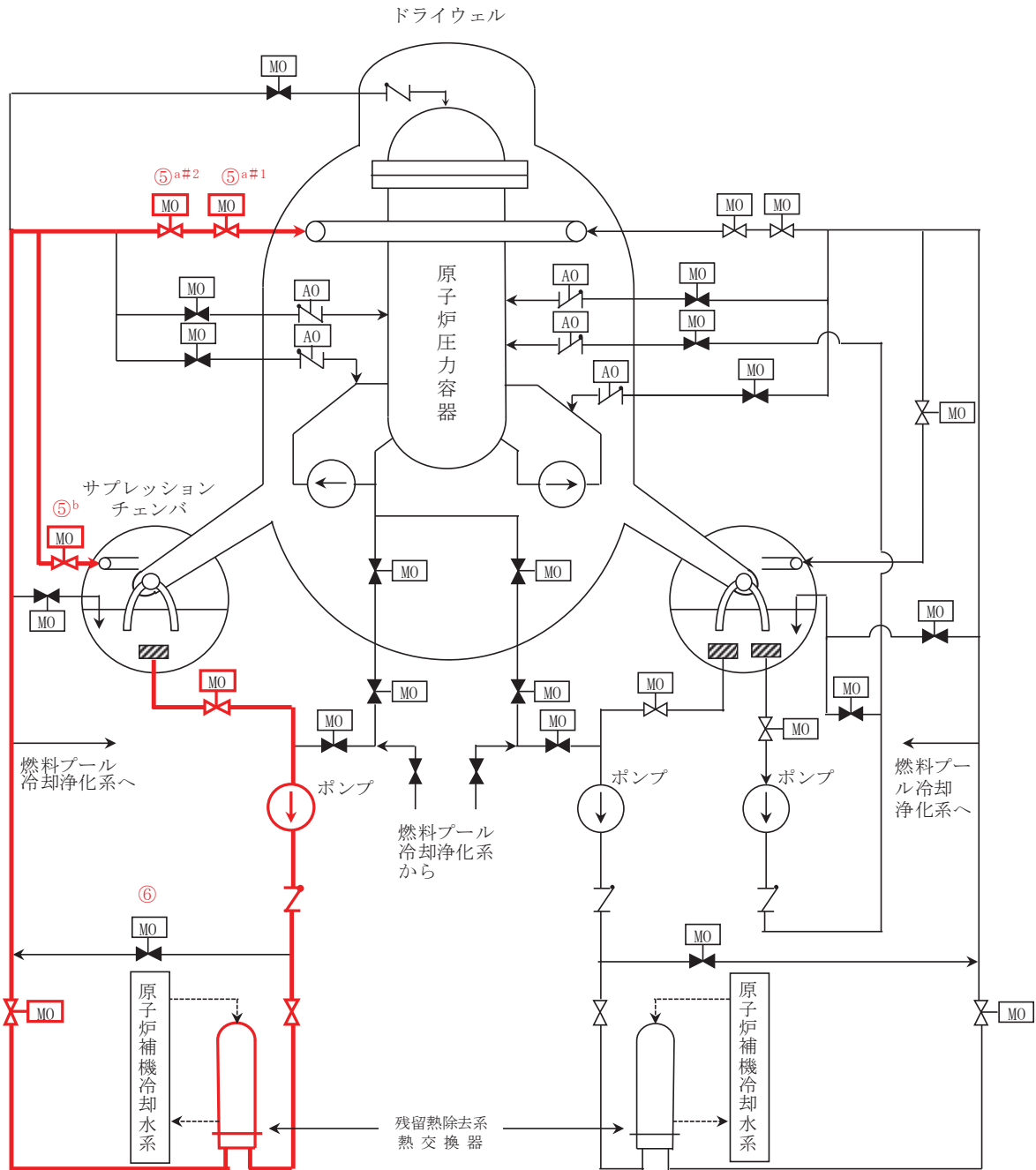
#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

#### 第 1.6.11 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウェル内へのスプレイ 概要図 (2/2)

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)										備考								
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10									
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) によるドライウエル内へのスプレイ	電源確認 <sup>※1</sup>																			
	中央制御室運転員A	1																		
	電源確認 <sup>※1</sup>																			
	注水開始, 状況監視 <sup>※2</sup>																			
	保管場所への移動 <sup>※3※4</sup>	3																		
	大容量送水ポンプ (タイプI) の移動, 設置 <sup>※5</sup>																			
	大容量送水ポンプ (タイプI) の移動, 設置 <sup>※5</sup>																			
	大容量送水ポンプ (タイプI) の移動, 設置 <sup>※5</sup>																			
	大容量送水ポンプ (タイプI) の移動, 設置 <sup>※5</sup>																			
	大容量送水ポンプ (タイプI) の移動, 設置 <sup>※5</sup>																			
保管場所への移動 <sup>※3※4</sup>	3																			
ホースの敷設, 接続 <sup>※7</sup>																				
送水準備・送水 (水張り・系統監視) <sup>※6</sup>																				
保管場所への移動 <sup>※3※4</sup>	3																			
注水用ヘッダ運搬, 設置 <sup>※6</sup>																				
ホースの敷設, 接続 <sup>※7</sup>																				
保管場所への移動 <sup>※3※4</sup>	3																			
注水用ヘッダ運搬, 設置 <sup>※6</sup>																				
ホースの敷設, 接続 <sup>※7</sup>																				

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間(タイプI)及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア  
 ※3: 大容量送水ポンプ (タイプI) の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプI) の設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※4: 大容量送水ポンプ (タイプI) の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプI) の設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※5: 大容量送水ポンプ (タイプI) の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプI) の設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※6: 大容量送水ポンプ (タイプI) の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプI) の設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※7: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※8: 注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.6.12 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) によるドライウエル内へのスプレイ タイムチャート



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑤ <sup>a</sup> #1	RHR A系格納容器スプレイ隔離弁	E11-MO-F010A	中央制御室
⑤ <sup>a</sup> #2	RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁	E11-MO-F009A	中央制御室
⑤ <sup>b</sup>	RHR A系S/Cスプレイ隔離弁	E11-MO-F011A	中央制御室
⑥	RHR熱交換器(A)バイパス弁	E11-MO-F003A	中央制御室

#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弁があることを示す。

第 1.6.13 図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図

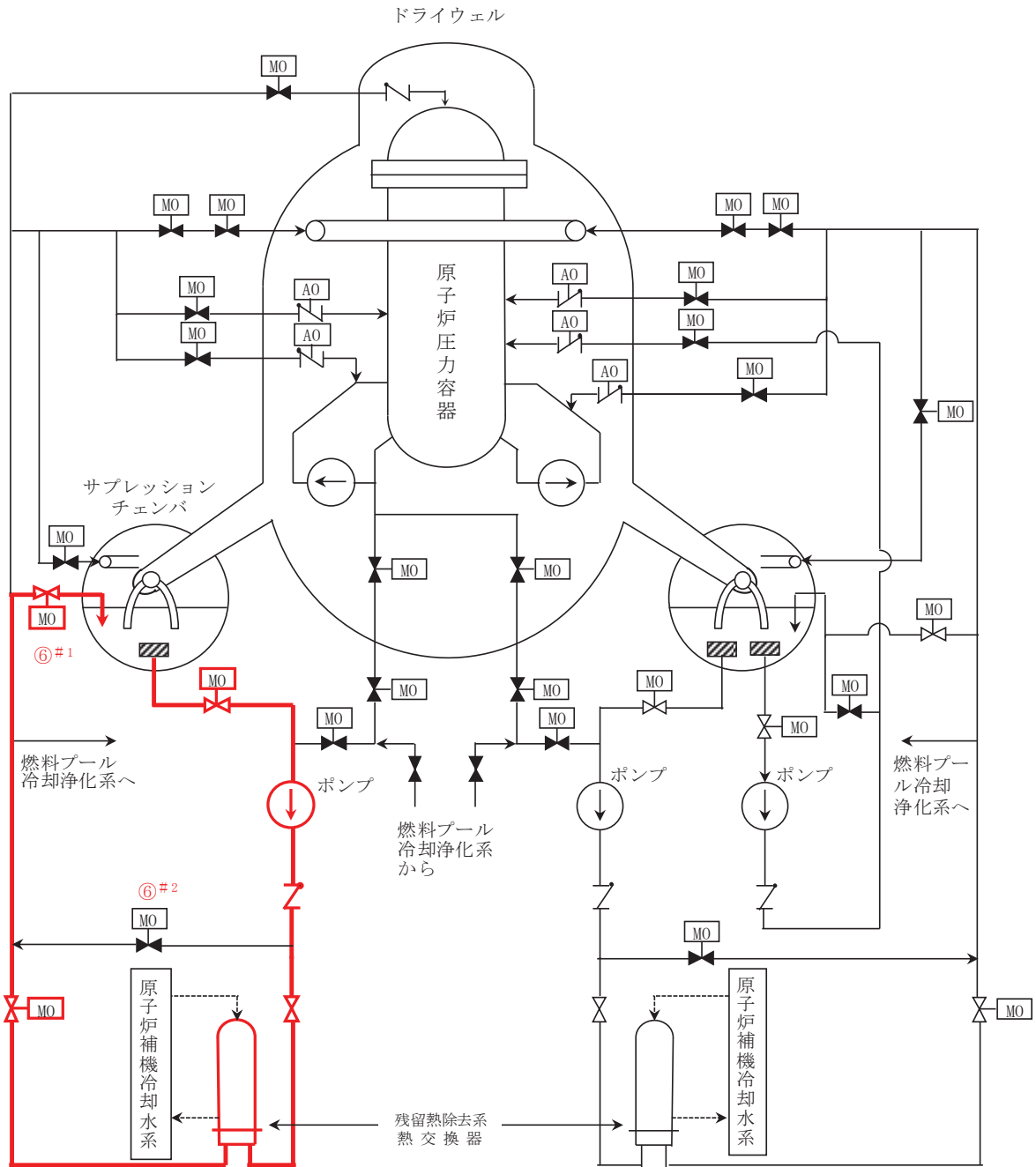
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70					
残留熱除去系電源復旧後の 原子炉格納容器内へのスプレ イ	中央制御室運転員A 1	15分 原子炉格納容器内へのスプレイ										操作手順	
		電源確認※1											
			系統構成, ポンプ起動※2										③, ⑤, ⑥

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.6.14 図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート





操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑥ #1	RHR A系試験用調整弁	E11-MO-F012A	中央制御室
⑥ #2	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	E11-MO-F003A	中央制御室

第 1.6.15 図 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションプールの除熱 概要図

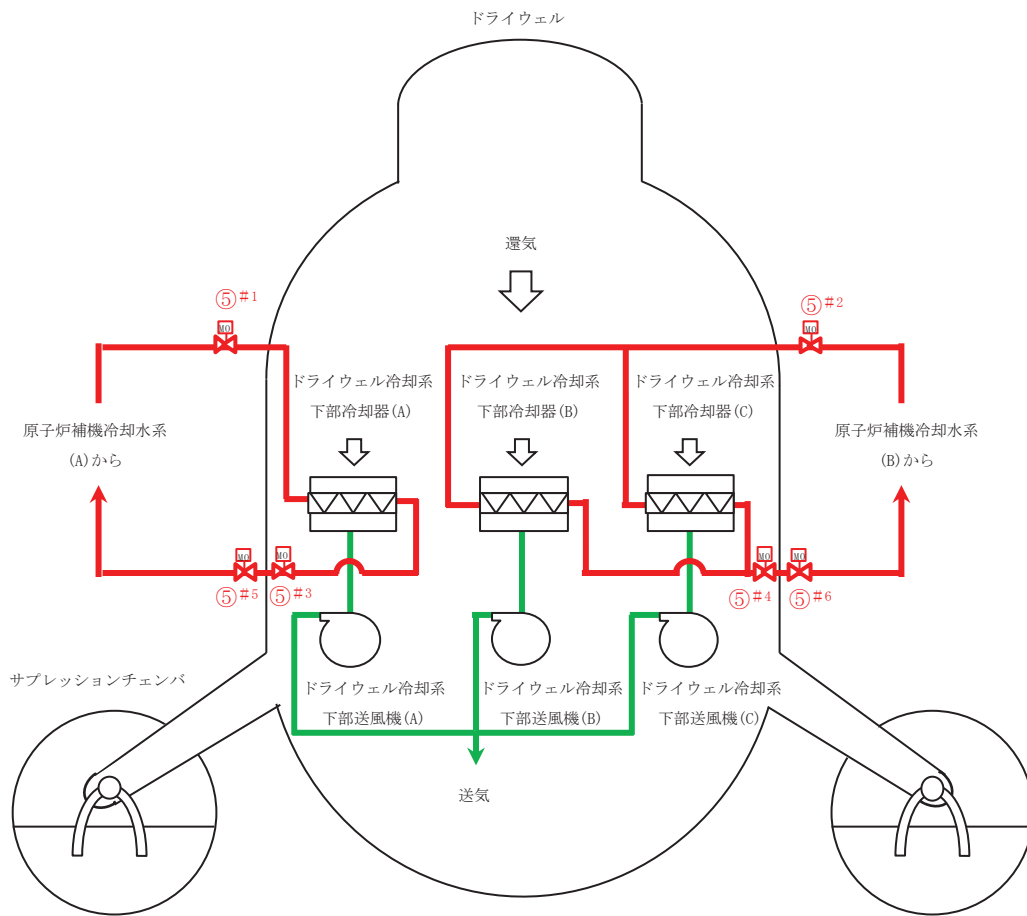
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70					
残留熱除去系電源復旧後のサブレーションプールの除熱	中央制御室運転員A 1	20分 サブレーションプールの除熱 ▽										操作手順	
		電源確認※1											
													③, ⑥

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.6.16 図 残留熱除去系電源復旧後のサブレーションプールの除熱 タイムチャート

凡例  
— : ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の除熱で使用する箇所(冷却水通水)  
— : ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の除熱で使用する箇所(送気)



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑤ #1	RCW 供給側第二隔離弁 (A)	P42-M0-F112A	中央制御室
⑤ #2	RCW 供給側第二隔離弁 (B)	P42-M0-F112B	中央制御室
⑤ #3	RCW 戻り側第一隔離弁 (A)	P42-M0-F115A	中央制御室
⑤ #4	RCW 戻り側第一隔離弁 (B)	P42-M0-F115B	中央制御室
⑤ #5	RCW 戻り側第二隔離弁 (A)	P42-M0-F116A	中央制御室
⑤ #6	RCW 戻り側第二隔離弁 (B)	P42-M0-F116B	中央制御室

#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弁があることを示す。

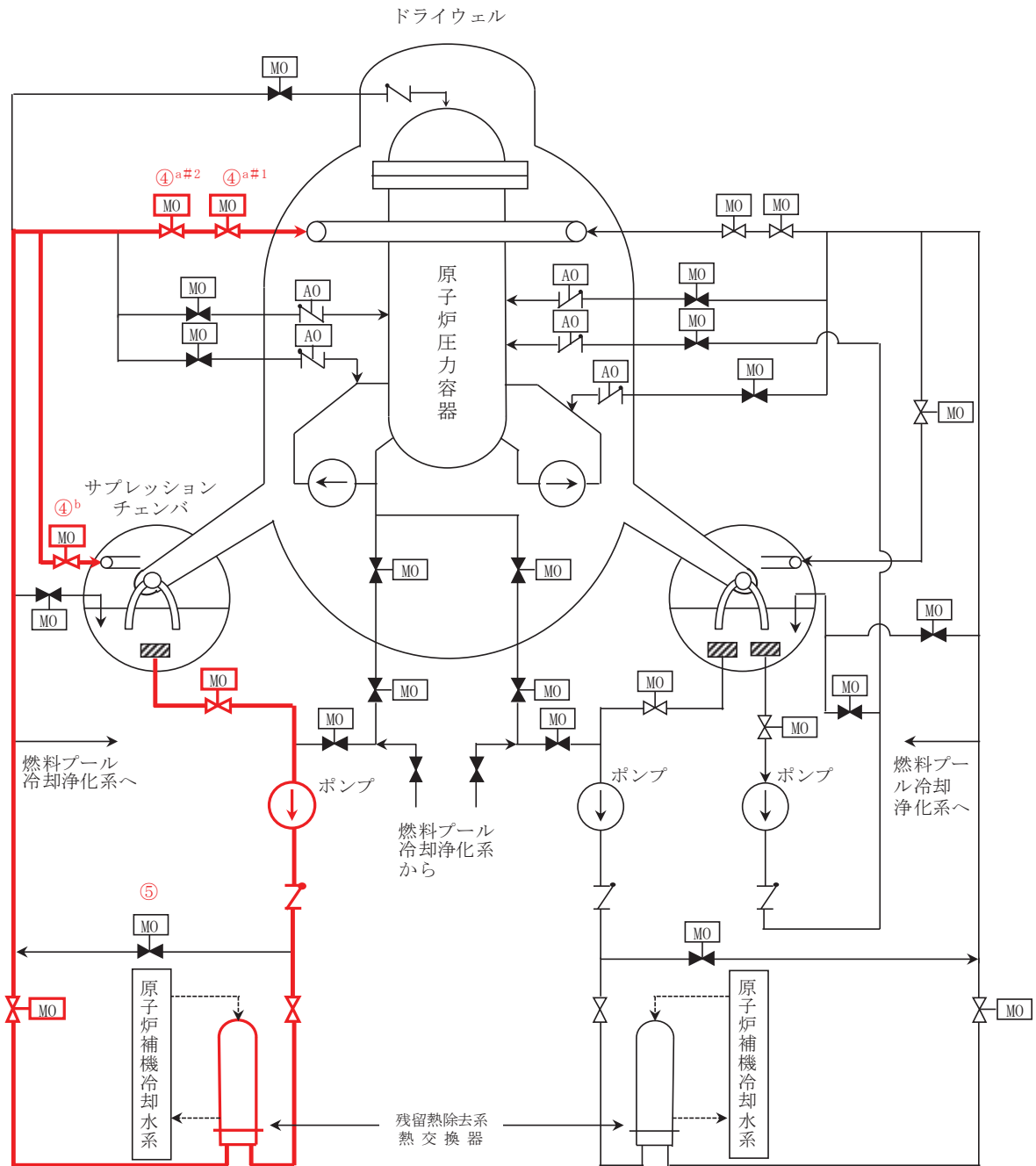
第 1.6.17 図 ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の除熱 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	70	操作手順			
ドライウエル冷却系による 原子炉格納容器内の除熱	中央制御室運転員A 1	原子炉格納容器内の除熱 65分											
		電源確認 <sup>※1</sup>											②
		隔離信号除外(RCW(A)及CRCW(B)使用)、系統構成 <sup>※2</sup>											③、⑤、⑥
		ドライウエル冷却系下部送風機(A)(B)(C)起動 <sup>※2</sup>											⑧

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

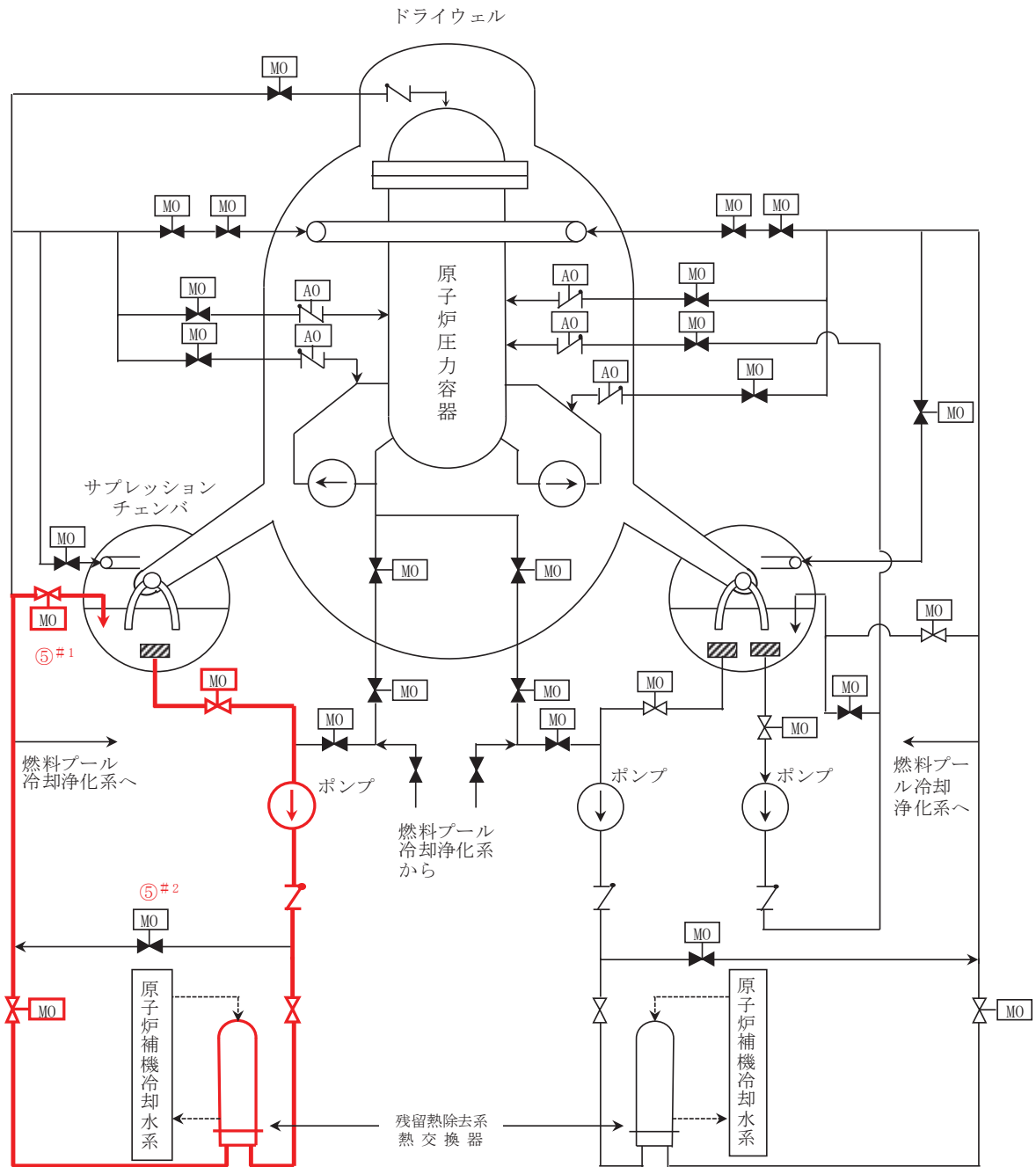
第 1.6.18 図 ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱 タイムチャート



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
④ <sup>a</sup> #1	RHR A系格納容器スプレイ隔離弁	E11-MO-F010A	中央制御室
④ <sup>a</sup> #2	RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁	E11-MO-F009A	中央制御室
④ <sup>b</sup>	RHR A系S/Cスプレイ隔離弁	E11-MO-F011A	中央制御室
⑤	RHR熱交換器(A)バイパス弁	E11-MO-F003A	中央制御室

#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弁があることを示す。

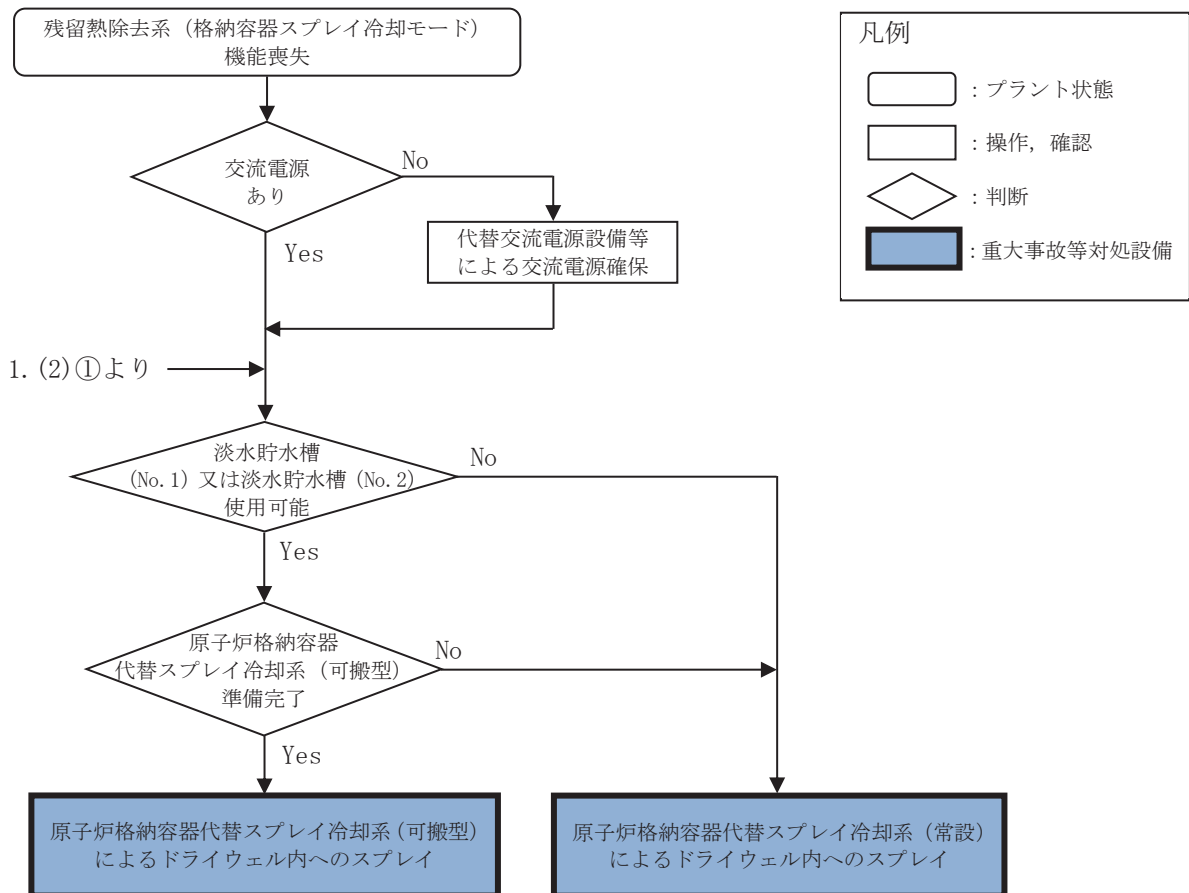
第 1.6.19 図 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図



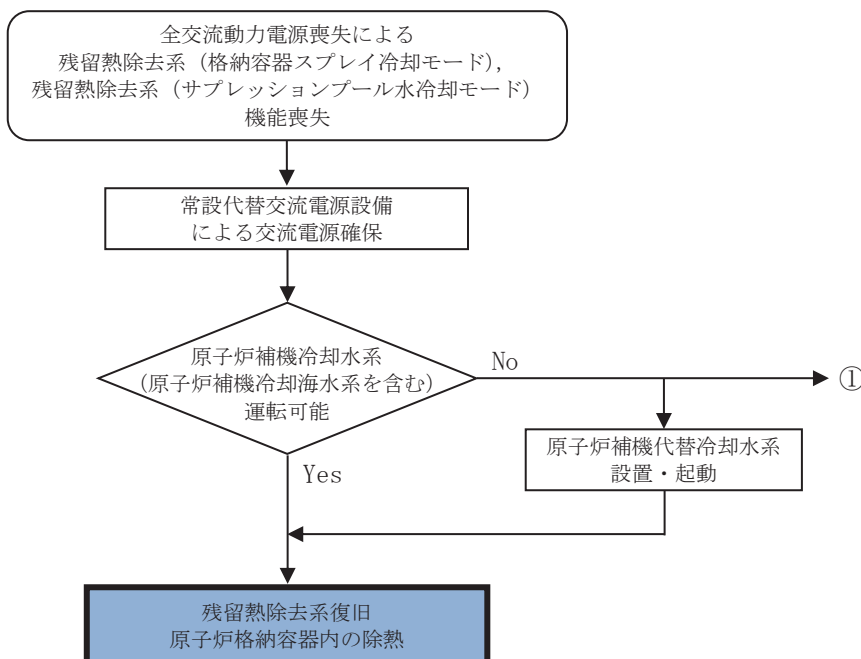
操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑤ #1	RHR A系試験用調整弁	E11-MO-F012A	中央制御室
⑤ #2	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	E11-MO-F003A	中央制御室

第 1.6.20 図 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によるサブプレッションプールの除熱 概要図

1. 炉心の著しい損傷防止のための対応手段  
 (1) フロントライン系故障時の対応手段の選択

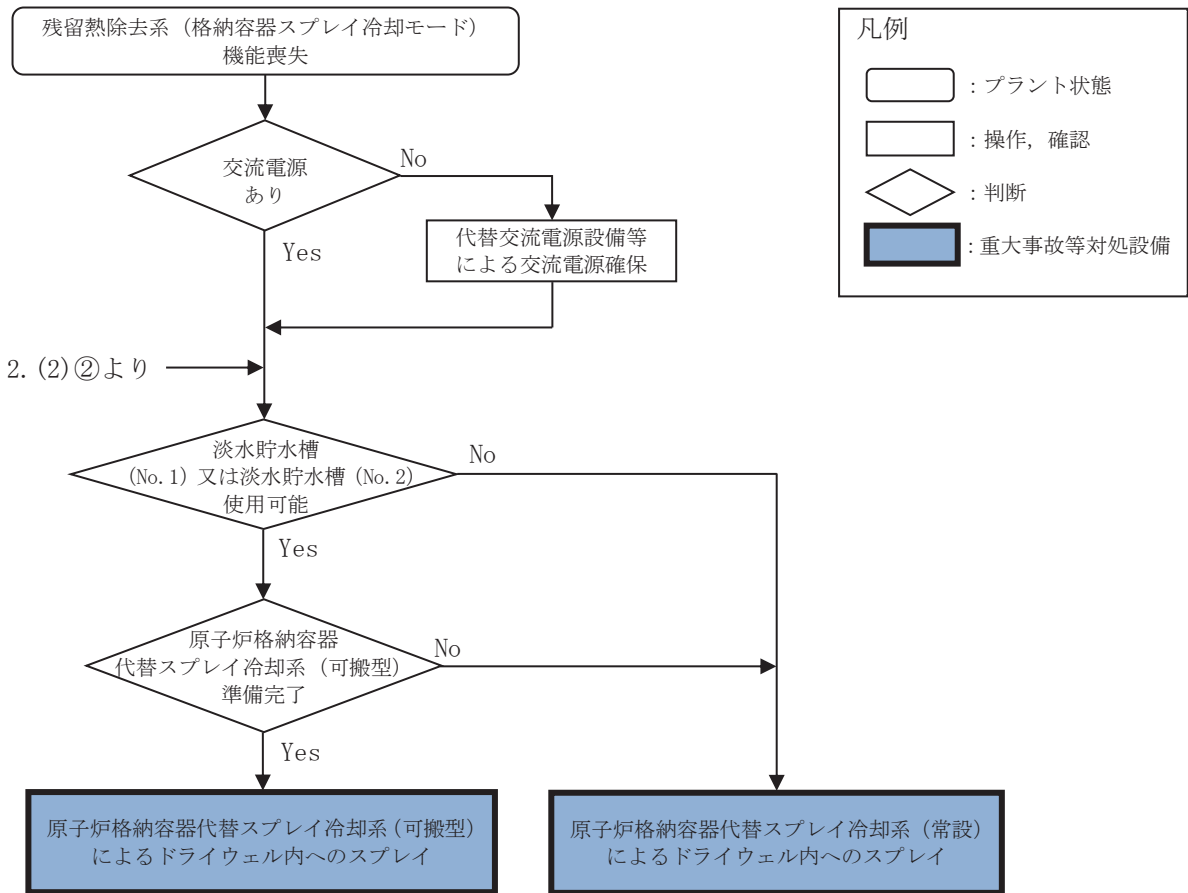


(2) サポート系故障時の対応手段の選択

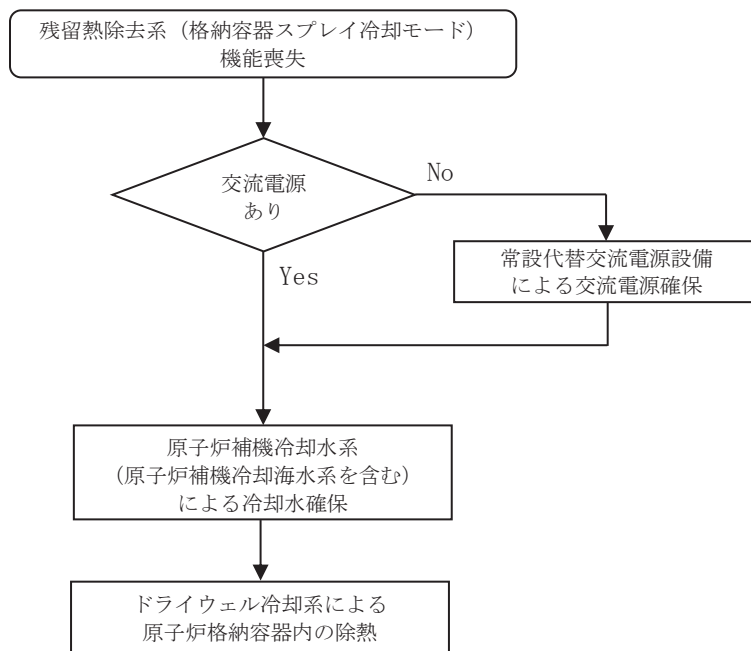


第 1.6.21 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/3)

2. 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段  
 (1) フロントライン系故障時の対応手段の選択 (1/2)



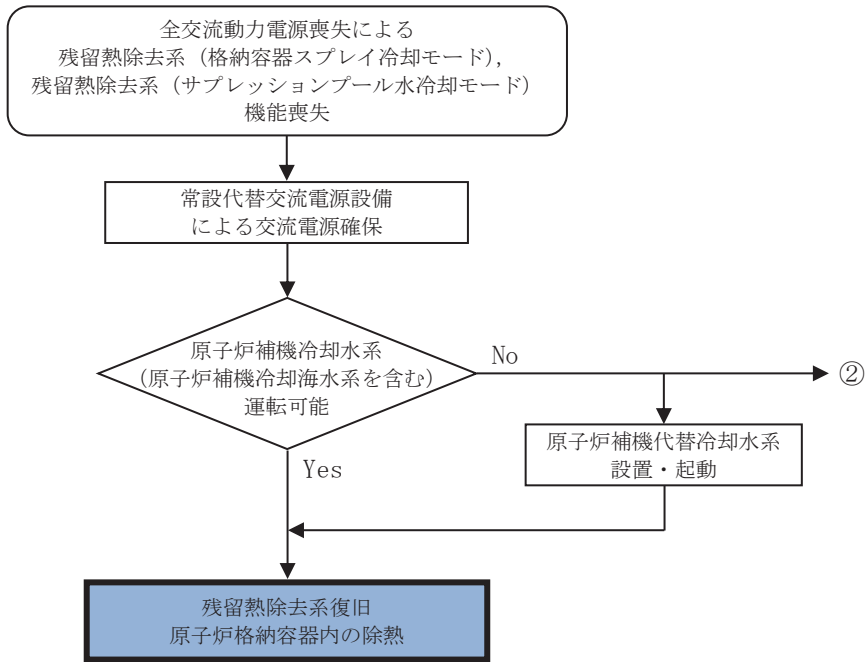
(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択 (2/2)



第 1.6.21 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/3)



(2) サポート系故障時の対応手段の選択



第 1.6.21 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/3)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/5）

技術的能力審査基準（1.6）	番号	設置許可基準規則（49条）	技術基準規則（64条）	番号
<p><b>【本文】</b>                      1 発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。                      2 発電用原子炉設置者は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p><b>【本文】</b>                      発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。                      2 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p><b>【本文】</b>                      発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を施設しなければならない。                      2 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を施設しなければならない。</p>	④
<p><b>【解釈】</b>                      1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p><b>【解釈】</b>                      1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p><b>【解釈】</b>                      1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等                      a) 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>(1) 重大事故等対処設備                      a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。</p>	<p>(1) 重大事故等対処設備                      a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。</p>	⑤
<p>(2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等                      a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	③	<p>b) 上記 a) の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。                      (2) 兼用                      a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p>	<p>b) 上記 a) の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。                      (2) 兼用                      a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p>	⑥

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/5）

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

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード） による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系ポンプ	既設	① ④	-	-	-	-	-	-
	サブプレッションチェンバ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設							
	スプレイ管	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
残留熱除去系（サブプレッションモード） によるサブプレッションポンプの除熱	残留熱除去系ポンプ	既設	① ④	-	-	-	-	-	-
	サブプレッションチェンバ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
	-	-							

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/5)

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

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ	既設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵タンク	既設							
	補給水系 配管・弁	既設 新設							
	残留熱除去系 配管・弁	既設							
	スプレイ管	既設							
	高圧炉心スプレイ系 配管・弁	既設 新設							
	燃料プール補給水系 弁	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	非常用交流電源設備	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							
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設							
代替所内電気設備	新設								

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/5）

■：重大事故等対処設備      □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却	大容量送水ポンプ（タイプI）	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥	-	-	-	-	-	-
	淡水貯水槽（No.1）※1	新設							
	淡水貯水槽（No.2）※1	新設							
	ホース延長回収車	新設							
	ホース・注水用ヘッド・接続口	新設							
	残留熱除去系配管・弁	既設							
	スプレイ管	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	非常用交流電源設備	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							
	代替所内電気設備	新設							
燃料補給設備	既設 新設								
-	-	-	-	ドライウエル冷却系内の除熱	ドライウエル冷却系下部送風機	常設	65分	1名	自主対策とする理由は本文参照
					ドライウエル冷却系下部冷却器	常設			
					原子炉格納容器	常設			
					原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	常設			
					常設代替交流電源設備	常設			

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

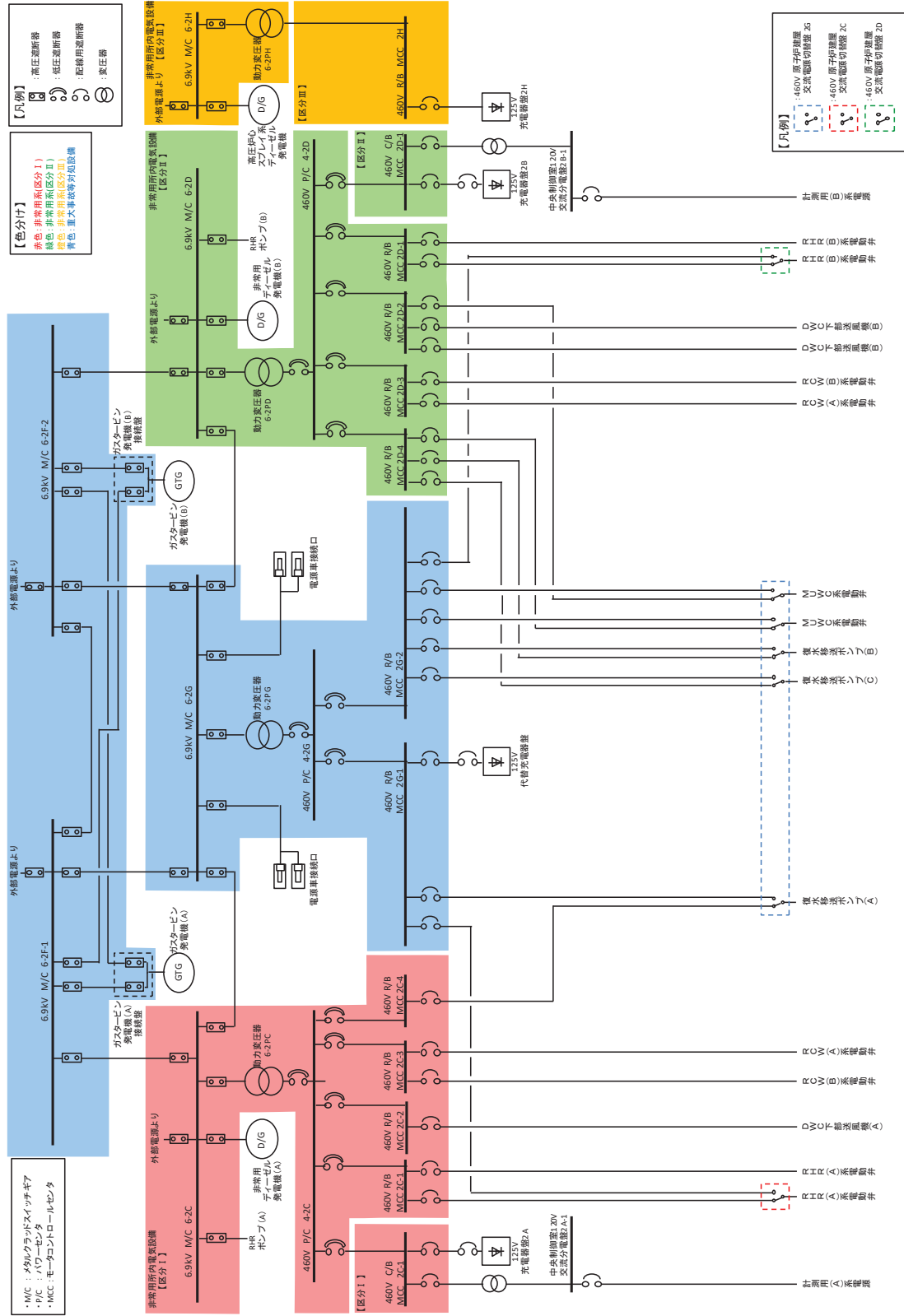
審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/5)

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

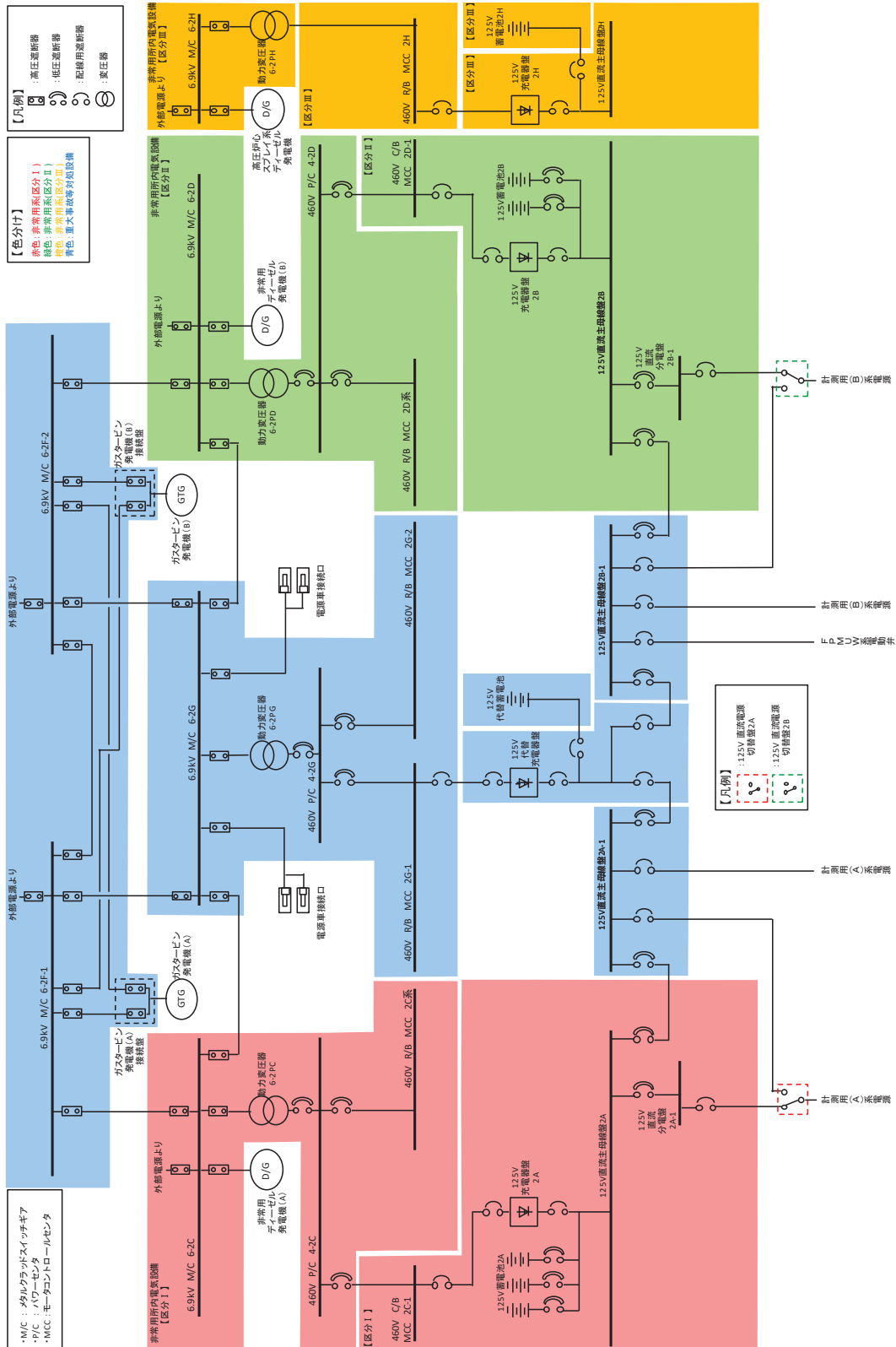
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)の復旧	残留熱除去系ポンプ	既設	① ④	-	-	-	-	-	-
	サブプレッションチェンバ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	既設							
	スプレイ管	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む)	既設							
	原子炉補機代替冷却水系	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (サブプレッションチェンバ)	残留熱除去系ポンプ	既設	① ④	-	-	-	-	-	-
	サブプレッションチェンバ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む)	既設							
	原子炉補機代替冷却水系	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	-	-							

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

対応手段として選定した設備の電源構成図



第1図 電源構成図 (交流電源)



第2図 電源構成図 (直流通電源)



## 重大事故等対策の成立性

## 1. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイ

## (1) 操作概要

発電所対策本部は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイが必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置場所並びにホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

現場では、指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設及び接続を実施し、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）により送水する。

## (2) 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺，原子炉建屋周辺）

## (3) 必要要員数及び時間

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウエル内へのスプレイのうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設及び接続に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数　：　9名（重大事故等対応要員）

想定時間　　：　385分（訓練実績等）

## (4) 作業の成立性

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、夜間における作業性を確保している。

放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、夜間においてもアクセス可能である。

また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：注水用ヘッダの運搬及びホースの敷設は、ホース延長回収車を使用することから、容易に実施可能である。

大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。

また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として、電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び

送受信器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。スプレイ操作は、中央制御室からの依頼に基づき発電所対策本部の指示により屋外で実施するが、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、トランシーバ（固定）及びトランシーバ（携帯）を用いることにより、円滑な連絡が可能である。



大容量送水ポンプ（タイプ I）



ホース敷設，接続



注水用ヘッダへのホース接続



大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動



流量調整

解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

1.6.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順	手順	判断基準記載内容	解釈
	(2) 残留熱除去系（サブプレッショ ンプール水冷却モード）によるサ プレッションプールの除熱	サブプレッションプール水の温度が規定温度以上	サブプレッションプール水の温度が <input type="text"/> 以上
		サブプレッションプールの気体温度が規定温度以上	サブプレッションプールの気体温度が <input type="text"/> 以上

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 2. 操作手順の解釈一覧

手順		操作手順記載内容		解釈
1. 6. 2. 1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 原子炉格納容器代替スプレイ	(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によるドライウエル内へのスプレイ	復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上	復水移送ポンプ出口圧力指示値が [ ] 以上
	(2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧	(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ  (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッションの除熱	残留熱除去系ポンプ出口圧力指示値が規定値以上  原子炉格納容器への注水量の上昇	残留熱除去系ポンプ(A) 出口圧力指示値が [ ] 以上  残留熱除去系ポンプ(A) 出口流量指示値が [ ] 程度まで上昇
1. 6. 2. 2 原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順 b. 原子炉格納容器除熱	(a) ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱	RCW・RSW 盤 ESS- I 及び RCW・RSW 盤 ESS- II  常用換気空調系盤及び常用換気空調系補助盤	(RCW・RSW 盤 ESS- I) H11-P688 (RCW・RSW 盤 ESS- II) H11-P689 (常用換気空調系盤) H11-P682 (常用換気空調系補助盤) H11-P683
	(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ	-	残留熱除去系ポンプ出口圧力指示値が規定値以上	残留熱除去系ポンプ(A) 出口圧力指示値が [ ] 以上

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3. 弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
P13-M0-F010	CRD 復水入口弁	中央制御室
P13-M0-F022	MUWC サンプリング取出止め弁	中央制御室
P15-M0-F001	FPMUW ポンプ吸込弁	中央制御室
P13-M0-F070	T/B 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-M0-F071	R/B B1F 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-M0-F171	R/B 1F 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-M0-F073	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	中央制御室
E11-M0-F010A	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F010B	RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F009A	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F009B	RHR B 系格納容器スプレイ流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F062A	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F062B	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	中央制御室
P70-D001-5	格納容器スプレイ弁	屋外
E11-F063A	RHR A 系格納容器代替スプレイ注入元弁	屋外
E11-F063B	RHR B 系格納容器代替スプレイ注入元弁	屋外
E11-M0-F011A	RHR A 系 S/C スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F011B	RHR B 系 S/C スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F003A	RHR 熱交換器(A) バイパス弁	中央制御室
E11-M0-F003B	RHR 熱交換器(B) バイパス弁	中央制御室
E11-M0-F012A	RHR A 系試験用調整弁	中央制御室
E11-M0-F012B	RHR B 系試験用調整弁	中央制御室
P42-M0-F112A	RCW 供給側第二隔離弁(A)	中央制御室
P42-M0-F112B	RCW 供給側第二隔離弁(B)	中央制御室
P42-M0-F115A	RCW 戻り側第一隔離弁(A)	中央制御室
P42-M0-F115B	RCW 戻り側第一隔離弁(B)	中央制御室
P42-M0-F116A	RCW 戻り側第二隔離弁(A)	中央制御室
P42-M0-F116B	RCW 戻り側第二隔離弁(B)	中央制御室

## 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) 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

###### (b) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

###### (c) 原子炉格納容器内 pH 調整

###### (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) 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) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）

###### (3) 原子炉格納容器内 pH 調整

###### (4) 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

##### 1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

##### 1.7.2.3 重大事故等時の対応手段の選択

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 重大事故等対策の成立性

1. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）
2. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への水補給
3. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ
4. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置スクラバ溶液移送
5. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への薬液補給

添付資料 1.7.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧
3. 弁番号及び弁名称一覧

## 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

### 【解釈】

- 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
  - (1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止
    - a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替循環冷却系、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。
    - b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。
  - (2) 悪影響防止
    - a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。
  - (3) 現場操作等
    - a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。
    - b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。
    - c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。
  - (4) 放射線防護
    - a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器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を考慮する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備<sup>\*</sup>を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第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交流電源設備により給電する。

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

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.7.1 表に整理する。

##### 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) 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。

代替循環冷却系の起動、流量調整等の操作については中央制御室から行う。

なお、代替循環冷却系運転後長期における系統廻りの線量低減対策として、大容量送水ポンプ（タイプ I）を使用した外部注水により系統水を入れ替えることでフラッシングが可能である。

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で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替循環冷却ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・原子炉補機代替冷却水系
- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・サプレッションチェンバ
- ・淡水貯水槽（No.1）
- ・淡水貯水槽（No.2）
- ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・補給水系 配管・弁
- ・スプレイ管
- ・ホース・接続口
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉格納容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

(b) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

i. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）

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、原子炉格納容器フィルタベント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。

また、原子炉格納容器調気系及び原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁（電動弁）を中央制御室から操作できない場合、隔離弁を遠隔で手動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、隔離弁を遠隔で手動操作するエリアは原子炉建屋内の原子炉棟外とする。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）で使用する設備は以下のとおり。

- ・フィルタ装置
- ・フィルタ装置出口側圧力開放板
- ・遠隔手動弁操作設備
- ・ホース延長回収車
- ・可搬型窒素ガス供給装置

- ・薬液補給装置
- ・原子炉格納容器調気系 配管・弁
- ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁
- ・ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口
- ・ホース・注水用ヘッダ・接続口
- ・排水設備
- ・原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）
- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・淡水貯水槽（No.1）
- ・淡水貯水槽（No.2）
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・常設代替直流電源設備
- ・可搬型代替直流電源設備

原子炉格納容器ベントを実施する際の設備とラインの優先順位は以下のとおりとする。

優先①：原子炉格納容器フィルタベント系によるサプレッションチェンバベント（以下「S/C ベント」という。）（現場操作含む）

優先②：原子炉格納容器フィルタベント系によるドライウエルベント（以下「D/W ベント」という。）（現場操作含む）

なお、大容量送水ポンプ(タイプ I)によるフィルタ装置への水の補給は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水も利用できる。

## ii. 不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換

排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、原子炉格納容器フィルタベント系の系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換する手段がある。

不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素ガス供給装置
- ・ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口
- ・原子炉格納容器調気系 配管・弁
- ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁
- ・フィルタ装置
- ・常設代替交流電源設備

## iii. 原子炉格納容器負圧破損の防止

原子炉格納容器フィルタベント系の使用後に格納容器スプレイを行う場合は、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力に到達した時点で格納容器スプレイを停止する手順を定めている。格納容器スプレイについては、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整理する。

また、中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する手段がある。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器の負圧破損の防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素ガス供給装置
- ・ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口
- ・原子炉格納容器調気系 配管・弁
- ・原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁
- ・原子炉格納容器
- ・フィルタ装置
- ・常設代替交流電源設備

#### (c) 原子炉格納容器内 pH 調整

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際、原子炉格納容器 pH 調整設備による薬液注入により原子炉格納容器内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保持することで、よう素の放出量を低減する手段がある。

原子炉格納容器 pH 調整設備による薬液注入で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器 pH 調整系ポンプ
- ・原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク
- ・原子炉格納容器 pH 調整系 配管・弁
- ・原子炉格納容器
- ・常設代替交流電源設備

#### (d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

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で使用する設備のうち、代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系熱交換器、原子炉補機代替冷却水系、大容量送水ポンプ（タイプ I）、サブプレッションチェンバ、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ、補給水系配管・弁、スプレイ管、ホース・接続口、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、常設代替交流電源設備、代替所内電気設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。原子炉補機冷却水系（原子

炉補機冷却海水系を含む)は重大事故等対処設備(設計基準拡張)として位置付ける。淡水貯水槽(No.1)及び淡水貯水槽(No.2)は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の補給等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)として位置付ける。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む)で使用する設備のうち、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、遠隔手動弁操作設備、ホース延長回収車、可搬型窒素ガス供給装置、原子炉格納容器調気系配管・弁、原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁、ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口、ホース・注水用ヘッダ・接続口、排水設備、原子炉格納容器(真空破壊装置を含む)、大容量送水ポンプ(タイプI)、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。淡水貯水槽(No.1)及び淡水貯水槽(No.2)は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の補給等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)として位置付ける。

不活性ガス(窒素ガス)による系統内の置換で使用する設備のうち、可搬型窒素ガス供給装置、ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口、原子炉格納容器調気系配管・弁、原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁、フィルタ装置及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1.7.1)

以上の重大事故等対処設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる。

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

- ・原子炉格納容器 pH 調整設備

重大事故等対処設備であるフィルタ装置により中央制御室の被ばく低減効果が一定程度得られており、原子炉格納容器 pH 調整設備により原子炉格納容器内に薬剤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。

- ・可搬型窒素ガス供給装置

有効性評価における原子炉格納容器内の圧力評価により、事故発生後7日間は窒素ガスを供給しなくても原子炉格納容器が負圧破損に至る可能性はない。

その後の安定状態においてサプレッションプール水の温度が低下し、原子炉格納容器内で発生する水蒸気が減少した場合においても、本設備を用いて原子炉格納容器へ窒素ガスを供給することで原子炉格納容器内の負圧化を

回避できることから、原子炉格納容器の負圧破損防止対策として有効である。

- ・薬液補給装置

フィルタ装置のスクラバ溶液は待機時に十分な量の薬液を保有しており、原子炉格納容器ベントを実施した際に原子炉格納容器から移行する酸の量を保守的に想定しても、アルカリ性を維持可能であるため薬液の補給は不要であるが、フィルタ装置への水補給と合わせて、本設備を用いて外部から薬液を補給することとしていることから、原子炉格納容器の破損防止対策として有効である。

- ・排水設備

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に、蒸気凝縮によりスクラバ溶液が上昇しても機能喪失しない設計としており、フィルタ装置の排水は不要であるが、原子炉格納容器フィルタベント系使用後において、放射性物質を含むスクラバ溶液をサプレッションチェンバに移送することができることから、放射性物質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、運転員及び重大事故等対応要員の対応として非常時操作手順書(シビアアクシデント)、非常時操作手順書(設備別)及び重大事故等対応要領書に定める(第1.7.1表)。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する(第1.7.2表、第1.7.3表)。

(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) 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、代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

#### a. 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

##### (a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく<sup>※2</sup> 原子炉格納容器内の除熱が困難な状況で、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3%以下<sup>※3</sup>の場合。

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

※2：設備に故障が発生した場合、又は駆動に必要な電源若しくは補機冷却水が確保できない場合。

※3：ドライ条件の酸素濃度を確認する。

##### (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。

手順の対応フローを第1.7.1図及び第1.7.2図に、概要図を第1.7.6図に、タイムチャートを第1.7.7図に示す。

① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。

② 運転員（中央制御室）Aは、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。

③<sup>a</sup> 原子炉圧力容器への注水から実施する場合

運転員（中央制御室）Aは、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイ前の系統構成として、代替循環冷却ポンプバイパス弁の全閉確認、代替循環冷却ポンプ流量調整弁の開操作及び代替循環冷却ポンプ吸込弁の全開操作を実施する。

- ③<sup>b</sup> 原子炉格納容器内へのスプレイから実施する場合  
 運転員（中央制御室）A は、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイ前の系統構成として、代替循環冷却ポンプバイパス弁の全閉確認、代替循環冷却ポンプ流量調整弁の開操作並びに代替循環冷却ポンプ吸込弁及びRHR A系格納容器スプレイ隔離弁の全開操作を実施する。
- ④ 運転員（中央制御室）A は、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を発電課長に報告する。
- ⑤ 発電課長は、運転員に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイの開始を指示する。
- ⑥<sup>a</sup> 原子炉圧力容器への注水から実施する場合（⑥<sup>a</sup>～⑩<sup>a</sup>）  
 運転員（中央制御室）Aは、代替循環冷却ポンプを起動し、速やかにRHR A系LPCI 注入隔離弁の全開操作及び代替循環冷却ポンプ流量調整弁を開として代替循環冷却系の運転を開始する。
- ⑦<sup>a</sup> 運転員（中央制御室）Aは、代替循環冷却ポンプ出口流量指示値の上昇を確認し、RHR熱交換器（A）バイパス弁を全閉とする。
- ⑧<sup>a</sup> 運転員（中央制御室）Aは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。
- ⑨<sup>a</sup> 発電課長は、運転員に格納容器スプレイを実施するため代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ライン切替えを指示する。
- ⑩<sup>a</sup> 運転員（中央制御室）Aは、原子炉圧力容器への注水ラインを切替えるため、復水移送ポンプが運転中の場合は停止し、T/B緊急時隔離弁、R/B B1F緊急時隔離弁及びR/B 1F緊急時隔離弁の全閉操作並びにRHR MUWC連絡第一弁、RHR MUWC連絡第二弁及びRHR B系LPCI注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑪<sup>a</sup> 運転員（中央制御室）Aは、RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁の開操作及びRHR A系LPCI注入隔離弁の全閉操作を実施し、残留熱除去系洗浄ライン流量指示値の上昇により原子炉圧力容器への注水ライン切替え完了を確認し、発電課長に報告する。
- ⑫<sup>a</sup> 発電課長は、運転員に原子炉格納容器内へのスプレイ開始を指示する。
- ⑬<sup>a</sup> 運転員（中央制御室）Aは、RHR A系格納容器スプレイ隔離弁及びRHR A系格納容器スプレイ流量調整弁の全開操作並びにRHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁の閉操作により原子炉圧力容器への注水量を調整し、原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。
- ⑭<sup>a</sup> 運転員（中央制御室）Aは、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを格納容器内圧力指示値及び格納容器内温度指示値の低下により確認し、発電課長に報告する。
- ⑮<sup>a</sup> 発電課長は、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを発電所対策本部に連絡する。



- ⑩<sup>a</sup>発電課長は、運転員に原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力を継続監視し、RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁及びRHR A系格納容器スプレイ流量調整弁にて適宜、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう指示する。
- また、状況によりRHR A系格納容器スプレイ流量調整弁及びRHR MUWC連絡第一弁を全閉、RHR A系試験用調整弁を開とすることで、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイからサブレーションプールの除熱へ切り替える。
- ⑪<sup>b</sup>原子炉格納容器内へのスプレイから実施する場合 (⑥<sup>b</sup>～⑭<sup>b</sup>)
- 運転員 (中央制御室) Aは、代替循環冷却ポンプを起動し、速やかにRHR A系格納容器スプレイ流量調整弁の全開操作及び代替循環冷却ポンプ流量調整弁を開として代替循環冷却系の運転を開始する。
- ⑫<sup>b</sup>運転員 (中央制御室) Aは、代替循環冷却ポンプ出口流量指示値の上昇を確認し、RHR熱交換器 (A) バイパス弁を全閉とする。
- ⑬<sup>b</sup>運転員 (中央制御室) Aは、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを格納容器内圧力指示値及び格納容器内温度指示値の低下により確認し、発電課長に報告する。
- ⑭<sup>b</sup>発電課長は、運転員に原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑮<sup>b</sup>運転員 (中央制御室) Aは、復水移送ポンプが運転中の場合は停止し、T/B緊急時隔離弁、R/B B1F緊急時隔離弁及びR/B 1F緊急時隔離弁の全開操作並びにRHR MUWC連絡第一弁、RHR MUWC連絡第二弁及びRHR B系LPCI注入隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑯<sup>b</sup>運転員 (中央制御室) Aは、RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁の開操作及びRHR A系格納容器スプレイ流量調整弁の閉操作を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。
- ⑰<sup>b</sup>運転員 (中央制御室) Aは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系洗浄ライン流量指示値及び原子炉水位の上昇により確認し、発電課長に報告する。
- ⑱<sup>b</sup>発電課長は、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを発電所対策本部に連絡する。
- ⑲<sup>b</sup>発電課長は、運転員に原子炉格納容器内の圧力及び原子炉圧力容器内の水位を継続監視し、RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁及びRHR A系格納容器スプレイ流量調整弁にて、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう指示する。
- また、状況によりRHR A系格納容器スプレイ流量調整弁及びRHR MUWC連絡第一弁を全閉、RHR A系試験用調整弁を開とすることで、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイからサブレーションプールの除熱へ切り替える。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断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30分以内で可能である。

b. 代替循環冷却系使用時における補機冷却水確保

炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために代替循環冷却系の運転を実施する場合、原子炉補機代替冷却水系又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）により補機冷却水を確保し、代替循環冷却系で使用する代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系熱交換器（A）及び代替循環冷却系の運転可否の判断で使用する格納容器内雰囲気計装へ供給する。なお、操作手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合、及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合は、サプレッションプール水以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施しているため、サプレッションプール水位が上昇するが、外部水源注水量限界に到達した場合は、このスプレイを停止するため、原子炉格納容器内の圧力を0.640MPa[gage]以下に抑制できる見込みがなくなることから、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

また、原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応により発生した水素ガスが原子炉建屋に漏えいする可能性があることから、原子炉建屋 地上3階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度及び原子炉建屋 地上3階（原子炉建屋原子炉棟内）以外のエリアの水素濃度並びに静的触媒式水素再結合装置動作監視装置により静的触媒式水素再結合装置の出入口温度の監視を行い、原子炉建屋内において異常な水素ガスの漏えいを検知した場合は原子炉格納容器内に滞留した水素ガスを排出することで、原子炉建屋への水素ガスの漏えいを防止する。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、運転員は中央制御室待避所へ待避しプラントパラメータを中央制御室待避所内のデータ表示装置（待避所）により継続して監視する。

原子炉格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合、並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉

格納容器内への窒素注入が可能な場合は、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉し、原子炉格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又は FCVS ベントライン隔離弁 (B) については、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に 1 系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。

a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む)

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>において、残留熱除去系及び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ができず、原子炉格納容器内の圧力が 0.640MPa [gage] に到達した場合<sup>\*2</sup>、若しくは原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋原子炉棟内) の水素濃度が 2.0% に到達した場合。

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

※2：発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに原子炉格納容器ベントの準備を開始する。

(b) 操作手順

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.7.3 図及び第 1.7.4 図に、概要図を第 1.7.8 図に、タイムチャートを第 1.7.9 図及び第 1.7.10 図に示す。

[S/C ベントの場合 (D/W ベントの場合、手順⑫以外は同様)]

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に到達したことを発電所対策本部長に報告する。
- ② 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの準備開始を指示する。
- ③ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの準備開始を指示する。
- ④ 運転員 (中央制御室) A は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤ 運転員 (中央制御室) A は、フィルタベント系制御盤にてフィルタ装置水

位指示値が通常水位範囲内であることを確認する。

- ⑥ 運転員（中央制御室）A は、原子炉格納容器ベント前の確認として、原子炉格納容器調気系（以下「AC 系」という。）隔離信号が発生している場合は、原子炉冷却制御盤にて、AC 系隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑦ 運転員（中央制御室）A は、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、ベント用 SGTS 側隔離弁、格納容器排気 SGTS 側止め弁、ベント用 HVAC 側隔離弁、格納容器排気 HVAC 側止め弁、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁の全閉を確認する。
- ⑧ 運転員（中央制御室）A は、FCVS ベントライン隔離弁(A)又は FCVS ベントライン隔離弁(B)を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント準備完了を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。なお、中央制御室からの操作により全開にできない場合は、運転員（現場）B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて FCVS ベントライン隔離弁(A)又は FCVS ベントライン隔離弁(B)を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント準備完了を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。
- ⑨ 運転員（中央制御室）A は、原子炉格納容器内の圧力及び水位、並びに原子炉建屋内の水素濃度に関する情報収集を適宜行い、発電課長に報告する。また、発電課長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位、並びに原子炉建屋内の水素濃度に関する情報を、発電所対策本部長に報告する。
- ⑩ 発電所対策本部長は、以下のいずれかの条件に到達した場合、発電課長に原子炉格納容器フィルタベント系によるサプレッションチェンバ（以下「S/C」という。）側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。また、S/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合は、ドライウェル（以下「D/W」という。）側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。
  - ・原子炉格納容器内の圧力を 0.640 MPa[gage]以下に維持できないと判断した場合。
  - ・原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度が 2.3%に到達した場合。
- ⑪ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系による S/C 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。また、S/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合は、D/W 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。
- ⑫<sup>a</sup>S/C 側からの原子炉格納容器ベントの場合  
運転員（中央制御室）A は、S/C ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。な

お、中央制御室からの操作により全開にできない場合は、運転員（現場）B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて S/C ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。

⑫<sup>b</sup>S/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合

運転員（中央制御室）A は、D/W ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。なお、中央制御室からの操作により全開にできない場合は、運転員（現場）B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて D/W ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。

⑬ 運転員（中央制御室）A は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを、格納容器内圧力指示値の低下又は原子炉建屋内水素濃度指示値が安定若しくは低下、フィルタ装置入口圧力指示値、フィルタ装置出口圧力指示値及びフィルタ装置出口放射線モニタ指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを発電所対策本部長に報告する。

⑭ 運転員（中央制御室）A は、フィルタベント系制御盤にてフィルタ装置水位指示値を確認し、水補給が必要な場合は発電課長に報告する。また、発電課長は、フィルタ装置への水補給を実施するよう発電所対策本部に依頼する。

⑮ 発電課長は、原子炉格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合、並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入が可能となった場合は、発電所対策本部長に報告する。

⑯ 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの停止を指示する。

⑰ 発電課長は、運転員に S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁の全閉による原子炉格納容器ベントの停止を指示する。

⑱ 運転員（中央制御室）A は、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの停止を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。なお、中央制御室からの操作により全閉にできない場合は、運転員（現場）B 及び C は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いて S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉とし、原子炉格納容器フィルタベント系によ

る原子炉格納容器ベントの停止を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。

- ⑱ 発電課長は、原子炉格納容器ベント停止後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、発電所対策本部長に報告する。
- ⑲ 発電所対策本部長は、発電課長にFCVS ベントライン隔離弁の全閉を指示する。
- ⑳ 発電課長は、運転員にFCVS ベントライン隔離弁の全閉を指示する。
- ㉑ 運転員（中央制御室）A は、FCVS ベントライン隔離弁（A）又はFCVS ベントライン隔離弁（B）を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。なお、中央制御室からの操作により全閉にできない場合は、運転員（現場）B 及びC は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いてFCVS ベントライン隔離弁（A）又はFCVS ベントライン隔離弁（B）を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。

#### (c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び運転員（現場）2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント準備完了まで中央制御室からの操作が可能な場合は15分以内、中央制御室からの操作ができず現場で操作を実施する場合は75分以内、原子炉格納容器ベントの実施を判断してから原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで中央制御室からの操作が可能な場合は5分以内、中央制御室からの操作ができず現場で操作を実施する場合は115分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。S/C ベント用出口隔離弁及びD/W ベント用出口隔離弁の操作場所は原子炉建屋内の原子炉棟外に設置することに加え、あらかじめ遮蔽材を設置することで作業時の被ばくによる影響を低減している。また、防護具を確実に装着して操作する。

遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

(添付資料 1.7.3)

#### b. フィルタ装置への水補給

フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位（許容最小水量）に到達する前に、重大事故用給水ラインから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

フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合。

(b) 操作手順

フィルタ装置への水補給手順（フィルタ装置（A）の給水ラインを使用する場合）の概要は以下のとおり。（フィルタ装置（B），（C）の給水ラインを使用する場合も同様。）概要図を第 1.7.11 図に，タイムチャートを第 1.7.12 図に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員にフィルタ装置への水補給の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は，発電所対策本部にフィルタ装置への水補給の準備開始を依頼する。
- ③ 運転員（中央制御室）A は，フィルタ装置への水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にて確認する。
- ④ 発電所対策本部は，重大事故等対応要員にフィルタ装置への水補給の準備開始を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は，大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置，ホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は，フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合は，ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また，発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑦ 発電課長は，発電所対策本部からの連絡により，フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合は，ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑧ 運転員（現場）B 及び C は，ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また，発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑨<sup>a</sup> フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋外）を使用する場合  
重大事故等対応要員は，大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置，ホースの敷設及び接続が完了した後，系統構成としてフィルタ装置（A）屋外側重大事故時用給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全開とし，フィルタ装置への水補給の準備完了を発電所対策本部に報告する。また，発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑨<sup>b</sup> フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）を使用する場合  
重大事故等対応要員は，大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置，ホースの敷設及び接続が完了した後，系統構成として建屋内事故時用給水ライン元弁の全開及びフィルタ装置（A）補給水弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全開とし，フィルタ装置への水補給の準備完了を発電所対策本部に報告する。また，発電所対策本部は発電課長に連絡する。

- ⑩ 発電課長は、発電所対策本部に大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による送水開始を依頼する。
- ⑪ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員にフィルタ装置への水補給開始を指示する。
- ⑫ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の起動及びフィルタ装置水補給弁の開操作を実施し、フィルタ装置への水補給の開始を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑬ 運転員（中央制御室）Aは、フィルタ装置への給水が開始されたことをフィルタベント系制御盤にて、フィルタ装置水位指示値が上昇したことにより確認する。その後、通常水位範囲内に到達したことを確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑭ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員にフィルタ装置への水補給停止を指示する。
- ⑮<sup>a</sup> フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋外）を使用した場合  
重大事故等対応要員は、フィルタ装置水補給弁の全閉及びフィルタ装置（A）屋外側重大事故時給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑮<sup>b</sup> フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）を使用した場合  
重大事故等対応要員は、フィルタ装置水補給弁及び建屋内事故時給水ライン元弁の全閉並びにフィルタ装置（A）補給水弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名\*及び重大事故等対応要員9名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による注水開始まで380分以内で可能である。なお、屋外における本操作は原子炉格納容器ベント実施後の短期間において、フィルタ装置への水補給を行うものではないことから、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いるため作業可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の保管場所に使用工具、ホース等を配備する。車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。



※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

（添付資料 1.7.3）

c. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント停止後において、スクラバ溶液に捕集された放射性物質による水の放射線分解で発生する水素ガス及び酸素ガスを排出するため、原子炉格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパージを実施する。

(a) 手順着手の判断基準

残留熱除去系による除熱機能が喪失した場合。

(b) 操作手順

原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.7.13 図に、タイムチャートを第 1.7.14 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ準備のため、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③ 運転員（中央制御室）A は、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージに必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に可搬型窒素ガス供給装置の準備開始を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑦ 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑧ 運転員（現場）B 及び C は、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置を原子炉建屋近傍に設

置し、ホースの敷設及び接続が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。

- ⑩ 発電課長は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを停止した場合、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージに必要な系統構成開始を指示する。
- ⑪ 運転員（中央制御室）A は、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ前の系統構成として、FCVS ベントライン隔離弁（A）及びFCVS ベントライン隔離弁（B）の全閉を確認する。
- ⑫<sup>a</sup> 可搬型窒素ガス供給装置接続口（屋外）を使用する場合  
運転員（現場）B 及び C は、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージに必要な系統構成として、PSA 窒素供給ライン元弁及びFCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの準備完了を発電課長に報告する。
- ⑫<sup>b</sup> 可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）を使用する場合  
運転員（現場）B 及び C は、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージに必要な系統構成として、建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁及びFCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの準備完了を発電課長に報告する。
- ⑬ 発電課長は、運転員に窒素ガスの供給開始を指示する。
- ⑭ 運転員（現場）B 及び C は、FCVS 窒素供給ライン止め弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で開操作し、窒素ガスの供給を開始する。
- ⑮ 運転員（中央制御室）A は、窒素ガスの供給が開始されたことをフィルタ装置入口圧力指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑯ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系系統内の水素濃度測定を指示する。
- ⑰ 運転員（現場）B 及び C は、原子炉格納容器フィルタベント系系統内の水素濃度測定のための系統構成として、フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁、フィルタ装置出口水素濃度計入口弁及びフィルタ装置出口水素濃度計出口弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全開とする。
- ⑱ 運転員（中央制御室）A は、フィルタベント系制御盤にてフィルタ装置出口水素濃度計を起動し発電課長に報告するとともに、フィルタ装置出口水素濃度を監視する。

### (c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び重大事故等対応要員5名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ開始まで315分以内で可

能である。なお、本操作は、原子炉格納容器ベント前、又は原子炉格納容器ベント停止後の操作であることから、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いるため、作業可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、窒素供給用ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型窒素ガス供給装置の保管場所に使用工具、窒素供給用ホース等を配備する。車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。

(添付資料 1. 7. 3)

#### d. フィルタ装置スクラバ溶液移送

水の放射線分解により発生する水素ガス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バ溶液をサプレッションチェンバへ移送する。

##### (a) 手順着手の判断基準

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント停止後において、フィルタ装置水温度指示値が 104℃以下であり、サプレッションチェンバ内の圧力が規定値以下である場合。

##### (b) 操作手順

フィルタ装置スクラバ溶液移送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発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給及びフィルタ装置への薬液補給の準備開始を依頼する。
- ②発電所対策本部は、保修班員にフィルタ装置への水補給及びフィルタ装置への薬液補給の準備開始を指示する。
- ③発電課長は、運転員にフィルタ装置スクラバ溶液移送の準備開始を指示する。
- ④運転員（中央制御室）A は、フィルタ装置のスクラバ溶液移送に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤運転員（中央制御室）A は、FCVS 排水移送ライン第一隔離弁を全開とする。
- ⑥運転員（現場）B 及び C は、FCVS 排水移送ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作にて全開とし、フィルタ装置のスクラバ溶液移送に必要な系統構成が完了したことを発電課長に報告する。
- ⑦発電課長は、運転員にフィルタ装置のスクラバ溶液移送を指示する。
- ⑧運転員（中央制御室）A は、FCVS 排水移送ライン第二隔離弁を全開した後、フィルタ装置水位指示値が計測範囲下端まで低下したことを確認し、FCVS

- 排水移送ライン第二隔離弁及びFCVS 排水移送ライン第一隔離弁を全閉する。
- ⑨運転員（中央制御室）A は、フィルタ装置のスクラバ溶液移送が完了したことを発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に報告する。
  - ⑩保修士員は、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給の準備が完了したことを報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
  - ⑪発電課長は、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給開始を依頼する。
  - ⑫発電所対策本部は、保修士員にフィルタ装置への水補給開始を指示する。
  - ⑬保修士員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動及びフィルタ装置水補給弁の開操作を実施し、フィルタ装置への水補給を開始したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
  - ⑭発電課長は、運転員にフィルタ装置水位を確認するように指示する。
  - ⑮運転員（中央制御室）A は、フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内に到達したことを確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
  - ⑯発電所対策本部は、保修士員にフィルタ装置への水補給の停止を指示する。
  - ⑰保修士員は、フィルタ装置水補給弁の全閉及びフィルタ装置（A）屋外側重大事故時用給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備にて全閉とした後、大容量送水ポンプ（タイプ I）を停止し、発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
  - ⑱発電課長は、運転員に FCVS 排水移送ライン洗浄のため、フィルタ装置スクラバ溶液移送を指示する。
  - ⑲運転員（中央制御室）A は、FCVS 排水移送ライン第一隔離弁及び FCVS 排水移送ライン第二隔離弁を全開した後、フィルタ装置水位指示値が計測範囲下端まで低下したことを確認し、FCVS 排水移送ライン第二隔離弁及び FCVS 排水移送ライン第一隔離弁を全閉する。また、運転員（現場）B 及び C は、FCVS 排水移送ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作にて全閉する。
  - ⑳運転員（中央制御室）A は、FCVS 排水移送ラインの洗浄が完了したことを発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
  - ㉑発電所対策本部は、保修士員にフィルタ装置を水中保管とするためフィルタ装置への水補給開始を指示する。
  - ㉒保修士員は、フィルタ装置（A）屋外側重大事故時用給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備にて全開とした後、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動及びフィルタ装置水補給弁の開操作を実施し、フィルタ装置への水補給の開始を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
  - ㉓発電課長は、運転員にフィルタ装置の水位を監視するように指示する。
  - ㉔運転員（中央制御室）A は、フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内に到達したことを確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本

部に連絡する。

- ②⑤発電所対策本部は、保修班員にフィルタ装置への水補給の停止を指示する。
- ②⑥保修班員は、フィルタ装置水補給弁の全閉及びフィルタ装置 (A) 屋外側重大事故時用給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備にて全閉とした後、大容量送水ポンプ (タイプ I) を停止し、発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ②⑦保修班員は、フィルタ装置への薬液補給の準備が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ②⑧発電所対策本部は、保修班員にフィルタ装置への薬液補給開始を指示する。
- ②⑨保修班員は、薬液補給装置の起動及びフィルタ装置 (A) 薬液注入ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作にて全開とし、薬液補給を開始する。
- ③⑩保修班員は、規定量の薬液が補給されたことを確認し、薬液補給の完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ③⑪発電課長は、運転員にフィルタ装置の水位の確認を指示する。
- ③⑫運転員 (中央制御室) A は、フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であることを確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ③⑬発電課長は、運転員にフィルタ装置出口水素濃度を確認するように指示する。
- ③⑭運転員 (中央制御室) A は、フィルタ装置出口水素濃度指示値が可燃限界未満であることを確認し、発電課長に報告する。
- ③⑮発電課長は、運転員にフィルタ装置出口弁を全閉とするように指示する。
- ③⑯運転員 (現場) B 及び C は、フィルタ装置出口弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ③⑰発電課長は、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの停止を指示する。
- ③⑱運転員 (現場) B 及び C は、FCVS 窒素供給ライン止め弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により全閉とした後、FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁及び PSA 窒素供給ライン元弁を全閉とし、窒素ガス供給の停止を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。

### (c) 操作の成立性

上記の操作のうちフィルタ装置スクラバ溶液移送については、運転員 (中央制御室) 1 名及び運転員 (現場) 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バ溶液移送開始まで 20 分以内で可能である。

また、フィルタ装置への水補給については、運転員 (中央制御室) 1 名及び

保修班員 9 名にて作業を実施した場合、フィルタ装置スクラバ溶液移送完了からフィルタ装置への水補給開始まで 380 分以内で可能である。

FCVS 排水移送ライン洗浄については、運転員（中央制御室）1 名にて実施した場合、フィルタ装置への水補給完了から FCVS 排水移送ライン洗浄開始まで 5 分以内で可能である。

フィルタ装置への薬液補給については、運転員（中央制御室）1 名及び保修班員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから薬液補給開始まで 230 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、大容量送水ポンプ（タイプ I）等の保管場所に使用工具、ホース等を配備する。車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間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. フィルタ装置への薬液補給

フィルタ装置のスクラバ溶液は待機時に十分な量の薬液を保有しており、原子炉格納容器ベントを実施した場合でもアルカリ性を維持可能であるが、水補給に合わせて薬液を補給する。

(a) 手順着手の判断基準

フィルタ装置への水補給を行う場合。

(b) 操作手順

フィルタ装置への薬液補給の手順（フィルタ装置（A）の薬液注入ラインを使用する場合）は以下のとおり。（フィルタ装置（B）、（C）の薬液注入ラインを使用する場合も同様。）概要図を第 1.7.17 図に、タイムチャートを第 1.7.18 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にフィルタ装置への薬液補給の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部にフィルタ装置への薬液補給の準備のため、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③ 運転員（中央制御室）A は、フィルタ装置への薬液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にて確認する。
- ④ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員にフィルタ装置への薬液補給の準備開始を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続作

業を開始する。

- ⑥ 重大事故等対応要員は、フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑦ 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑧ 運転員（現場）B 及び C は、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑩ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員にフィルタ装置への薬液補給の開始を指示する。
- ⑪<sup>a</sup> フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋外）を使用する場合  
重大事故等対応要員は、薬液補給装置の起動及びフィルタ装置（A）薬液注入ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全開とし、薬液補給を開始する。
- ⑪<sup>b</sup> フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）を使用する場合  
重大事故等対応要員は、建屋内事故時用給水ライン元弁を全開とした後、薬液補給装置の起動及びフィルタ装置（A）補給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全開とし、薬液補給を開始する。
- ⑫ 重大事故等対応要員は、規定量の薬液が補給されたことを確認し、薬液補給の完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑬ 発電課長は、運転員にフィルタ装置の水位の確認を指示する。
- ⑭ 運転員（中央制御室）A は、フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であることを確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑮ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に薬液補給の停止を指示する。
- ⑯<sup>a</sup> フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋外）を使用した場合  
重大事故等対応要員は、薬液補給装置を停止し、フィルタ装置（A）薬液注入ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への薬液補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑯<sup>b</sup> フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）を使用した場合  
重大事故等対応要員は、薬液補給装置を停止し、フィルタ装置（A）補給水ライン弁を遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作で全閉及び建屋内事

故時用給水ライン元弁を全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への薬液補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名\*及び重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置への薬液補給開始まで230分以内で可能である。なお、屋外における本操作は、原子炉格納容器ベント実施後の短期間において、フィルタ装置への薬液補給を行うものではないことから、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いるため作業可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、薬液補給装置の保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。

※フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

（添付資料 1.7.3）

(3) 原子炉格納容器内 pH 調整

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内のケーブル被覆材に含まれる塩素等の酸性物質の発生により、サプレッションプール水が酸性化する。サプレッションプール水が酸性化すると、サプレッションプール水に含まれる粒子状よう素が元素状よう素に変わり、その後有機よう素となる。これにより原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント時の放射性物質の放出量が増加することとなる。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント時の放射性物質の放出量を低減させるために、薬液（水酸化ナトリウム）を原子炉格納容器 pH 調整系ポンプにより原子炉格納容器内に注入することで、サプレッションプール水の酸性化を防止し、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント時の放射性物質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\*。

※：格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量



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

#### b. 操作手順

原子炉格納容器内 pH 調整の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.7.5 図に、概要図を第 1.7.19 図に、タイムチャートを第 1.7.20 図に示す。

- ①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器内 pH 調整のため、薬液注入の準備開始を指示する。
- ②運転員 (中央制御室) A は、原子炉格納容器内 pH 調整に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③運転員 (中央制御室) A は、原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク水位指示値により、薬液量が必要量以上確保されていることを確認する。
- ④運転員 (中央制御室) A は、薬液注入の系統構成のため、PHCS ポンプ吸込弁及び PHCS 注入第二隔離弁を全開とし、薬液注入の準備が完了したことを発電課長に報告する。
- ⑤発電課長は、運転員に薬液注入操作を指示する。
- ⑥運転員 (中央制御室) A は、原子炉格納容器 pH 調整系ポンプを起動し、薬液注入を開始する。
- ⑦運転員 (中央制御室) A は、薬液注入が開始されたことを原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク水位指示値の低下により確認し、発電課長に報告する。
- ⑧運転員 (中央制御室) A は、規定量の薬液が注入されたことを原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク水位指示値にて確認後、原子炉格納容器 pH 調整系ポンプの停止確認及び PHCS ポンプ吸込弁並びに PHCS 注入第二隔離弁が自動で全閉となったことを確認し、発電課長に報告する。

#### c. 操作の成立性

上記の操作は、運転員 (中央制御室) 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器内 pH 調整のための薬液注入開始まで 20 分以内で可能である。

#### (4) 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。

#### a. 手順着手の判断基準

残留熱除去系による除熱機能が喪失した場合。

## b. 操作手順

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給の手順は以下のとおり。概要図を第 1.7.21 図に、タイムチャートを第 1.7.22 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器への窒素ガス供給の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給のため、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③ 運転員（中央制御室）A は、原子炉格納容器への窒素ガス供給に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に可搬型窒素ガス供給装置の準備開始を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑦ 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑧ 運転員（現場）B 及び C は、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置を原子炉建屋近傍に設置し、ホースの敷設及び接続が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑩ 発電課長は、原子炉格納容器ベントによる原子炉格納容器内の除熱を開始後、原子炉格納容器への窒素ガス供給の系統構成を指示する。
- ⑪ 運転員（中央制御室）A は、AC 系隔離信号が発生している場合は、原子炉冷却制御盤にて AC 系隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑫ 運転員（中央制御室）A は、原子炉格納容器への窒素ガス供給前の系統構成として、ベント用 SGTS 側隔離弁、格納容器排気 SGTS 側止め弁、ベント用 HVAC 側隔離弁、格納容器排気 HVAC 側止め弁、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁の全閉確認並びに FCVS ベントライン隔離弁（A）又は FCVS ベントライン隔離弁（B）、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁の全開を確認する。
- ⑬<sup>a</sup> 可搬型窒素ガス供給装置接続口（屋外）を使用する場合  
運転員（現場）B 及び C は、PSA 窒素供給ライン元弁を全開とし、原子炉格

納容器への窒素ガス供給前の系統構成完了を発電課長に報告する。

- ⑬<sup>b</sup> 可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）を使用する場合  
運転員（現場）B 及び C は、建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁を全開とし、原子炉格納容器への窒素ガス供給前の系統構成完了を発電課長に報告する。
- ⑭ 発電課長は、サプレッションプール水温度指示値が  を下回る前に、運転員に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始するよう指示する。
- ⑮ 運転員（中央制御室）A は、D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁又は S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁を全開とし、窒素ガスの供給を開始する。

#### c. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1 名、運転員（現場）2 名及び重大事故等対応要員 5 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始まで 315 分以内で可能である。

なお、本操作は、原子炉格納容器ベント前、又は原子炉格納容器ベント後に時間が経過した後の操作であることから、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いるため作業可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、窒素供給用ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型窒素ガス供給装置の保管場所に使用工具、窒素供給用ホース等を配備する。車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。

#### 1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

代替循環冷却ポンプ、原子炉格納容器 pH 調整系ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順並びにガスタービン発電機、電源車及び可搬型窒素ガス供給装置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。

残留熱除去系又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却による減圧及び除熱手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

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

大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置及び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。

原子炉建屋内の水素濃度監視手順については、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 1.7.2.3 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.7.23 図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合は、原子炉格納容器 pH 調整設備による薬液の注入を行うとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイを実施しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度の監視を行う。

原子炉補機代替冷却水系又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）により補機冷却水が確保され、代替循環冷却系が起動できる場合は、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

代替循環冷却系が起動できない場合は、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器ベントによる減圧を行う。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントは、中央制御室から操作できない場合、現場での手動操作を行う。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系を用いて、原子炉格納容器ベントを実施する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できる S/C を経由する経路を第一優先とする。S/C ベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D/W を経由してフィルタ装置を通る経路を第二優先とする。

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又は原子炉格納容器ベント実施後は、残留熱除去系の復旧を行い、長期的な原子炉格納容器内の除熱を実施する。

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, 対処設備, 手順書一覧(1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	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	代替循環冷却ポンプ 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却水系 ※1 大容量送水ポンプ (タイプ I) サブプレッションチェンバ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 補給水系 配管・弁 スプレイ管 ホース・接続口 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストラテジ-1」等  非常時操作手順書 (設備別) 「代替循環冷却ポンプによる原子炉注水及びドライウェルススプレイ」
			原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
			淡水貯水槽 (No.1) ※3, ※4 淡水貯水槽 (No.2) ※3, ※4	自主対策設備	
		原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む)	フィルタ装置 フィルタ装置出口側圧力開放板 遠隔手動弁操作設備 ホース延長回収車 ※3 可搬型窒素ガス供給装置 原子炉格納容器調気系 配管・弁 原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※3 原子炉格納容器 (真空破壊装置を含む) 大容量送水ポンプ (タイプ I) ※3 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 常設代替直流電源設備 ※2 可搬型代替直流電源設備 ※2	重大事故等対処設備	非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」  重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」 「大容量送水ポンプによる送水」 ※3
薬液補給装置 排水設備 淡水貯水槽 (No.1) ※3, ※4 淡水貯水槽 (No.2) ※3, ※4	自主対策設備				

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

※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

対応手段，対処設備，手順書一覧(2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	不活性ガス(窒素ガス)による系統内の置換	可搬型窒素ガス供給装置 ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 原子炉格納容器調気系 配管・弁 原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 フィルタ装置 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備  非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」  重大事故等対応要領書 「可搬型窒素ガス供給装置による窒素封入」
		原子炉格納容器負圧破損の防止	可搬型窒素ガス供給装置 ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口 原子炉格納容器調気系 配管・弁 原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 原子炉格納容器 フィルタ装置 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備  重大事故等対応要領書 「可搬型窒素ガス供給装置による窒素封入」
		原子炉格納容器内 pH 調整	原子炉格納容器 pH 調整系ポンプ 原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク 原子炉格納容器 pH 調整系配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備  非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」  重大事故等対応要領書 「格納容器内 pH 調整」

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

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 (1/4)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1) 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 a. 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			
非常時操作手順書 (シビア アクシデント) 「除熱ストラテジ-1」等  非常時操作手順書 (設備別) 「代替循環冷却ポンプによる 原子炉注水及びドライウ ェルスプレイ」	判断 基準	原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	圧力抑制室水位
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度
		原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量
		原子炉格納容器への注水量	代替循環冷却ポンプ出口流量
補機監視機能		代替循環冷却ポンプ出口圧力	
最終ヒートシンクの確保		サブプレッションプール水温度 原子炉補機冷却水系 (A) 系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量	

監視計器一覧 (2/4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む)			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 「水素制御ストラテジ」  重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度
	電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧	
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋内水素濃度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
原子炉格納容器内の温度		ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度	
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 (広帯域) フィルタ装置入口圧力 (広帯域) フィルタ装置出口圧力 (広帯域) フィルタ装置水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ		



監視計器一覧 (3/4)

手順書		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) b. フィルタ装置への水補給			
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」 「大容量送水ポンプによる送水」	判断基準	補機監視機能	フィルタ装置水位 (広帯域)
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位 (広帯域)
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) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) c. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ			
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	—	—
	操作	補機監視機能	フィルタ装置出口水素濃度 フィルタ装置入口圧力 (広帯域)
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) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) d. フィルタ装置スクラバ溶液移送			
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	圧力抑制室内圧力
		補機監視機能	フィルタ装置水温度
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位 (広帯域) フィルタ装置出口水素濃度 フィルタ装置入口圧力 (広帯域)
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) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) e. フィルタ装置への薬液補給			
重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	—	—
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位 (広帯域)

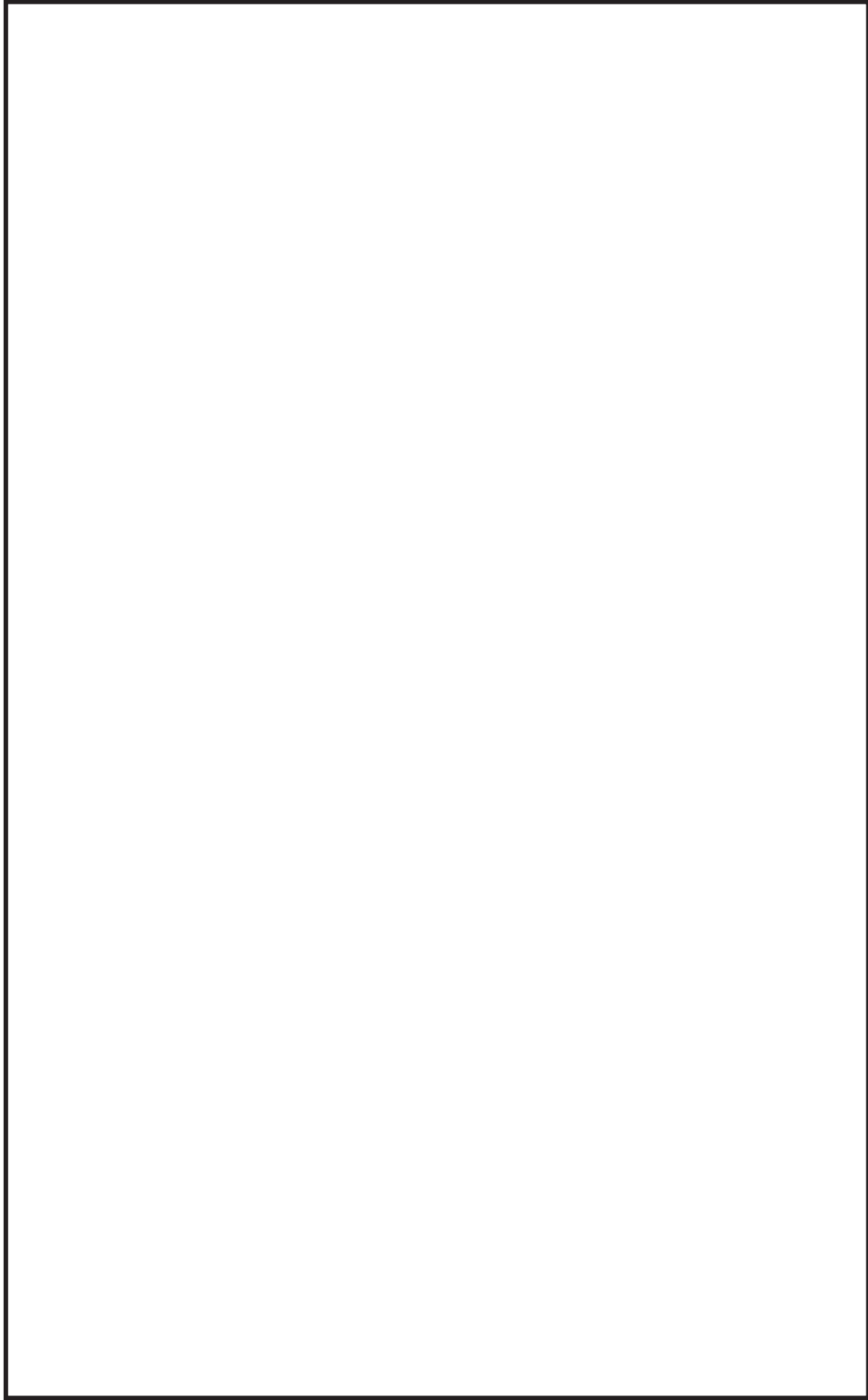
監視計器一覧 (4/4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (3) 原子炉格納容器内 pH 調整			
非常時操作手順書 (シビア アクシデント) 「注水ストラテジ-1」  重大事故等対応要領書 「格納容器内 pH 調整」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度
		電源の確保	4-2C 母線電圧
	操作	水源の確保	PHCS タンク水位
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位 原子炉格納容器下部水位
		補機監視機能	PHCS タンク水位 PHCS ポンプ出口圧力
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 (4) 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給			
重大事故等対応要領書 「可搬型窒素ガス供給装置 による窒素封入」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度
		電源の確保	4-2C 母線電圧
	操作	原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度

第 1.7.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

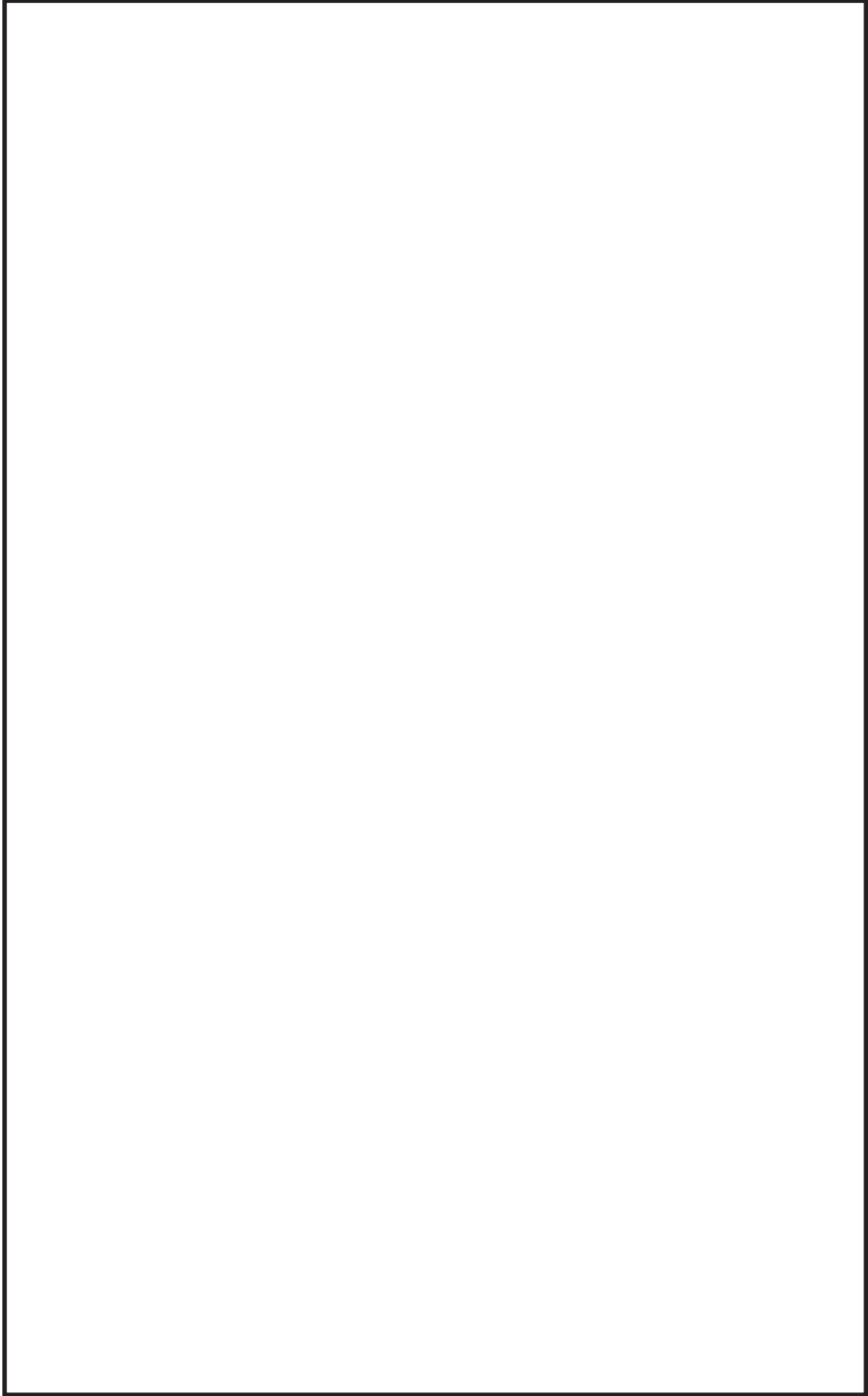
対象条文	供給対象設備	供給元	
		設備	母線
【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	代替循環冷却ポンプ	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	補給水系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2D 系
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系
	原子炉格納容器フィルタベント系弁	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
	原子炉格納容器調気系弁	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1
	計測用電源※	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
			非常用低圧母線 MCC 2D 系
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系
非常用低圧母線 MCC 2D 系			

※：供給負荷は監視計器



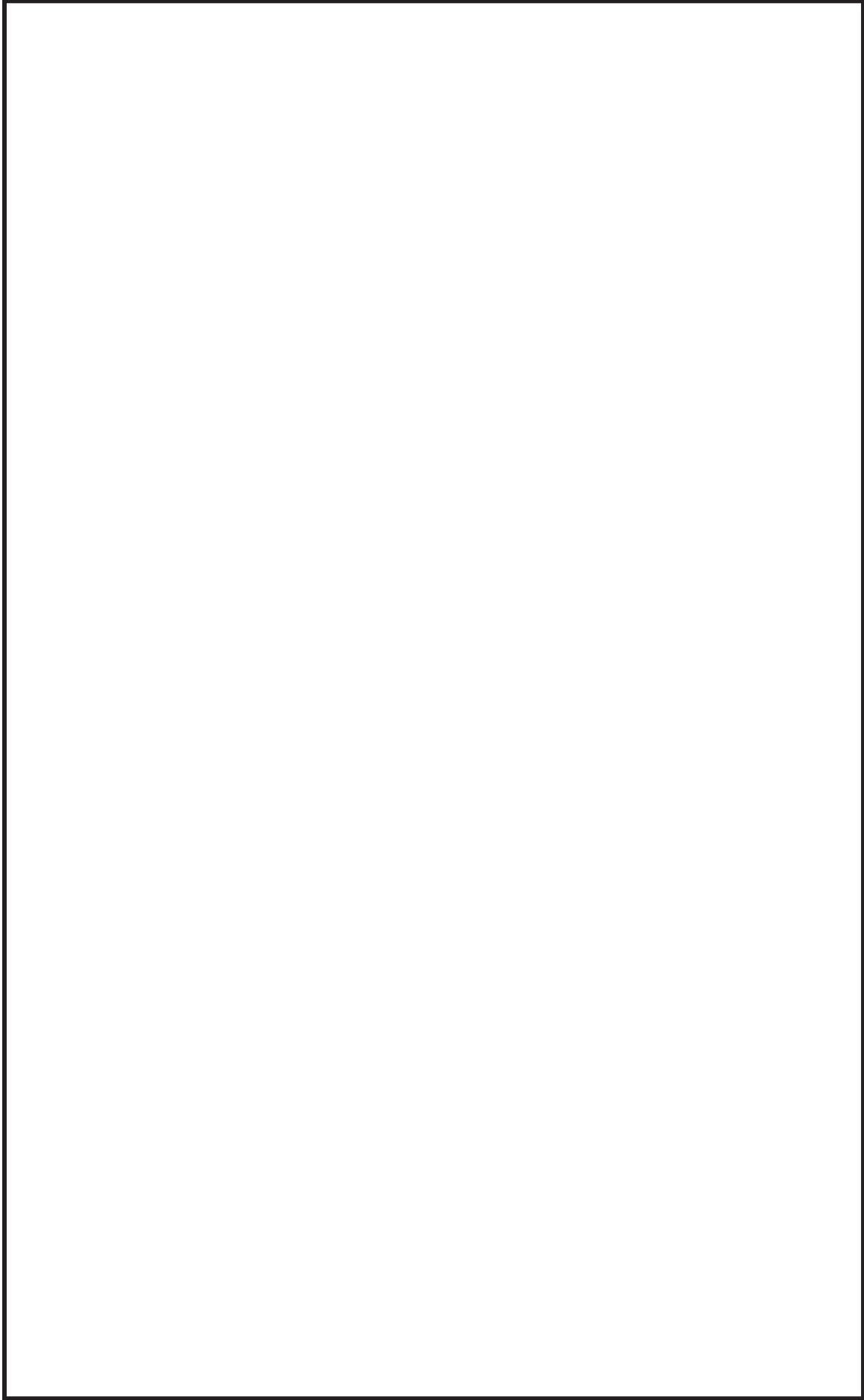
第 1.7.1 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「除熱ストラテジー-1」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



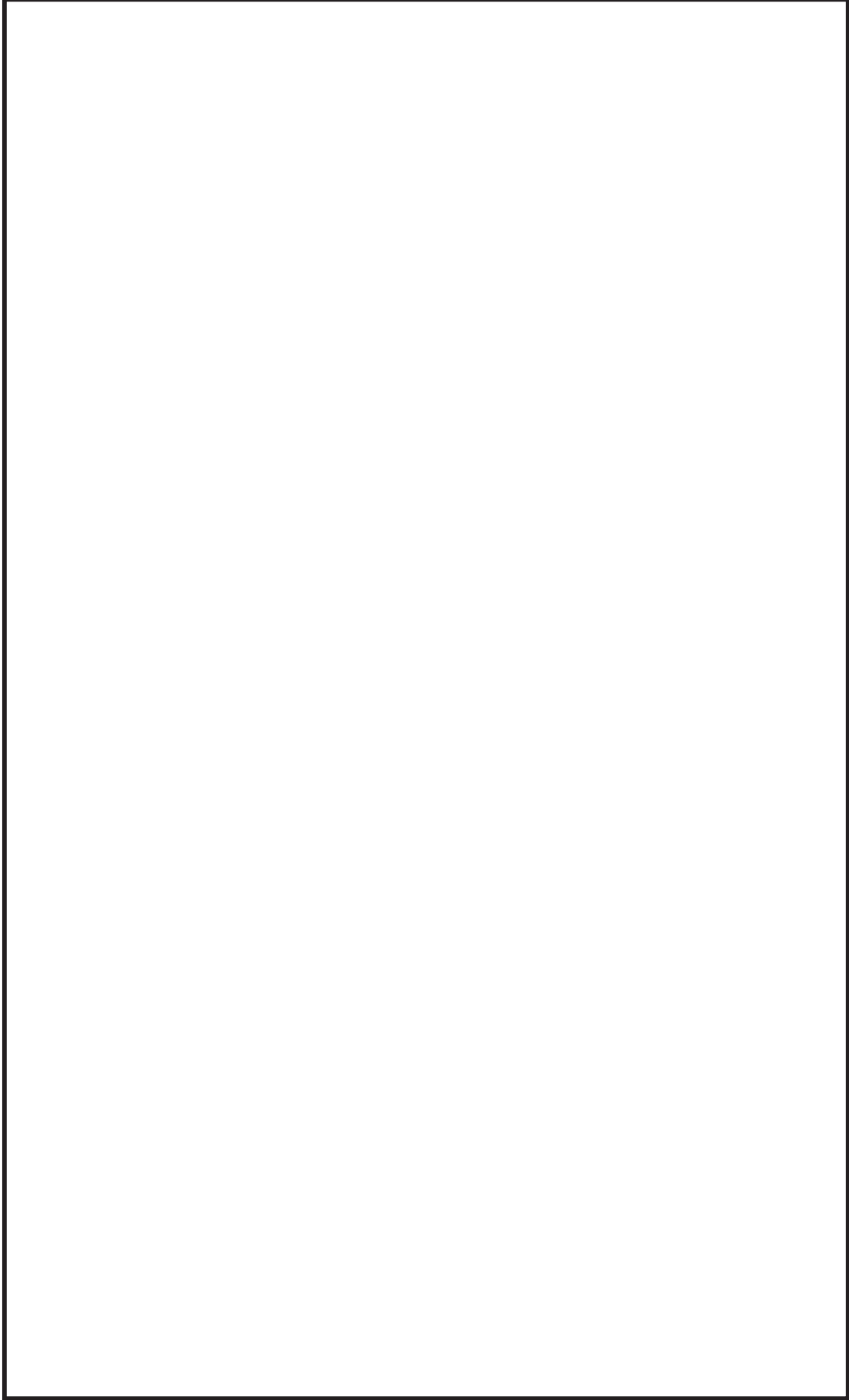
第 1.7.2 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「除熱ストラテジー-2」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



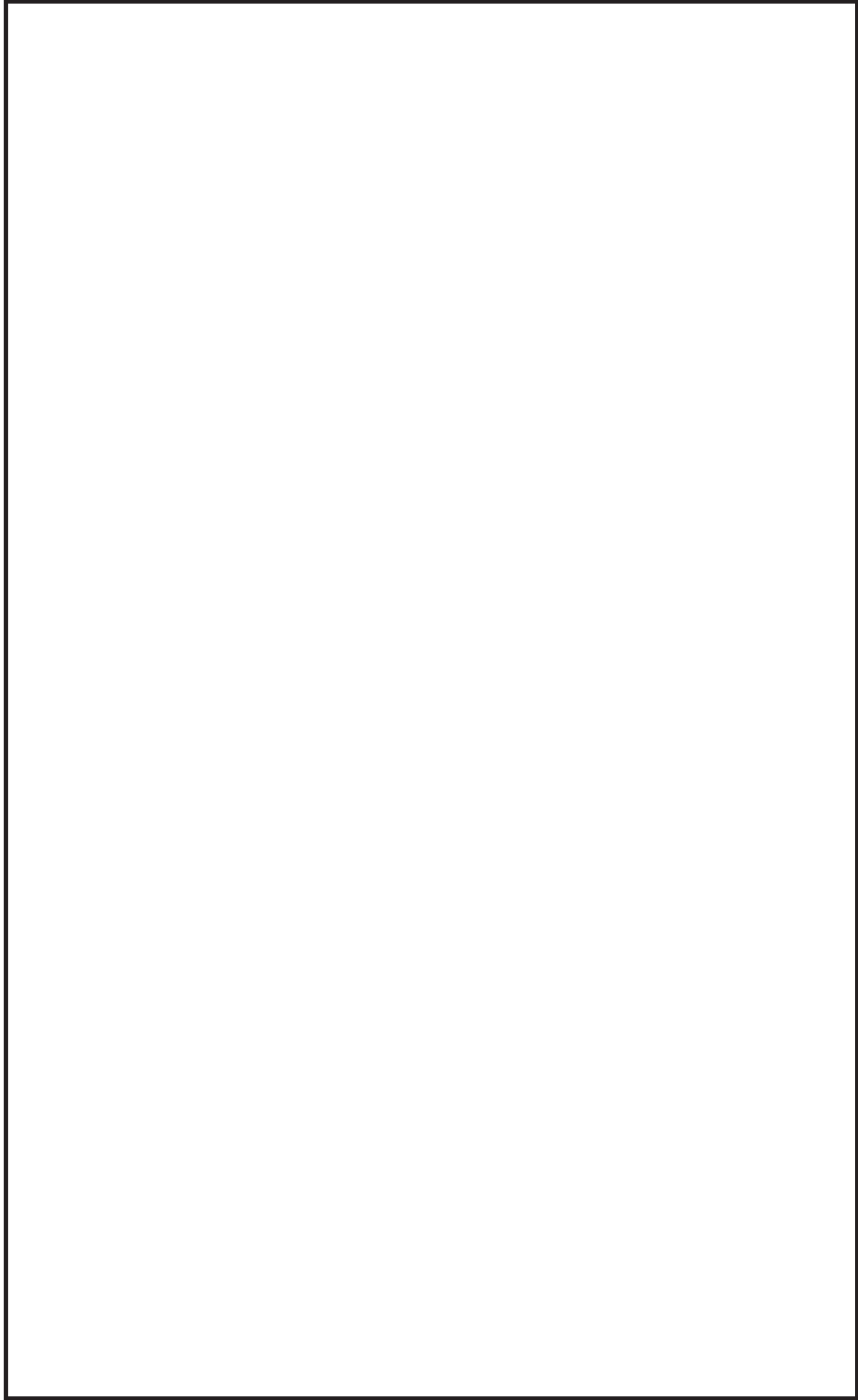
第 1.7.3 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「ベントストラテジ」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.7.4 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「水素制御ストラテジ」における対応フロー

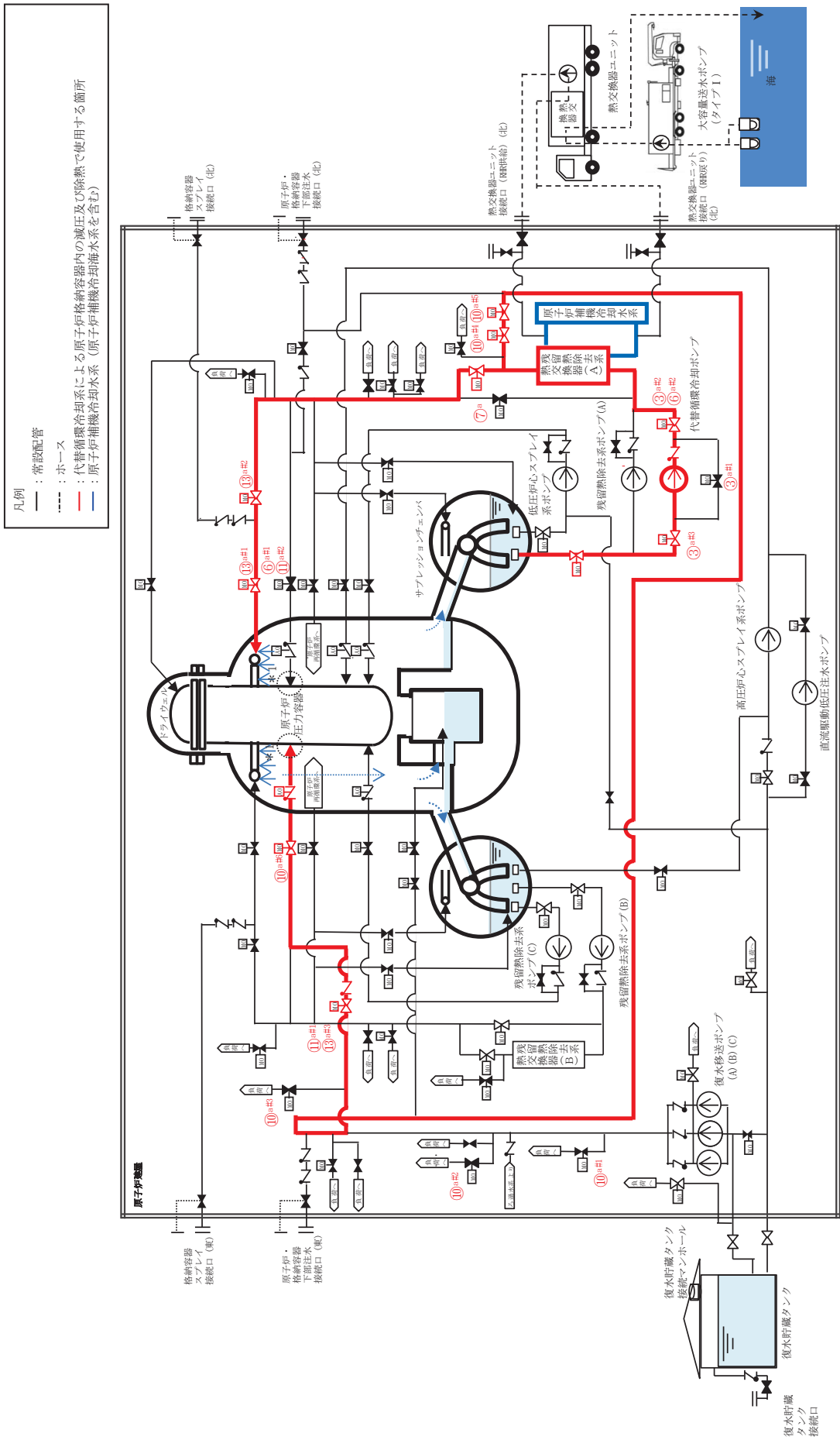
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.7.5 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「注水ストラテジー-1」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。





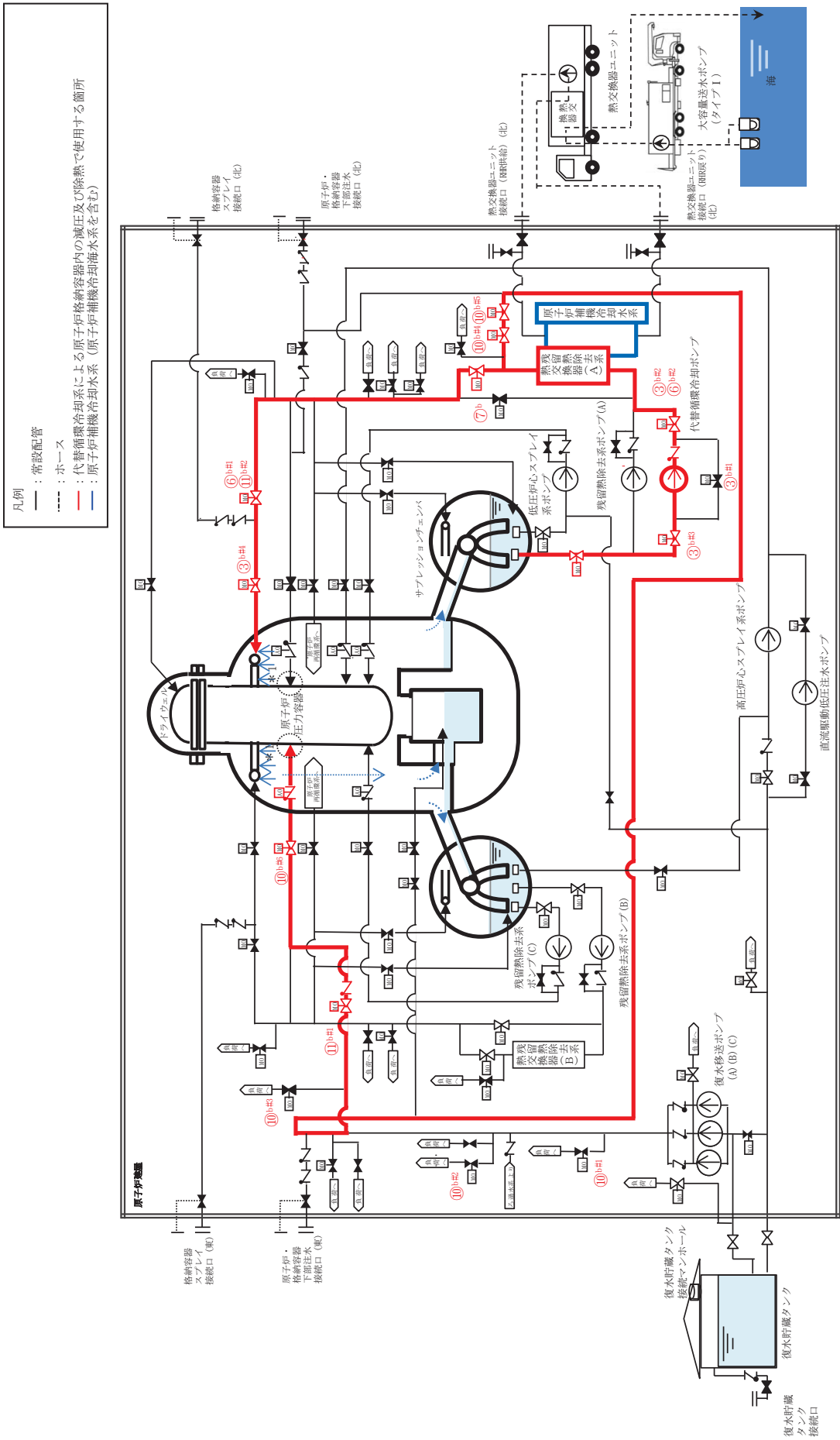
\*1: シュワウド内炉心上部より注水

第 1.7.6 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 (1/4)  
(原子炉炉力容器への注水から実施する場合)

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ <sup>a#1</sup>	代替循環冷却ポンプバイパス弁	E11-M0-F083	中央制御室
③ <sup>a#2</sup> ⑥ <sup>a#2</sup>	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	E11-M0-F082	中央制御室
③ <sup>a#3</sup>	代替循環冷却ポンプ吸込弁	E11-M0-F080	中央制御室
⑥ <sup>a#1</sup> ⑪ <sup>a#2</sup>	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004A	中央制御室
⑦ <sup>a</sup>	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	E11-M0-F003A	中央制御室
⑩ <sup>a#1</sup>	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
⑩ <sup>a#2</sup>	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
⑩ <sup>a#3</sup>	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
⑩ <sup>a#4</sup>	RHR MUWC 連絡第一弁	E11-M0-F086	中央制御室
⑩ <sup>a#5</sup>	RHR MUWC 連絡第二弁	E11-M0-F087	中央制御室
⑩ <sup>a#6</sup>	RHR B 系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004B	中央制御室
⑪ <sup>a#1</sup> ⑬ <sup>a#3</sup>	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062B	中央制御室
⑬ <sup>a#1</sup>	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	E11-M0-F010A	中央制御室
⑬ <sup>a#2</sup>	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁	E11-M0-F009A	中央制御室

#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弁があることを示す。

第 1.7.6 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 (2/4)  
(原子炉圧力容器への注水から実施する場合)



\*1: シュワウド内炉心上部より注水

第 1.7.6 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 (3/4)  
(原子炉格納容器内へのスプレイから実施する場合)

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ <sup>#1</sup>	代替循環冷却ポンプバイパス弁	E11-M0-F083	中央制御室
③ <sup>#2</sup> ⑥ <sup>#2</sup>	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	E11-M0-F082	中央制御室
③ <sup>#3</sup>	代替循環冷却ポンプ吸込弁	E11-M0-F080	中央制御室
③ <sup>#4</sup>	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	E11-M0-F009A	中央制御室
⑥ <sup>#1</sup> ⑩ <sup>#2</sup>	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁	E11-M0-F010A	中央制御室
⑦ <sup>b</sup>	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	E11-M0-F003A	中央制御室
⑩ <sup>#1</sup>	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
⑩ <sup>#2</sup>	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
⑩ <sup>#3</sup>	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
⑩ <sup>#4</sup>	RHR MUWC 連絡第一弁	E11-M0-F086	中央制御室
⑩ <sup>#5</sup>	RHR MUWC 連絡第二弁	E11-M0-F087	中央制御室
⑩ <sup>#6</sup>	RHR B 系 LPCI 注入隔離弁	E11-M0-F004B	中央制御室
⑪ <sup>#1</sup>	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062B	中央制御室

# 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弁があることを示す。

第 1.7.6 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 (4/4)  
(原子炉格納容器内へのスプレイから実施する場合)

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
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 (原子炉圧力容器への注水から実施する場合)	運転員 (中央制御室) A 1	30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										操作手順	
		電源確認※1											
		系統構成※2											
		原子炉圧力容器への注水開始※2											
		注水ライン切り替え※2											
		原子炉格納容器内へのスプレイ開始※2											

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

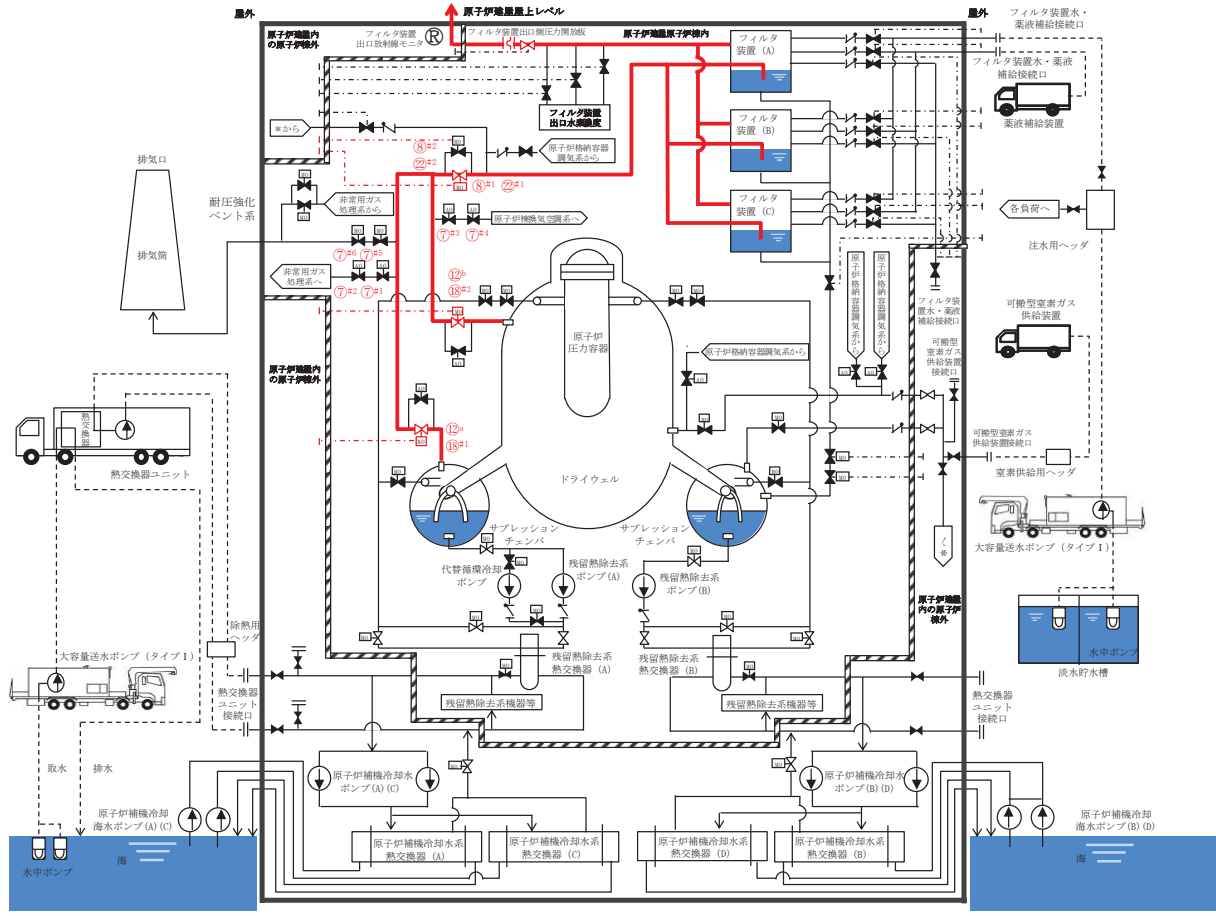
手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (原子炉格納容器内へのスプレイから実施する場合)	運転員 (中央制御室) A 1	30分 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱										操作手順	
		電源確認※1											
		系統構成※2											
		原子炉格納容器内へのスプレイ開始※2											
		原子炉圧力容器への注水開始※2											

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.7.7 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

凡例  
 — : 常設配管    - - - : ホース  
 — (赤線) : 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱で使用する箇所



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑦#1	ベント用 SGTS 側隔離弁	T48-A0-F020	中央制御室
⑦#2	格納容器排気 SGTS 側止め弁	T48-A0-F045	中央制御室
⑦#3	ベント用 HVAC 側隔離弁	T48-A0-F021	中央制御室
⑦#4	格納容器排気 HVAC 側止め弁	T48-A0-F046	中央制御室
⑦#5	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T48-M0-F043	中央制御室
⑦#6	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	T48-M0-F044	中央制御室
⑧#1②②#1	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	T63-M0-F001	中央制御室 原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑧#2②②#2	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	T63-M0-F002	中央制御室 原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫ <sup>a</sup> ⑬#1	S/C ベント用出口隔離弁	T48-M0-F022	中央制御室 原子炉建屋 地下 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫ <sup>b</sup> ⑬#2	D/W ベント用出口隔離弁	T48-M0-F019	中央制御室 原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

#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弁があることを示す。

第 1.7.8 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む） 概要図

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)			備考	
		1	2	3		
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (系統構成)	要員 (数)	15分 系統構成完了 (中央制御室から操作の場合) 75分 系統構成完了 (現場から操作の場合)			操作手順	
	運転員 (中央制御室) A	電源確認 <sup>※1</sup>				④
	運転員 (現場) B, C	系統構成 <sup>※2</sup> <sup>※3</sup>				⑤~⑧
	運転員 (現場) B, C		移動・系統構成 <sup>※3</sup> <sup>※4</sup>		⑧	

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※3：中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施

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

第 1.7.9 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) タイムチャート (系統構成)

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)			備考
		1	2	3	
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む) (S/Cベントの場合)	運転員(中央制御室) A	5分	減圧及び除熱開始(中央制御室から操作の場合)		操作手順
	運転員(現場) B, C		115分	減圧及び除熱開始(現場から操作の場合)	
			ベント開始 <sup>※1</sup> ※2		⑫ <sup>a</sup>
			防護具装備 <sup>※3</sup>		
			移動・ベント開始 <sup>※2</sup> ※4		⑫ <sup>a</sup>

※1：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※2：中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施

※3：防護具装備時間に見込んだ時間

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

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)			備考
		1	2	3	
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む) (D/Wベントの場合)	運転員(中央制御室) A	5分	減圧及び除熱開始(中央制御室から操作の場合)		操作手順
	運転員(現場) B, C		115分	減圧及び除熱開始(現場から操作の場合)	
			ベント開始 <sup>※1</sup> ※2		⑫ <sup>b</sup>
			防護具装備 <sup>※3</sup>		
			移動・ベント開始 <sup>※2</sup> ※4		⑫ <sup>b</sup>

※1：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※2：中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施

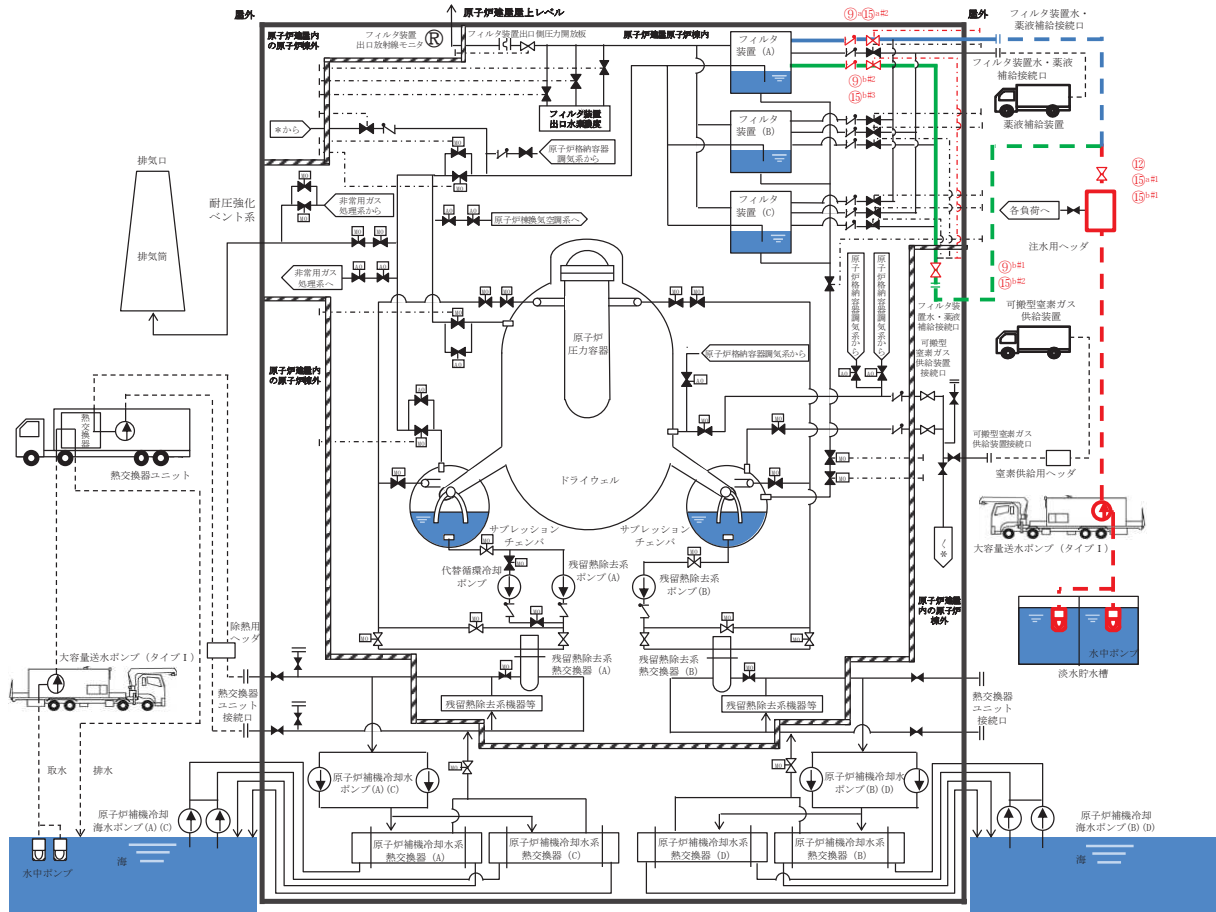
※3：防護具装備時間に見込んだ時間

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

### 第 1.7.10 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む) タイムチャート (ベント操作)



凡例  
 — : 常設配管    - - - : ホース  
 ⑨ : フィルタ装置への水補給で使用する箇所  
 ⑩ : フィルタ装置水・薬液補給接続口 (屋外) を使用する場合  
 ⑪ : フィルタ装置水・薬液補給接続口 (建屋内) を使用する場合



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑨ <sup>a</sup> ⑮ <sup>a</sup> #2	フィルタ装置 (A) 屋外側重大事故時用給水ライン弁	T63-F045A	屋外
⑨ <sup>b</sup> #1⑮ <sup>b</sup> #2	建屋内事故時用給水ライン元弁	T63-F051	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑨ <sup>b</sup> #2⑮ <sup>b</sup> #3	フィルタ装置 (A) 補給水ライン弁	T63-F042A	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫⑮ <sup>a</sup> #1⑮ <sup>b</sup> #1	フィルタ装置水補給弁	P70-D001-7	屋外

#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弁があることを示す。

第 1.7.11 図 フィルタ装置への水補給 概要図

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)										備考					
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10						
フィルタ装置への水補給	運転員 (中央制御室) A	電源確認 <sup>※1</sup>												380分 フィルタ装置への水補給開始 ▽	操作手順		
		1															
	運転員 (現場) B, C	移動, 扉開放 (フィルタ装置水・薬液補給接続口 (建屋内) を使用する場合のみ) <sup>※2</sup>															
		2															
	重大事故等対応要員A~C	保管場所への移動 <sup>※3※4</sup>															
		5															
		3															
		12															
	重大事故等対応要員D~F	保管場所への移動 <sup>※3※4</sup>															
		5															
3																	
5																	
重大事故等対応要員G~I	保管場所への移動 <sup>※3※4</sup>																
	5																
	3																
	5																

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間

※3: 大容量送水ポンプ (タイプI) の保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア  
第4保管エリア、ホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア

※4: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間と注水用ヘッダから淡水貯水槽までを想定した移動時間とを考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※5: 大容量送水ポンプ (タイプI) の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した作業時間を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

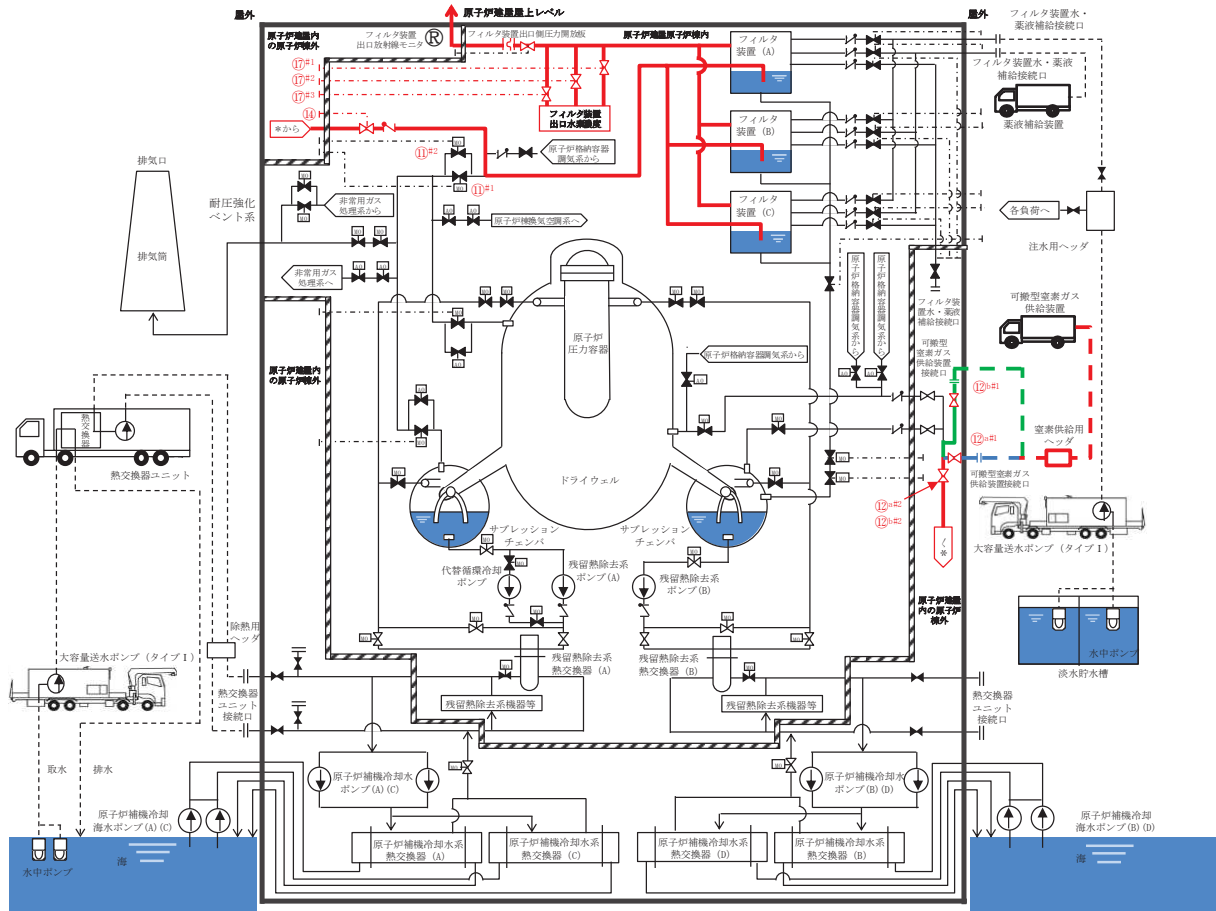
※6: 大容量送水ポンプ (タイプI) の起動実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※7: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

※8: 注水用ヘッダの運転距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間と注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

### 第 1.7.12 図 フィルタ装置への水補給 タイムチャート

凡例  
 ー：常設配管    - - -：ホース  
 ー：原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーージで使用する箇所  
 ー：可搬型窒素ガス供給装置接続口（屋外）を使用する場合  
 ー：可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）を使用する場合



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑪#1	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	T63-M0-F001	中央制御室
⑪#2	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	T63-M0-F002	中央制御室
⑫ <sup>a</sup> #1	PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F055	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫ <sup>b</sup> #1	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F067	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫ <sup>a</sup> #2⑫ <sup>b</sup> #2	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F066	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑭	FCVS 窒素供給ライン止め弁	T63-F035	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑰#1	フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁	T63-F701	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑰#2	フィルタ装置出口水素濃度計入口弁	T63-F702	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑰#3	フィルタ装置出口水素濃度計出口弁	T63-F703	原子炉建屋 地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)

#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弁があることを示す。

第 1.7.13 図 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーージ 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10				
原子炉格納容器フィルタバント系 停止後の窒素ガスバージ	運転員(中央制御室) A	電源確認 <sup>※1</sup>												操作手順	
		系統構成 <sup>※2</sup>													
		フィルタ装置出口水素濃度計起動 <sup>※2</sup>													
	運転員(現場) B, C	移動・扉開放(可搬型窒素ガス供給装置接続口(建屋内)を使用する場合のみ) <sup>※4</sup>													
		移動・系統構成・窒素ガス供給開始 <sup>※3</sup>													
			移動・系統構成 <sup>※3</sup>												
	重大事故等対応要員A~B	保管場所への移動 <sup>※5</sup> <sup>※6</sup>													
		可搬型窒素ガス供給装置の移動・設置 <sup>※7</sup>													
		可搬型窒素ガス供給装置による窒素ガス供給準備・供給 <sup>※8</sup>													
		可搬型窒素ガス供給装置の起動 <sup>※8</sup>													
重大事故等対応要員C~E	保管場所への移動 <sup>※5</sup> <sup>※6</sup>														
		ホースの敷設, 接続 <sup>※9</sup>													

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

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

※4：中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に見込んだ時間

※5：可搬型窒素ガス供給装置の保管場所は、第1保管エリア及び第4保管エリア

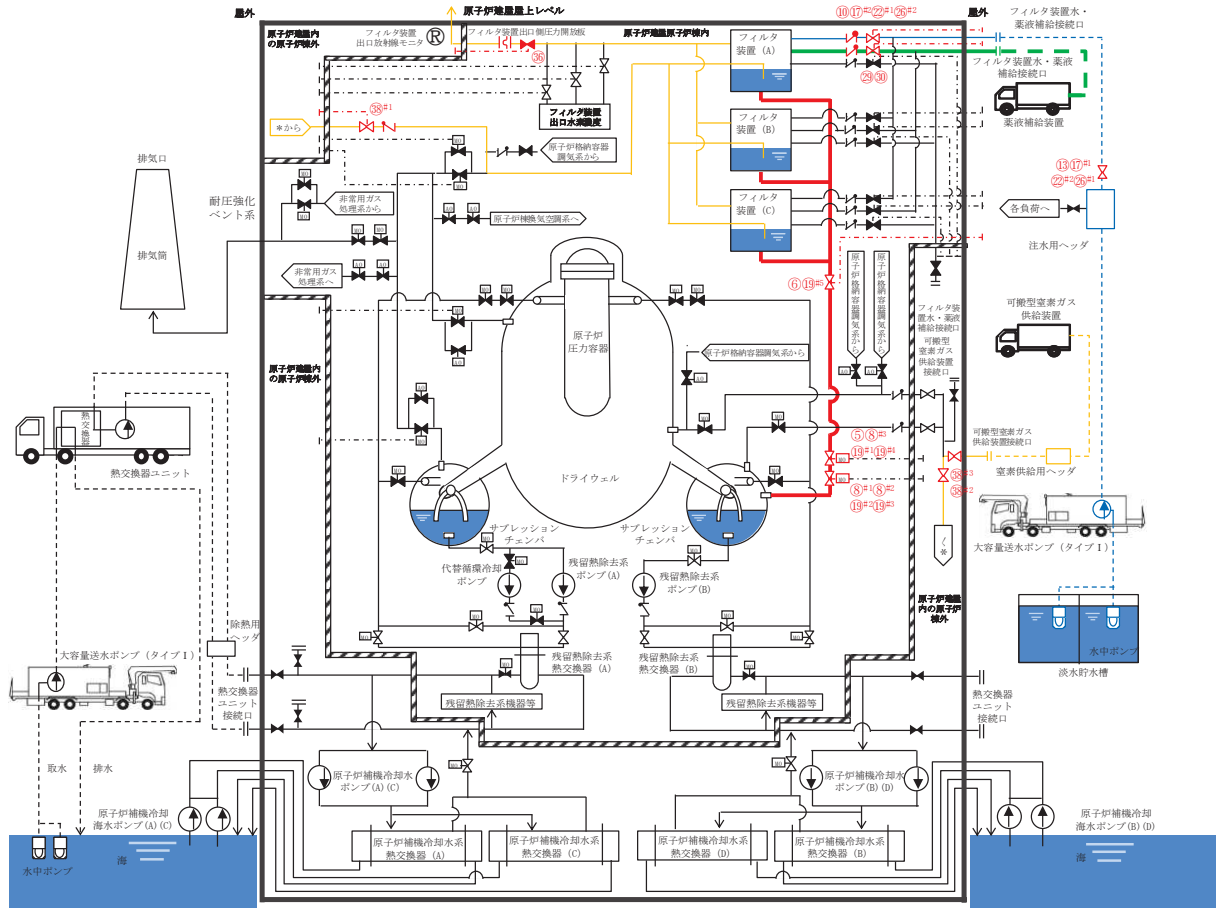
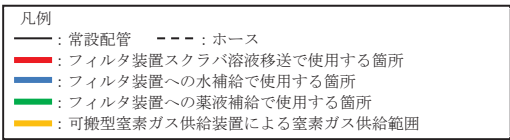
※6：緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に見込んだ時間

※7：可搬型窒素ガス供給装置の移動時間として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に見込んだ時間

※8：可搬型窒素ガス供給装置の設計して想定した作業時間に見込んだ時間

※9：ホース仕様を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.7.14 図 原子炉格納容器フィルタバント系停止後の窒素ガスバージ タイムチャート



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑤⑧ <sup>#3</sup> ⑱ <sup>#1</sup> ⑲ <sup>#4</sup>	FCVS 排水移送ライン第一隔離弁	T63-M0-F066	中央制御室
⑥⑱ <sup>#5</sup>	FCVS 排水移送ライン弁	T63-F109	屋外
⑧ <sup>#1</sup> ⑧ <sup>#2</sup> ⑱ <sup>#2</sup> ⑱ <sup>#3</sup>	FCVS 排水移送ライン第二隔離弁	T63-M0-F065	中央制御室
⑩⑰ <sup>#2</sup> ⑳ <sup>#1</sup> ㉑ <sup>#2</sup>	フィルタ装置 (A) 屋外側重大事故時 用給水ライン弁	T63-F045A	屋外
⑬⑰ <sup>#1</sup> ㉑ <sup>#2</sup> ㉒ <sup>#1</sup>	フィルタ装置水補給弁	P70-D001-7	屋外
㉑⑳	フィルタ装置 (A) 薬液注入ライン 弁	T63-F049A	屋外
⑳	フィルタ装置出口弁	T63-F004	原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
㉑ <sup>#1</sup>	FCVS 窒素供給ライン止め弁	T63-F035	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
㉑ <sup>#2</sup>	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F066	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
㉑ <sup>#3</sup>	PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F055	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

#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弁があることを示す。

第 1.7.15 図 フィルタ装置スクラバ溶液移送 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)											備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
フィルタ装置スクラバ溶液移送	運転員(中央制御室) A	20分 フィルタ装置スクラバ溶液移送開始											操作手順
		電源確認 <sup>※1</sup>	系統構成 <sup>※2</sup>	系統構成 <sup>※2</sup>	系統構成 <sup>※2</sup>	系統構成 <sup>※2</sup>	系統構成 <sup>※2</sup>	系統構成 <sup>※2</sup>	系統構成 <sup>※2</sup>	系統構成 <sup>※2</sup>	系統構成 <sup>※2</sup>	系統構成 <sup>※2</sup>	
	移動、系統構成 <sup>※3</sup>	移動、系統構成 <sup>※3</sup>	移動、系統構成 <sup>※3</sup>	移動、系統構成 <sup>※3</sup>	移動、系統構成 <sup>※3</sup>	移動、系統構成 <sup>※3</sup>	移動、系統構成 <sup>※3</sup>	移動、系統構成 <sup>※3</sup>	移動、系統構成 <sup>※3</sup>	移動、系統構成 <sup>※3</sup>	移動、系統構成 <sup>※3</sup>	⑤	
	⑥	⑥	⑥	⑥	⑥	⑥	⑥	⑥	⑥	⑥	⑥	⑥	

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

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

第 1.7.16 図 フィルタ装置スクラバ溶液移送 タイムチャート (1/3)

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考				
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10					
フィルタ装置スクラバ溶液移送 (フィルタ装置への水補給)	運転員(中央制御室)A	380分 フィルタ装置への水補給開始										操作手順				
		1	電源確認 <sup>※1</sup>											送水確認, 状況監視	④	
	3	保管場所への移動 <sup>※2※3</sup>													⑩	
	3	保管場所への移動 <sup>※2※3</sup>														
	3	保管場所への移動 <sup>※2※3</sup>														
3	保管場所への移動 <sup>※2※3</sup>															

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 大容量送水ポンプ(タイプI)の保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア

※3: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間(余裕を見込んだ時間)

※4: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ(タイプI)の設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※5: 大容量送水ポンプ(タイプI)の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※6: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※7: 注水用ヘッダの運転距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間と注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

### 第1.7.16 図 フィルタ装置スクラバ溶液移送 タイムチャート (2/3)

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	
フィルタ装置スクラバ溶液移送 (FCVS排水移送ライン洗浄)	運転員 (中央制御室) A	5分 FCVS排水移送ライン洗浄開始										操作手順
	1	FCVS排水移送ライン洗浄開始※1										⑬

※1：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (時間)										備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	
フィルタ装置への薬液補給	運転員 (中央制御室) A	230分 フィルタ装置への薬液補給開始										操作手順
	1	電源確認※1										④
		補給確認, 状況監視										⑫
	2	保管場所への移動※2※3										⑰
		薬液補給装置による薬液の補給・運搬※4※5										
		ホースの敷設, 接続※6										
		補給準備, 薬液補給装置の起動, 補給※4										⑲

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：薬液補給装置の保管場所は、第1保管エリア及び第4保管エリア

※3：緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に余裕を見込んだ時間

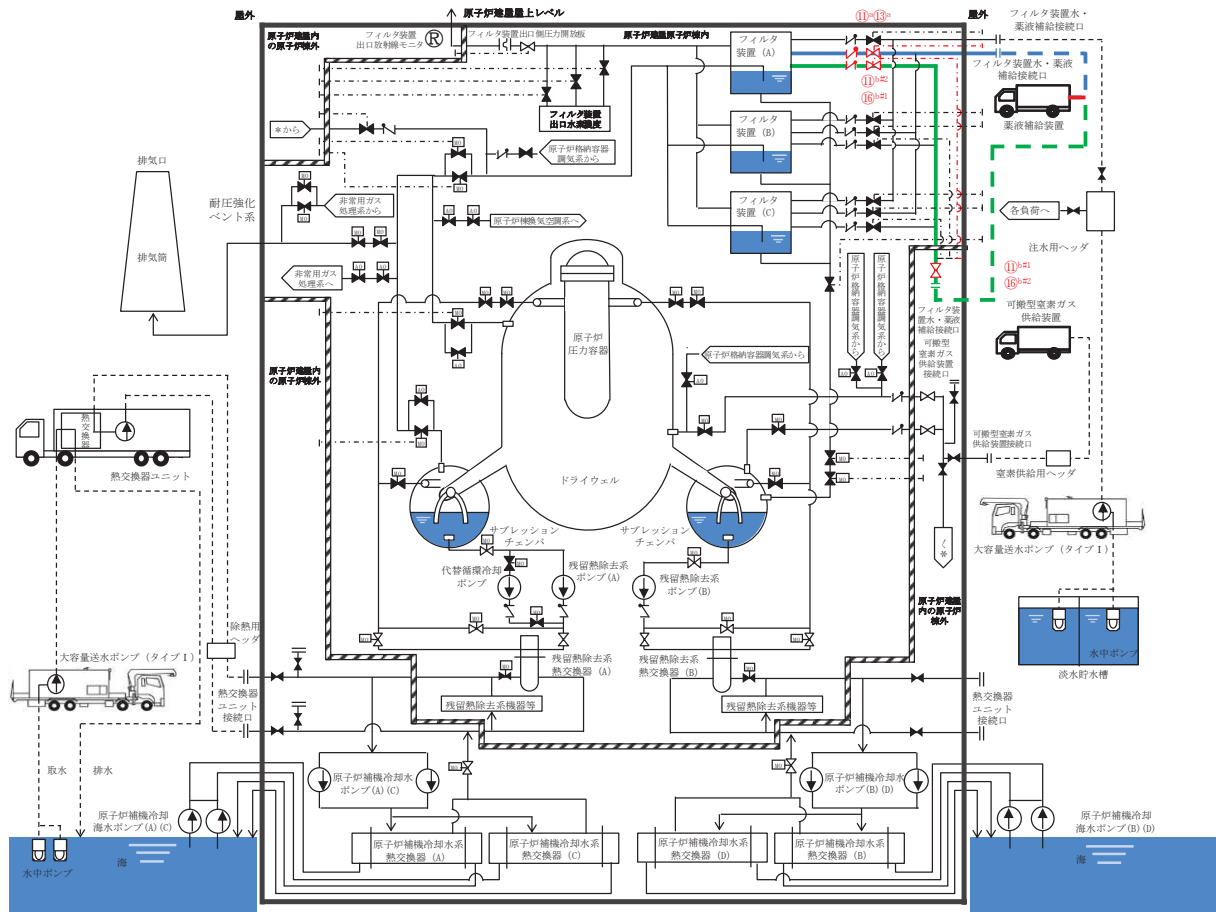
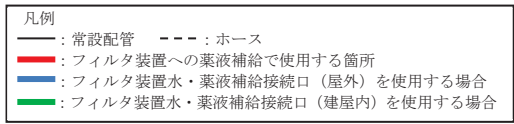
※4：薬液補給装置の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

※5：薬液補給装置の移動時間として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した時間と薬液補給装置の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

※6：類似ホースの敷設実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

### 第 1.7.16 図 フィルタ装置スクラバ溶液移送 タイムチャート (3/3)





操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑪ <sup>a</sup> ⑬ <sup>a</sup>	フィルタ装置 (A) 薬液注入ライン弁	T63-F049A	屋外
⑪ <sup>b#1</sup> ⑬ <sup>b#2</sup>	建屋内事故時用給水ライン元弁	T63-F051	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑪ <sup>b#2</sup> ⑬ <sup>b#1</sup>	フィルタ装置 (A) 補給水ライン弁	T63-F042A	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

#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弁があることを示す。

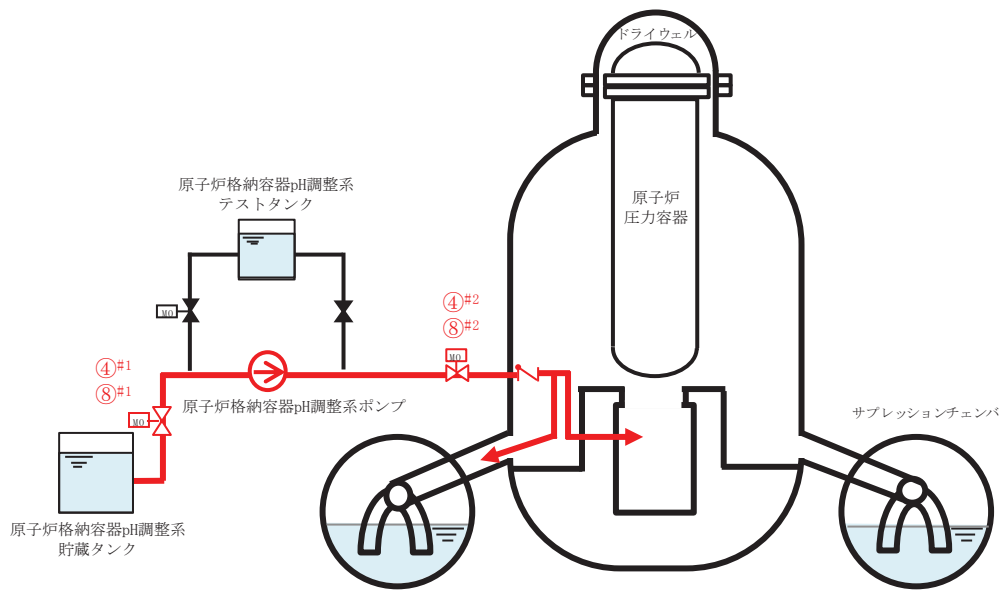
第 1.7.17 図 フィルタ装置への薬液補給 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考						
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10							
フィルタ装置への薬液補給	運転員(中央制御室) A	1	電源確認 <sup>※1</sup>													操作手順		
		1				補給確認, 状況監視											③ ⑭	
	運転員(現場) B, C	2		移動, 扉開放													⑧	
		2																
	重大事故等対応要員 A, B	2		保管場所への移動 <sup>※3※4</sup>														⑤

- ※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
- ※2: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間
- ※3: 薬液補給装置の保管場所は, 第1保管エリア及び第4保管エリア
- ※4: 緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に余裕を見込んだ時間
- ※5: 薬液補給装置の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間
- ※6: 薬液補給装置の移動時間として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した時間と薬液補給装置の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間
- ※7: 類似ホースの敷設実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.7.18 図 フィルタ装置への薬液補給 タイムチャート

凡例  
 — : 常設配管  
 — : 原子炉格納容器 pH 調整で使用する箇所



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
④#1⑧#1	PHCS ポンプ吸込弁	T81-M0-F002	中央制御室
④#2⑧#2	PHCS 注入第二隔離弁	T81-M0-F004	中央制御室

#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弁があることを示す。

第 1.7.19 図 原子炉格納容器内 pH 調整 概要図

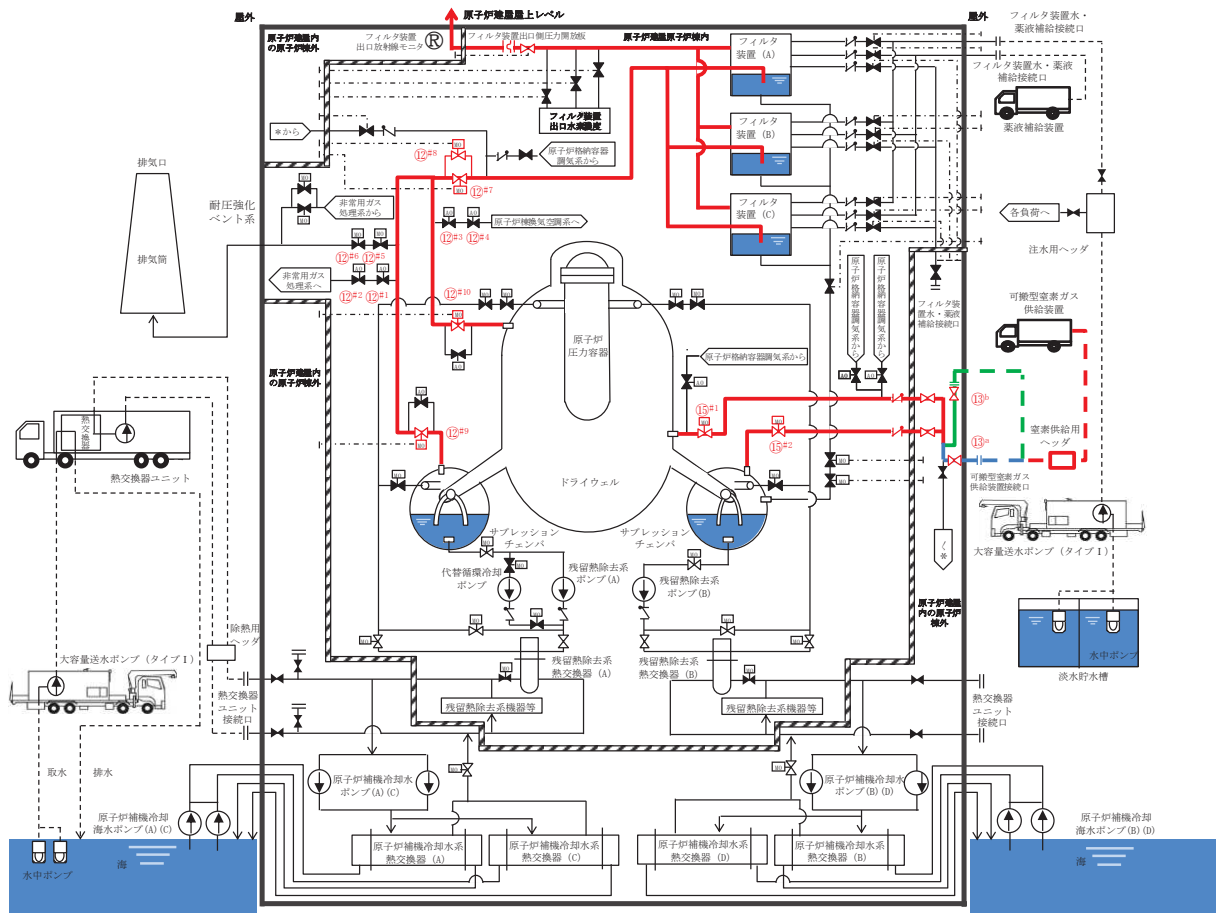
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100			
原子炉格納容器内pH調整	運転員(中央制御室) A 1	20分 薬液注入開始										操作手順		
		電力確認※1												②
		系統構成※2												③, ④
		注入開始※2											⑥, ⑦	

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.7.20 図 原子炉格納容器内 pH 調整 タイムチャート

- 凡例
- : 常設配管    - - - : ホース
  - (赤線) : 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給で使用する箇所
  - (青線) : 可搬型窒素ガス供給装置接続口 (屋外) を使用する場合
  - (緑線) : 可搬型窒素ガス供給装置接続口 (建屋内) を使用する場合



第 1.7.21 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給概要図 (1/2)

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑫ <sup>#1</sup>	ベント用 SGTS 側隔離弁	T48-A0-F020	中央制御室
⑫ <sup>#2</sup>	格納容器排気 SGTS 側止め弁	T48-A0-F045	中央制御室
⑫ <sup>#3</sup>	ベント用 HVAC 側隔離弁	T48-A0-F021	中央制御室
⑫ <sup>#4</sup>	格納容器排気 HVAC 側止め弁	T48-A0-F046	中央制御室
⑫ <sup>#5</sup>	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T48-M0-F043	中央制御室
⑫ <sup>#6</sup>	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	T48-M0-F044	中央制御室
⑫ <sup>#7</sup>	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	T63-M0-F001	中央制御室
⑫ <sup>#8</sup>	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	T63-M0-F002	中央制御室
⑫ <sup>#9</sup>	S/C ベント用出口隔離弁	T48-M0-F022	中央制御室
⑫ <sup>#10</sup>	D/W ベント用出口隔離弁	T48-M0-F019	中央制御室
⑬ <sup>a</sup>	PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F055	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑬ <sup>b</sup>	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F067	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑮ <sup>#1</sup>	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	T48-M0-F011	中央制御室
⑮ <sup>#2</sup>	S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁	T48-M0-F063	中央制御室

#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弁があることを示す。

第 1.7.21 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給概要図 (2/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考											
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10												
可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	運転員(中央制御室) A	1	電源確認 <sup>※1</sup>													可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始 ▽ 315分	操作手順						
							系統構成 <sup>※2</sup>												③				
							窒素供給開始 <sup>※2</sup>												⑪, ⑫ ⑮				
	運転員(現場) B, C	2																					
	重大事故等対応要員A~B	2																					
	重大事故等対応要員C~E	3																					

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

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

※4：中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に見込んだ時間

※5：可搬型窒素ガス供給装置の保管場所は、第1保管エリア及び第4保管エリア

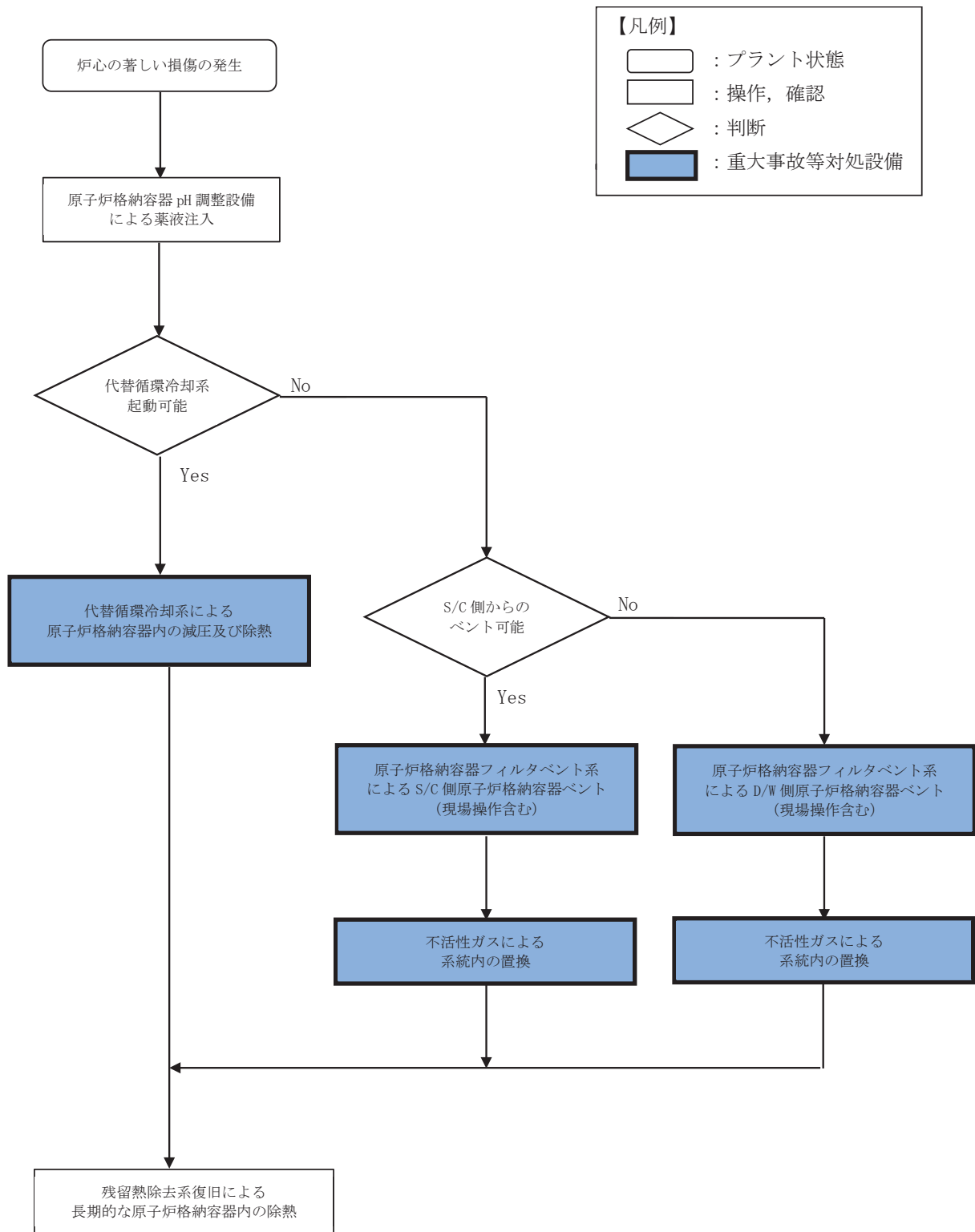
※6：緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に見込んだ時間

※7：可搬型窒素ガス供給装置の移動時間として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に見込んだ時間

※8：可搬型窒素ガス供給装置の設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

※9：ホース仕様を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.7.22 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート



第 1.7.23 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（1/5）

技術的能力審査基準（1.7）	番号	設置許可基準規則（50条）	技術基準規則（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過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら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。 2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。 3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（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過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</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過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリ（設置許可基準規則第二条第二項第三十七号に規定する原子炉格納容器バウンダリをいう。）を維持しながら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。 2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を施設しなければならない。 3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（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過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p>	⑨
<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1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら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1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリ（設置許可基準規則第2条第2項第37号に規定する原子炉格納容器バウンダリをいう。）を維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリ（設置許可基準規則第2条第2項第37号に規定する原子炉格納容器バウンダリをいう。）を維持しながら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) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p>	<p>a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p>	⑩
<p>b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。</p>	③	<p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設であるBWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。</p>	<p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設であるBWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。</p>	—
<p>(2) 悪影響防止 a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。</p>	④	<p>3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」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。 a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p>	<p>3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」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。 a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p>	⑪
<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>	⑤	<p>b) 上記3 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3 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>	⑫
<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>	⑥			

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

※2：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/5)

技術的能力審査基準 (1.7)	番号	設置許可基準規則 (50 条)	技術基準規則 (65 条)	番号
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。	⑦	ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。	ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。	⑬
(4) 放射線防護 a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	⑧	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 SGT5) や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。	iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器 (例えば SGT5) 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。	⑭
		iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。	iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。	⑮
		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。	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。	⑯
		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。	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。	⑰
		vii) ラブチャージ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ジャーディスク (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) を使用する場合はラブチャージャーディスクを強制的に手で破壊する装置を設置する場合を除く。	vii) ラブチャージ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ジャーディスク (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) を使用する場合はラブチャージ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。	⑱
		viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。	viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。	⑲
		ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	⑳
		4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。	4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。	㉑

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

※2: フィルタ装置水・薬液補給接続口 (建屋内) へホースを接続する場合に必要な要員

## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3/5）

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

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	代替循環冷却ポンプ	新設	① ③ ⑨ ⑩	-	-	-	-	-	-
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）	既設							
	原子炉補機代替冷却水系	新設							
	大容量送水ポンプ（タイプI）	新設							
	サブプレッションチェンバ	既設							
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	既設 新設							
	補給水系 配管・弁	既設 新設							
	スプレイ管	既設							
	ホース・接続口	新設							
	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							
	代替所内電気設備	新設							
	燃料補給設備	新設							
	淡水貯水槽（No.1）※1	新設							
	淡水貯水槽（No.2）※1	新設							

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

※2：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/5）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策						
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考	
原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）	フィルタ装置	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑱ ⑳ ㉑	原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）	薬液補給装置	可搬	230分	3名 (5名※2)	自主対策とする理由は本文参照	
	フィルタ装置出口側圧力開放板	新設			排水設備	常設	20分	3名	自主対策とする理由は本文参照	
	遠隔手動弁操作設備	新設								
	ホース延長回収車	新設								
	可搬型窒素ガス供給装置	新設								
	原子炉格納容器調気系配管・弁	既設 新設								
	原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁	既設 新設								
	ホース・窒素供給用ヘッダ・接続口	新設								
	ホース・注水用ヘッダ・接続口	新設								
	原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）	既設								
	大容量送水ポンプ（タイプI）	新設								
	淡水貯水槽（No.1）※1	新設								
	淡水貯水槽（No.2）※1	新設								
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設								
	常設代替直流電源設備	新設								
可搬型代替直流電源設備	新設									

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

※2：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5/5）

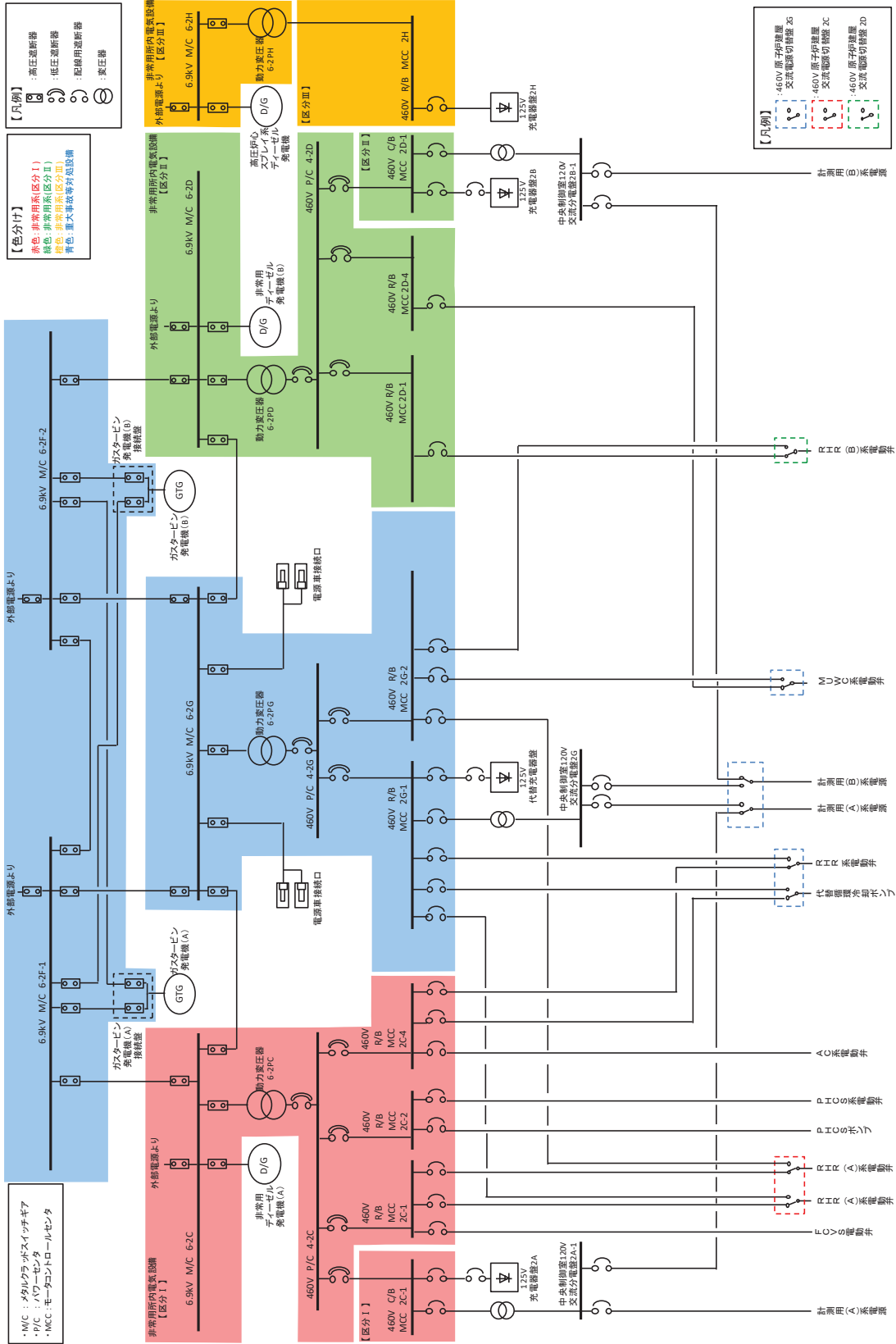
  : 重大事故等対処設備   
   : 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策						
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考	
不 活 性 ガ ス 系 統 内 の 置 換	可搬型窒素ガス供給装置	新設	① ⑨ ⑬	-	-	-	-	-	-	
	ホース・窒素供給用ヘッド・接続口	新設			-	-	-	-	-	-
	原子炉格納容器調気系配管・弁	新設			-	-	-	-	-	-
	原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁	新設			-	-	-	-	-	-
	フィルタ装置	新設			-	-	-	-	-	-
	常設代替交流電源設備	新設			-	-	-	-	-	-
-	-	-	-	原 子 炉 格 納 容 器 負 圧 破 損 の 防 止	可搬型窒素ガス供給装置	可搬	315分	8名	自主対策とする理由は本文参照	
					ホース・窒素供給用ヘッド・接続口	常設可搬				
					原子炉格納容器調気系配管・弁	常設				
					原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁	常設				
					原子炉格納容器	常設				
					フィルタ装置	常設				
					常設代替交流電源設備	常設				
-	-	-	-	原 子 炉 格 納 容 器 内 p H 調 整	原子炉格納容器pH調整系ポンプ	常設	薬液注入開始まで20分	1名	自主対策とする理由は本文参照	
					原子炉格納容器pH調整系貯蔵タンク	常設				
					原子炉格納容器pH調整系配管・弁	常設				
					原子炉格納容器	常設				
					常設代替交流電源設備	常設				

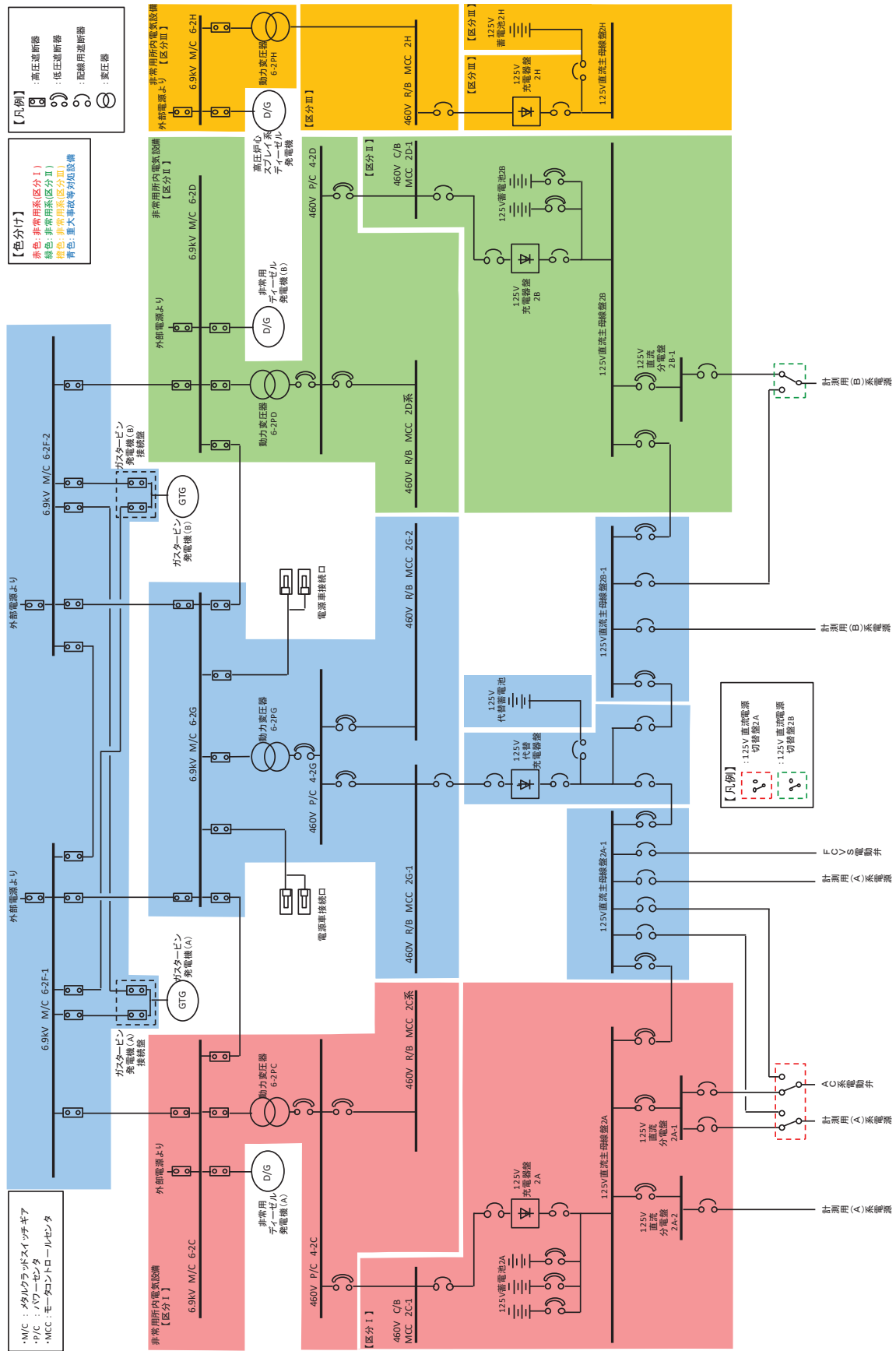
※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※2：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

対応手段として選定した設備の電源構成図



第1図 電源構成図 (交流電源)



第2図 電源構成図 (直流電源)

## 重大事故等対策の成立性

## 1. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

## (1) 操作概要

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱は、中央制御室からの操作により実施するが、原子炉格納容器調気系及び原子炉格納容器フィルタベント系隔離弁（電動弁）を中央制御室から操作できない場合は、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作を行う。

## (2) 作業場所

S/C ベント：原子炉建屋 地上 1 階，地下 1 階（原子炉建屋内の原子炉棟外）

D/W ベント：原子炉建屋 地上 1 階（原子炉建屋内の原子炉棟外）

## (3) 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）のうち、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

なお、S/C ベント及び D/W ベントに必要な時間は同じである。

必要要員数：2 名（運転員（現場）2 名）

想定時間：170 分（訓練実績等）

## (4) 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（自給式呼吸器、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

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

操作性：遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

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



## 2. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への水補給

### (1) 操作概要

発電所対策本部は、フィルタ装置への水補給が必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は、現場で、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続を実施し、フィルタ装置への水補給を実施する。

### (2) 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺及び原子炉建屋周辺）

### (3) 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置への水補給のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続並びに遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：11 名（運転員（現場）2 名\*及び重大事故等対応要員 9 名）

想定時間：380 分（訓練実績等）

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

### (4) 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：注水用ヘッダの運搬及びホースの敷設は、ホース延長回収車を使用することから、容易に実施可能である。大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下におい

て、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。注水操作は、中央制御室からの依頼に基づき発電所対策本部の指示により屋外で実施するが、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、トランシーバ（固定）及びトランシーバ（携帯）を用いることにより、円滑な連絡が可能である。



大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置



ホースの敷設、接続



注水用ヘッダへのホース接続



大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動



弁操作

### 3. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズ

#### (1) 可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続

##### a. 操作概要

原子炉格納容器ベント停止後において、スクラバ溶液に捕集された放射性物質による水の放射線分解で発生する水素ガス及び酸素ガスを排出するため、原子炉格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパーズを実施する。

窒素ガスの供給は可搬型窒素ガス供給装置で行い、当該装置を原子炉格納容器調気系にホースで接続する。

##### b. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

##### c. 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパーズのうち、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：5名（重大事故等対応要員5名）

想定時間：300分（訓練実績等）

##### d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：可搬型窒素ガス供給装置からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ

a. 操作概要

可搬型窒素ガス供給装置の設置，ホースの敷設及び接続後，窒素供給弁を操作し，原子炉格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパージを実施する。

また，原子炉格納容器フィルタベント系への窒素ガスによるパージ中に原子炉格納容器フィルタベント系系統内の水素濃度を測定するため，フィルタ装置出口水素濃度計の系統構成を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上1階（原子炉建屋内の原子炉棟外）

c. 必要要員数及び操作時間

原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージのうち，フィルタ装置の窒素ガスパージ操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員（現場）2名）

想定時間：15分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから，防護具（自給式呼吸器，個人線量計，ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

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

操作性：遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については，操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため，容易に実施可能である。

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

#### 4. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置スクラバ溶液移送

##### (1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置スクラバ溶液移送

###### a. 操作概要

フィルタ装置スクラバ溶液移送が必要な状況において、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作により FCVS 排水移送ライン弁を全開とし、フィルタ装置スクラバ溶液移送に必要な系統構成を実施する。

###### b. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

###### c. 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置スクラバ溶液移送のうち、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員（現場））

想定時間：15分（訓練実績等）

###### d. 操作の成立性について

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており夜間における作業性を確保している。汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備している。

## (2) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への水補給

### a. 操作概要

発電所対策本部は、フィルタ装置への水補給が必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

保守班員は、現場で、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続を実施し、フィルタ装置への水補給を実施する。

### b. 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺及び原子炉建屋周辺）

### c. 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置への水補給のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続並びに遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：9名（保守班員9名）

想定時間：380分（訓練実績等）

### d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：注水用ヘッダの運搬及びホースの敷設は、ホース延長回収車を使用することから、容易に実施可能である。大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。注水操作は，中央制御室からの依頼に基づき発電所対策本部の指示により屋外で実施するが，衛星電話（固定），衛星電話（携帯），トランシーバ（固定）及びトランシーバ（携帯）を用いることにより，円滑な連絡が可能である。



大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置



ホースの敷設，接続



注水用ヘッダへのホース接続



大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動



弁操作

### (3) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への薬液補給

#### a. 操作概要

発電所対策本部は、フィルタ装置への薬液補給が必要な状況において、プラント状況から薬液補給装置の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

保修班員は、現場で、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続を実施し、フィルタ装置への薬液補給を実施する。

#### b. 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

#### c. 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置への薬液補給のうち、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続並びに遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（保修班員2名）

想定時間：230分（訓練実績等）

#### d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。

操作性：薬液補給装置からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。



## 5. 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への薬液補給

### (1) 操作概要

発電所対策本部は、フィルタ装置への薬液補給が必要な状況において、プラント状況から薬液補給装置の設置場所、ホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

重大事故等対応要員は、現場で、発電所対策本部より指示されたルートを確認した上で、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続を実施し、フィルタ装置への薬液補給を実施する。

### (2) 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

### (3) 必要要員数及び操作時間

フィルタ装置への薬液補給のうち、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続並びに遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（運転員（現場）2名<sup>\*</sup>及び重大事故等対応要員2名）

想定時間：230分（訓練実績等）

※：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

### (4) 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。

操作性：薬液補給装置からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

解釈一覧  
1. 判断基準の解釈一覧

手順	手順	判断基準記載内容	解釈
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) 原子炉格納容器フィルターベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）	b. フィルタ装置への水補給	フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合	フィルタ装置の水位が [ ] を下回ると判断した場合
	d. フィルタ装置スクラバ溶液移送	サプレッションチェンバの圧力が規定値以下	圧力抑制室圧力指示値が [ ] 以下
	e. フィルタ装置への薬液補給	フィルタ装置への水補給を行う場合	フィルタ装置の水位が [ ] を下回ると判断し、フィルタ装置への水補給を実施した場合

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧

手順	操作手順記載内容	解釈
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) 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	代替循環冷却ポンプ出口流量指示値の上昇 (150m <sup>3</sup> /h程度) 原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを開始	代替循環冷却ポンプ出口流量指示値の上昇 (150m <sup>3</sup> /h程度) 及び残留熱除去系洗浄ライン流量指示値にて 50 m <sup>3</sup> /h 程度
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) 原子炉格納容器ファイラタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む)	a. 原子炉格納容器ファイラタベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱 (現場操作含む) b. ファイラタ装置への水補給 c. 原子炉格納容器ファイラタベント系停止後の窒素ガスパージ d. ファイラタ装置スクラバ溶液移送 e. ファイラタ装置への薬液補給	ファイラタ装置の水位が [ ] ファイラタ装置の水位が [ ] 可搬型窒素ガス供給装置流量 (220Nm <sup>3</sup> /h) にて注入を実施 ファイラタ装置の水位が [ ] [ ] [ ]
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) 原子炉格納容器内 pH 調整	規定量の薬液が注入されたことを原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク水位指示値により確認後	[ ] 以上注入されたことを原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク水位指示値にて確認後

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 弁番号及び弁名称一覧 (1/2)

弁番号	弁名称	操作場所
T48-A0-F020	ベント用 SGTs 側隔離弁	中央制御室
E11-M0-F083	代替循環冷却ポンプバイパス弁	中央制御室
E11-M0-F082	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F080	代替循環冷却ポンプ吸込弁	中央制御室
E11-M0-F010A	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F004A	RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	中央制御室
E11-M0-F009A	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F003A	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	中央制御室
P13-M0-F070	T/B 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-M0-F071	R/B B1F 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-M0-F171	R/B 1F 緊急時隔離弁	中央制御室
E11-M0-F086	RHR MUWC 連絡第一弁	中央制御室
E11-M0-F087	RHR MUWC 連絡第二弁	中央制御室
E11-M0-F004B	RHR B 系 LPCI 注入隔離弁	中央制御室
E11-M0-F062B	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	中央制御室
T48-A0-F045	格納容器排気 SGTs 側止め弁	中央制御室
T48-A0-F021	ベント用 HVAC 側隔離弁	中央制御室
T48-A0-F046	格納容器排気 HVAC 側止め弁	中央制御室
T48-M0-F043	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	中央制御室
T48-M0-F044	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	中央制御室
T63-M0-F001	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-M0-F002	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-M0-F022	S/C ベント用出口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地下 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-M0-F019	D/W ベント用出口隔離弁	中央制御室 遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-M0-F063	S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁	中央制御室
T48-M0-F011	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	中央制御室
T63-F042A	フィルタ装置 (A) 補給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F042B	フィルタ装置 (B) 補給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F042C	フィルタ装置 (C) 補給水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

3. 弁番号及び弁名称一覧 (2/2)

弁番号	弁名称	操作場所
T63-F045A	フィルタ装置(A)屋外側重大事故時用水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F045B	フィルタ装置(B)屋外側重大事故時用水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F045C	フィルタ装置(C)屋外側重大事故時用水ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F051	建屋内事故時用水ライン元弁	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F701	フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F702	フィルタ装置出口水素濃度計入口弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F703	フィルタ装置出口水素濃度計出口弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-F055	PSA 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-F066	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-F067	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F035	FCVS 窒素供給ライン止め弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-M0-F066	FCVS 排水移送ライン第一隔離弁	中央制御室
T63-M0-F065	FCVS 排水移送ライン第二隔離弁	中央制御室
T63-F109	FCVS 排水移送ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F004	フィルタ装置出口弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上2階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F049A	フィルタ装置(A)薬液注入ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F049B	フィルタ装置(B)薬液注入ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T63-F049C	フィルタ装置(C)薬液注入ライン弁	遠隔手動弁操作設備：屋外
T81-M0-F002	PHCS ポンプ吸込弁	中央制御室
T81-M0-F004	PHCS 注入第二隔離弁	中央制御室

## 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

### < 目次 >

#### 1.8.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

###### a. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備

###### (a) 原子炉格納容器下部注水

###### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

###### b. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段及び設備

###### (a) 原子炉圧力容器への注水

###### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

###### c. 手順等

#### 1.8.2 重大事故等時の手順

##### 1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順

###### (1) 原子炉格納容器下部注水

###### a. 原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

###### b. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

###### c. 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水

###### d. 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

###### e. 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

###### f. ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水

##### 1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順

###### (1) 原子炉圧力容器への注水

###### a. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

###### b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

###### c. ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

###### d. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

###### e. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

###### f. 制御棒駆動水压系による原子炉圧力容器への注水

##### 1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

##### 1.8.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

添付資料 1.8.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.8.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.8.3 重大事故等対策の成立性

1. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

添付資料 1.8.4 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧
3. 弁番号及び弁名称一覧

## 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等

### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

### 【解釈】

- 1 「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。

#### (1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却

- a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

#### (2) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止

- a) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）を抑制すること及び熔融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止することにより原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する対処設備を整備する。

また、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する対処設備を整備する。

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。



### 1.8.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、MCCI による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する必要がある。

また、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する必要がある。

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却及び熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

なお、対応手段の選定は電源の有無に依存しないことから、交流電源を確保するための対応手段を含めることとする。

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

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十一条及び技術基準規則第六十六条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

全交流動力電源が喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定する。ただし、全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備により給電する。

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

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.8.1 表に整理する。

##### a. 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手段及び設備

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器の破損に至る可能性がある場合、あらかじめ原子炉格納容器下部に注水しておくことで、原子炉圧力容器が破損に至った場合においても、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却性を向上させ、MCCI の抑制及び熔融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触防止を図る。

また、原子炉圧力容器破損後は原子炉格納容器下部に注水を継続することで、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冠水冷却し、MCCI の抑制及び溶融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触防止を図る。

(a) 原子炉格納容器下部注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、原子炉格納容器下部へ注水する手段がある。

i. 原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・補給水系 配管・弁
- ・高圧炉心スプレー系 配管・弁
- ・燃料プール補給水系 弁
- ・原子炉格納容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・代替所内電気設備

ii. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・淡水貯水槽（No. 1）
- ・淡水貯水槽（No. 2）
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・注水用ヘッダ・接続口
- ・補給水系 配管・弁
- ・原子炉格納容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水又は海水も利用できる。

iii. 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水

代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・代替循環冷却ポンプ
- ・サプレッションチェンバ
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・補給水系 配管・弁
- ・スプレイ管
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉格納容器
- ・原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）
- ・原子炉補機代替冷却水系
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

iv. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・スプレイ管
- ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁
- ・燃料プール補給水系 弁
- ・原子炉格納容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・代替所内電気設備

v. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下

## 部への注水

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・淡水貯水槽（No. 1）
- ・淡水貯水槽（No. 2）
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・注水用ヘッド・接続口
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・スプレイ管
- ・原子炉格納容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水又は海水も利用できる。

## vi. ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水

ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ろ過水ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・ろ過水系 配管・弁
- ・補給水系 配管・弁
- ・原子炉格納容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

## (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉格納容器下部注水で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク、補給水系配管・弁、高圧炉心スプレイ系配管・弁、燃料プール補給水系弁、原子炉格納容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、代替所内電気設備、大容量送水

ポンプ（タイプ I）、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッド・接続口、燃料補給設備、代替循環冷却ポンプ、原子炉補機代替冷却水系、残留熱除去系熱交換器、サプレッションチェンバ、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ、スプレイ管、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器は重大事故等対処設備として位置付ける。淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

これらの選定した設備は、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 1.8.1）

以上の重大事故等対処設備により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却することができる。

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

- ・ろ過水ポンプ、ろ過水タンク、ろ過水系 配管・弁

耐震性が確保されておらず、復水移送ポンプと同等の流量は確保できないが、ろ過水系が健全であれば、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する手段として有効である。

## b. 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段及び設備

### (a) 原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手段がある。

### i. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁
- ・燃料プール補給水系 弁

- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・代替所内電気設備

ii. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・淡水貯水槽（No. 1）
- ・淡水貯水槽（No. 2）
- ・ホース延長回収車
- ・ホース・注水用ヘッド・接続口
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水だけでなく、ろ過水タンクの淡水又は海水も利用できる。

iii. ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ろ過水ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・ろ過水系 配管・弁
- ・補給水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

iv. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

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

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

- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

v. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水注入系ポンプ
- ・ほう酸水注入系貯蔵タンク
- ・ほう酸水注入系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

vi. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

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

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク、補給水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁、高圧炉心スプレイ系配管・弁、燃料プール補給水系弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース延長回収車、ホース・注水用ヘッド・接続口、補給水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、高圧代替注水系ポンプ、復水貯蔵タンク、高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、高圧代替注水系（注水系）配管・弁、補給水系配管、高圧炉心スプレイ系配管・弁、燃料プール補給水系弁、原子炉冷却材浄化系配管、復水給水系配管・弁・スパージャ、原子炉圧力容器、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用する設備のうち、ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

（添付資料 1.8.1）



以上の重大事故等対処設備により溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止し、原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却することができる。

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

- ・ろ過水ポンプ，ろ過水タンク，ろ過水系 配管・弁

耐震性が確保されておらず、復水移送ポンプと同等の流量は確保できないが、ろ過水系が健全であれば、原子炉圧力容器への注水手段として有効である。

- ・制御棒駆動水圧系

発電用原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、加えて耐震性が確保されていないが、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉圧力容器下部に落下した溶融炉心を冷却し、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段として有効である。

#### c. 手順等

上記「a. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備」及び「b. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び重大事故等対応要員の対応として、非常時操作手順書（シビアアクシデント）、非常時操作手順書（設備別）及び重大事故等対応要領書に定める（第 1.8.1 表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第 1.8.2 表，第 1.8.3 表）。

（添付資料 1.8.2）

## 1.8.2 重大事故等時の手順

### 1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順

#### (1) 原子炉格納容器下部注水

##### a. 原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため原子炉格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際は、サプレッションプールの水位が外部水源注水量限界に到達しないようにするため、ドライウェル水位を 0.02m～0.23m に維持する。

#### (a) 手順着手の判断基準

[原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が 300℃に達した場合。

[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>※1</sup> 及び破損によるパラメータの変化<sup>※2</sup> により原子炉圧力容器の破損を判断した場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※2：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉格納容器下部温度の上昇又は喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の低下、原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

#### (b) 操作手順

原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.8.1 図、第 1.8.2 図及び第 1.8.3 図に、概要図を第 1.8.6 図に、タイムチャートを第 1.8.7 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。

- ② 運転員（中央制御室）A は、原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 運転員（中央制御室）A は、系統構成として CRD 復水入口弁<sup>※1</sup>、MUWC サンプリング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁<sup>※2</sup>、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。  
 ※1：制御棒駆動水圧系に異常がなく、制御棒駆動水ポンプを運転する場合は CRD 復水入口弁を全開のままとする。  
 ※2：燃料プール補給水系に異常がなく、燃料プール補給水ポンプを運転する場合は FPMUW ポンプ吸込弁を全開のままとする。
- ④ 運転員（中央制御室）A は、復水移送ポンプの水源確保として復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作）を実施する。
- ⑤ 運転員（中央制御室）A は、復水移送ポンプの起動操作を実施し、復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥ 運転員（中央制御室）A は、原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として、原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁の全開操作を実施し、発電課長に原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。
- ⑦ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水開始を指示する。
- ⑧<sup>a</sup> 原子炉格納容器下部への初期水張りの場合  
 運転員（中央制御室）A は、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁の開操作を実施し、原子炉格納容器下部注水流量指示値の上昇（70m<sup>3</sup>/h）並びに原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の位置表示により注水されたことを確認し、発電課長に報告する。  
 なお、ドライウエル水位にて 0.23m 到達後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。
- ⑧<sup>b</sup> 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合  
 運転員（中央制御室）A は、ドライウエル水位にて 0.02m に水位があることを表すランプが消灯した場合、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁を開し、崩壊熱除去に必要な注水流量（50m<sup>3</sup>/h）で注水を開始する。ドライウエル水位にて 0.23m に水位があることを表すランプが点灯した場合、注水を停止する。
- ⑨ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで15分以内で可能である。

- b. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水  
炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため原子炉格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

原子炉压力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際は、サブレーションプールの水位が外部水源注水量限界に到達しないようにするため、ドライウェル水位を0.02m～0.23mに維持する。

なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

(a) 手順着手の判断基準

[原子炉压力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

原子炉压力容器の破損の徴候<sup>※1</sup>及び破損によるパラメータの変化<sup>※2</sup>により原子炉压力容器の破損を判断した場合。

※1：「原子炉压力容器の破損の徴候」は、原子炉压力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉压力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※2：「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉格納容器下部温度の上昇又は喪失、原子炉压力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の低下、原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

(b) 操作手順

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水手順の概要（原子炉・格納容器下部注水接続口（北）使用）は以下のとおり（原子炉・格納容器下部注水接続口（東）を使用して原子炉格納容器下部へ注水する手順も同様）。手順の対応フローを第1.8.2図及び第1.8.3図に、概要図を第1.8.8図に、タイムチャートを第1.8.9図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

による原子炉格納容器下部への注水準備のため、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホース敷設及び接続を依頼する。

- ③ 運転員（中央制御室）A は、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 運転員（中央制御室）A は、復水補給水系バイパス流防止として、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施する。
- ⑤ 運転員（中央制御室）A は、系統構成として、原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁の全開操作を実施し、発電課長に原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置、ホースの敷設及び接続を行い、発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑦ 発電課長は、系統構成完了を確認後、大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水開始を発電所対策本部に依頼する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動後、原子炉・格納容器下部注水弁及び緊急時原子炉北側外部注水入口弁の全開操作を実施し、発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑨ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水開始を指示する。
- ⑩ 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合  
運転員（中央制御室）A は、ドライウェル水位にて 0.02m に水位があることを表すランプが消灯した場合、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁を開し、崩壊熱除去に必要な注水流量（50m<sup>3</sup>/h）で注水を開始する。ドライウェル水位にて 0.23m に水位があることを表すランプが点灯した場合、注水を停止する。

### (c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び重大事故等対応要員9名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水開始まで385分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両付属の作業照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。

（添付資料 1. 8. 3）

c. 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉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の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。

(a) 手順着手の判断基準

[原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が 300℃に達した場合。

[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>※1</sup> 及び破損によるパラメータの変化<sup>※2</sup> により原子炉圧力容器の破損を判断した場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※2：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉格納容器下部温度の上昇又は喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の低下、原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

(b) 操作手順

代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1. 8. 1 図、第 1. 8. 2 図及び第 1. 8. 3 図に、概要図を第 1. 8. 10 図及び第 1. 8. 12 図に、タイムチャートを第 1. 8. 11 図及び第 1. 8. 13 図に示す。

[ペデスタル注水配管使用の場合]

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）A は、代替循環冷却系による原子炉格納容器下部

への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。

- ③ 運転員（中央制御室）A は、系統構成として、復水移送ポンプが運転中の場合は停止し、代替循環冷却ポンプバイパス弁の全閉を確認、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作、代替循環冷却ポンプ流量調整弁の開操作並びに代替循環冷却ポンプ吸込弁、RHR MUWC 連絡第一弁、RHR MUWC 連絡第二弁及び原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁の全開操作を実施し、発電課長に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。
- ④ 発電課長は、運転員に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水開始を指示する。
- ⑤ 運転員（中央制御室）A は、代替循環冷却ポンプを起動し、速やかに原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁の全開操作及び代替循環冷却ポンプ流量調整弁を開とし、代替循環冷却系の運転を開始する。
- ⑥ 運転員（中央制御室）A は、RHR 熱交換器（A）バイパス弁の全閉操作を実施する。
- ⑦<sup>a</sup> 原子炉格納容器下部への初期水張りの場合  
運転員（中央制御室）A は、原子炉格納容器下部注水流量指示値の上昇（80m<sup>3</sup>/h）並びに原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の位置表示により注水されたことを確認し、注水を継続するとともに、発電課長に報告する。
- ⑦<sup>b</sup> 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合  
運転員（中央制御室）A は、原子炉格納容器下部注水流量指示値の上昇（80m<sup>3</sup>/h）を確認し、注水を継続するとともに、発電課長に報告する。

[スプレイ管使用の場合]

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に代替循環冷却系による原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）A は、代替循環冷却系による原子炉格納容器内へのスプレイに必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 運転員（中央制御室）A は、系統構成として、代替循環冷却ポンプバイパス弁の全閉を確認、代替循環冷却ポンプ流量調整弁の開操作並びに代替循環冷却ポンプ吸込弁及び RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁の全開操作を実施し、発電課長に代替循環冷却系による原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を報告する。
- ④ 発電課長は、運転員に代替循環冷却系による原子炉格納容器内へのス

プレイ開始を指示する。

- ⑤ 運転員（中央制御室）A は、代替循環冷却ポンプを起動し、速やかに RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁の全開操作及び代替循環冷却ポンプ流量調整弁を開とし、代替循環冷却系の運転を開始する。
- ⑥ 運転員（中央制御室）A は、RHR 熱交換器（A）バイパス弁の全閉操作を実施する。
- ⑦<sup>a</sup> 原子炉格納容器下部への初期水張りの場合  
運転員（中央制御室）A は、代替循環冷却ポンプ出口流量指示値の上昇（88m<sup>3</sup>/h）並びに原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の位置表示により注水されたことを確認し、注水を継続するとともに、発電課長に報告する。
- ⑦<sup>b</sup> 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合  
運転員（中央制御室）A は、代替循環冷却ポンプ出口流量指示値の上昇（88m<sup>3</sup>/h）を確認し、注水を継続するとともに、発電課長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで20分以内で可能である。

d. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際は、サプレッションプールの水位が外部水源注水量限界に到達しないようにするため、ドライウエル水位を0.02m～0.23mに維持する。

(a) 手順着手の判断基準

[原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>※1</sup>及び破損によるパラメータの変化<sup>※2</sup>に



より原子炉圧力容器の破損を判断した場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※2：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉格納容器下部温度の上昇又は喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の低下、原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

#### (b) 操作手順

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水手順の概要（残留熱除去系 A 系配管使用）は以下のとおり（残留熱除去系 B 系配管を使用した原子炉格納容器下部への注水手順も同様）。手順の対応フローを第 1.8.1 図、第 1.8.2 図及び第 1.8.3 図に、概要図を第 1.8.14 図に、タイムチャートを第 1.8.15 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）A は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 運転員（中央制御室）A は、系統構成として、CRD 復水入口弁<sup>※1</sup>、MUWC サンプリング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁<sup>※2</sup>、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全開操作を実施する。  
※1：制御棒駆動水圧系に異常がなく、制御棒駆動水ポンプを運転する場合は CRD 復水入口弁を全開のままとする。  
※2：燃料プール補給水系に異常がなく、燃料プール補給水ポンプを運転する場合は FPMUW ポンプ吸込弁を全開のままとする。
- ④ 運転員（中央制御室）A は、復水移送ポンプの水源確保として復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作（復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作）を実施する。
- ⑤ 運転員（中央制御室）A は、復水移送ポンプの起動操作を実施し、復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥ 運転員（中央制御室）A は、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁及び RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁の全開操作を実施し、発電課長に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。

- ⑦ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水開始を指示する。
- ⑧<sup>a</sup> 原子炉格納容器下部への初期水張りの場合  
 運転員（中央制御室）A は、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁の開操作を実施し、残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇（88m<sup>3</sup>/h）並びに原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の位置表示により注水されたことを確認し、発電課長に報告する。なお、ドライウエル水位にて 0.23m 到達後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。
- ⑧<sup>b</sup> 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合  
 運転員（中央制御室）A は、ドライウエル水位にて 0.02m に水位があることを表すランプが消灯した場合、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁を開し、残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量指示値の上昇（88m<sup>3</sup>/h）で注水を開始する。ドライウエル水位にて 0.23m に水位があることを表すランプが点灯した場合、注水を停止する。
- ⑨ 発電課長は、発電所対策本部に復水貯蔵タンクの補給を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで 20 分以内で可能である。

e. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際は、サブレーションプールの水位が外部水源注水量限界に到達しないようにするため、ドライウエル水位を 0.02m～0.23m に維持する。

なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

(a) 手順着手の判断基準

[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>\*1</sup>及び破損によるパラメータの変化<sup>\*2</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は，原子炉圧力容器内の水位の低下，制御棒の位置表示の喪失数増加，原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※2：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉格納容器下部温度の上昇又は喪失，原子炉圧力容器内の圧力の低下，原子炉格納容器内の圧力の上昇，原子炉格納容器下部の雰囲気温度の低下，原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

(b) 操作手順

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水手順の概要（残留熱除去系 A 系配管及び格納容器スプレイ接続口（北）使用）は以下のとおり（残留熱除去系 B 系配管及び格納容器スプレイ接続口（東）を使用した原子炉格納容器下部への注水手順も同様）。手順の対応フローを第 1.8.2 図及び第 1.8.3 図に，概要図を第 1.8.16 図に，タイムチャートを第 1.8.17 図に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は，発電所対策本部に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備のため，大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置，ホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③ 運転員（中央制御室）A は，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④ 重大事故等対応要員は，大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置，ホースの敷設及び接続を行い，大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水準備完了を発電所対策本部に報告する。また，発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑤ 発電課長は，大容量送水ポンプ（タイプ I）による送水開始を発電所対策本部に依頼する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は，大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動後，格納容器スプレイ弁の開操作及び RHR A 系格納容器代替スプレイ注入元弁の全開操作を実施し，発電所対策本部に報告する。また，発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑦ 発電課長は，運転員に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水開始を指示する。
- ⑧ 運転員（中央制御室）A は，RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁の全開操

作を実施する。

- ⑨ 重大事故等対応要員は、格納容器スプレイ弁にて流量調整を実施する。
- ⑩ 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合  
運転員（中央制御室）A は、原子炉格納容器への注水量の上昇（88m<sup>3</sup>/h）並びに原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の位置表示により注水されたことを確認し、発電課長に報告する。その後、ドライウエル水位にて 0.02m に水位があることを表すランプが消灯した場合、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁を全開し、注水を開始する。ドライウエル水位にて 0.23m に水位があることを表すランプが点灯した場合、注水を停止する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び重大事故等対応要員9名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水開始まで385分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備等を整備する。大容量送水ポンプ（タイプI）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両付属の作業照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。

（添付資料 1.8.3）

f. ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、ろ過水タンクを水源としたろ過水ポンプにより原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際は、サプレッションプールの水位が外部水源注水量限界に到達しないようにするため、ドライウエル水位を 0.02m～0.23m に維持する。

(a) 手順着手の判断基準

[原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が 300℃に達した場合。

[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>※1</sup> 及び破損によるパラメータの変化<sup>※2</sup> により原子炉圧力容器の破損を判断した場合。

- ※1：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。
- ※2：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉格納容器下部温度の上昇又は喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下、原子炉格納容器内の圧力の上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の低下、原子炉格納容器内の水素濃度の上昇により確認する。

(b) 操作手順

ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.8.1 図、第 1.8.2 図及び第 1.8.3 図に、概要図を第 1.8.18 図に、タイムチャートを第 1.8.19 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）A は、ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水に必要なポンプ、電動弁、監視計器の電源及び電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 運転員（中央制御室）A は、復水補給水系バイパス流防止として、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全開操作を実施する。
- ④ 運転員（中央制御室）A は、ろ過水ポンプの起動操作を実施し、ろ過水ポンプ出口圧力指示値が上昇したことを確認する。
- ⑤ 運転員（中央制御室）A は、FW 系連絡第一弁及び FW 系連絡第二弁の全開操作を実施する。
- ⑥ 運転員（中央制御室）A は、系統構成として、原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁の全開操作を実施し、発電課長にろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。
- ⑦ 発電課長は、運転員にろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水開始を指示する。
- ⑧<sup>a</sup> 原子炉格納容下部への初期水張りの場合  
運転員（中央制御室）A は、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁の開操作を実施し、原子炉格納容器下部注水流量指示値の上昇（70m<sup>3</sup>/h）並びに原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の位置表示により注水されたことを確認し、発電課長に報告する。  
なお、ドライウエル水位にて 0.23m 到達後、原子炉格納容器下部への

注水を停止する。

- ⑧<sup>b</sup> 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合  
運転員（中央制御室）A は、ドライウェル水位にて 0.02m に水位があることを表すランプが消灯した場合、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁を開し、崩壊熱除去に必要な注水流量（50m<sup>3</sup>/h）で注水を開始する。ドライウェル水位にて 0.23m に水位があることを表すランプが点灯した場合、注水を停止する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで 20 分以内で可能である。

1.8.2.2 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順

(1) 原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ熔融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器へ注水することにより原子炉圧力容器の破損遅延又は防止を図る。

- a. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水  
炉心の著しい損傷が発生した場合において、復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水する。  
なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(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、復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合。

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

(b) 操作手順

低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水については、「1.4.2.1(1)a.(a) i. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。手順の対応フローを第 1.8.4 図及び第 1.8.5 図に示す。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水開始まで 15 分以内で可能である。

b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(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、復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合。

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

(b) 操作手順

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水については、「1.4.2.1(1)a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。手順の対応フローを第 1.8.4 図及び第 1.8.5 図に示す。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び重大事故等対応要員 9 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始まで 385 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、

汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両付属の作業照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。

c. ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(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、復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合。

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

(b) 操作手順

ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水については、「1.4.2.1(1)a.(c) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。手順の対応フローを第1.8.4図及び第1.8.5図に示す。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水開始まで20分以内で可能である。

d. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレー系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、所内常設蓄電式直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により高圧代替注水系の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸



水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、原子炉圧力容器への高圧注水機能が喪失し、高圧代替注水系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

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

※2：原子炉圧力指示値が規定値以上ある場合。

(b) 操作手順

高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水については、「1.2.2.1(1)

a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動」の操作手順と同様である。手順の対応フローを第1.8.4図及び第1.8.5図に示す。

(c) 操作の成立性

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

e. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

損傷炉心へ注水する場合、ほう酸水注入系によるほう酸水の注入を並行して実施する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※</sup>において、損傷炉心へ注水する場合。

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

(b) 操作手順

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8.4図及び第1.8.5図に、概要図を第1.8.20図に、タイムチャートを第1.8.21図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入の準備開始を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）A は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③ 運転員（中央制御室）A は、ほう酸水注入系ポンプ（A）又は（B）の起動操作（ほう酸水注入系ポンプ起動スイッチを「ポンプ A」位置（B系を起動する場合は「ポンプ B」位置）にすることで、SLC タンク出口弁及び SLC 注入電動弁が全開となり、ほう酸水注入系ポンプが起動し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始される。）を実施し、ほう酸水注入系ポンプ出口圧力が原子炉圧力容器内の圧力以上であることを確認する。
- ④ 発電課長は、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水の全量注入完了を確認後、運転員にほう酸水注入系ポンプの停止を指示する。
- ⑤ 運転員（中央制御室）A は、ほう酸水注入系ポンプを停止し、発電課長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで15分以内で可能である。

f. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設代替交流電源設備により制御棒駆動水圧系の電源を確保し、原子炉圧力容器の下部への注水を実施することで、原子炉圧力容器の下部に落下した熔融炉心を冷却し、原子炉圧力容器の破損の進展を抑制する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※。

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

(b) 操作手順

制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水については、「1. 2. 2. 3 (1) b. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。手順の対応フローを第 1. 8. 4 図に示す。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水開始まで 20 分以内で可能である。

1. 8. 2. 3 その他の手順項目について考慮する手順

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）及び原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保手順は、「1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

復水貯蔵タンク、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）への水の補給手順並びに水源から接続口までの大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

復水移送ポンプ、ろ過水ポンプ、高圧代替注水系、ほう酸水注入系ポンプ、制御棒駆動水ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順並びにガスタービン発電機、電源車及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

1. 8. 2. 4 重大事故等時の対応手段の選択

(1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1. 8. 22 図に示す。

[原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

代替交流電源設備により交流電源を確保し、スプレイ管使用による原子炉格納容器下部注水が使用可能であれば、代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水（スプレイ管使用）を実施する。代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水（スプレイ管使用）が使用できない場合、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。

スプレイ管使用による原子炉格納容器下部注水が使用できない場合、代替循環冷却系（ペデスタル注水配管使用）、原子炉格納容器下部注水系（常設）又はろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水を実施する。

[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合]

代替交流電源設備により交流電源を確保し、代替循環冷却系が使用可能であ

れば代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水（スプレイ管使用）を実施する。代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水（スプレイ管使用）が使用できない場合、代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水（ペDESTAL注水配管使用）を実施する。

代替循環冷却系が使用できない場合、スプレイ管使用による原子炉格納容器下部注水が使用可能であれば、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。

スプレイ管使用による原子炉格納容器下部注水が使用できない場合、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（常設）又はろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水を実施する。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水手段については、代替循環冷却系（スプレイ管使用）又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水手段と同時並行で準備する。原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水手段については、代替循環冷却系（ペDESTAL注水配管使用）又は原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水手段と同時並行で準備する。

また、原子炉格納容器下部注水系（常設）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、代替循環冷却系（スプレイ管使用）、代替循環冷却系（ペDESTAL注水配管使用）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）及びろ過水ポンプによる手段のうち原子炉格納容器下部への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉格納容器下部への注水を開始する。

## (2) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.8.22図に示す。

代替交流電源設備により交流電源が確保できるまでは、交流電源を必要としない高圧代替注水系により原子炉圧力容器へ注水し、代替交流電源設備により交流電源が確保できた段階で、高圧代替注水系に併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入及び制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を行う。また、低圧代替注水系の運転が可能となり発電用原子炉の減圧が完了するまでの期間は、高圧代替注水系により原子炉圧力容器への注水を継続する。

発電用原子炉の減圧が完了し、淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2）が使用可能な場合において低圧代替注水系（可搬型）の準備が完了している場合は、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）が使用できない場合、又は低圧代替注水系

(可搬型)の準備が完了していない場合、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)又はろ過水ポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。その際も併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入を行う。

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

また、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、低圧代替注水系(可搬型)、ろ過水ポンプ及び高圧代替注水系による手段のうち原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。

なお、低圧代替注水(常設)(復水移送ポンプ)を実施する際の注入配管の選択は、注水流量が多いものを優先して使用する。

熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水を実施している際、原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準に到達した場合は、原子炉格納容器下部への注水操作を開始する。

第 1.8.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	—	原子炉格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等 対処設備 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 3a」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる 格納容器下部注水」
		原子炉格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	大容量送水ポンプ(タイプ I) ※1 ホース延長回収車 ※1 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※1 補給水系 配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等 対処設備 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 3b」 等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ(タイプ I)による格納容器 下部注水」 「大容量送水ポンプによる 送水」 ※1
			淡水貯水槽 (No. 1) ※1 ※6 淡水貯水槽 (No. 2) ※1 ※6	自主 対策 設備
		原子炉格納容器下部への注水	代替循環冷却ポンプ サプレッションチェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 補給水系 配管・弁 スプレイ管 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却水系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等 対処設備 非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 3a」 等 非常時操作手順書 (設備別) 「代替循環冷却ポンプに よる格納容器下部注水」 「代替循環冷却ポンプに よるドライウェルスプレ イ」
			原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む) ※3	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※4：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※5：手順は「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」にて整備する。

※6：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段，対処設備，手順書一覧（2/4）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	—	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 高压炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「注水ストラテジ - 3a」等 非常時操作手順書（設備別） 「復水移送ポンプによるドライウエル代替スプレイ」
		原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	大容量送水ポンプ（タイプ I） ※1 ホース延長回収車 ※1 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※1 残留熱除去系 配管・弁 スプレイ管 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「注水ストラテジ - 3b」等 重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ（タイプ I）によるドライウエル代替スプレイ」 「大容量送水ポンプによる送水」 ※1
		ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水	淡水貯水槽（No. 1） ※1 ※6 淡水貯水槽（No. 2） ※1 ※6	自主対策設備
		ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	自主対策設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「注水ストラテジ - 3a」等 非常時操作手順書（設備別） 「ろ過水ポンプによる格納容器下部注水」

※1：手順は「1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：手順は「1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※5：手順は「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」にて整備する。

※6：「1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】 1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備，手順書一覧 (3/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	—	低圧代替注水系(常設) (原子炉圧力容器への注水)	復水移送ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	重大事故等 対処設備  非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 1」 等 ※4  非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる 原子炉注水」
		低圧代替注水系(可搬型) による注水	大容量送水ポンプ (タイプ I) ※1 ホース延長回収車 ※1 ホース・注水用ヘッダ・接続口 ※1 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等 対処設備  非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 1」 等 ※4  重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による原子炉注水」 「大容量送水ポンプによる送水」 ※1
		自主対策 設備	淡水貯水槽 (No. 1) ※1 ※6 淡水貯水槽 (No. 2) ※1 ※6	
		原子炉過水ポンプによる注水	ろ過水ポンプ ろ過水タンク ろ過水系 配管・弁 補給水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 ※2	自主対策 設備  非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 1」 等 ※4  非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※4：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※5：手順は「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」にて整備する。

※6：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)



対応手段，対処設備，手順書一覧（4/4）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	—	原子炉圧力容器への注水 高圧代替注水系による	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 補給水系 配管 高圧炉心スプレイ系 配管・弁 燃料プール補給水系 弁 原子炉冷却材浄化系 配管 復水給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備 ※2 常設代替直流電源設備 ※2 可搬型代替直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「注水ストラテジ - 1」 等 ※5 非常時操作手順書 （設備別） 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水（中央制御室）」
		原子炉圧力容器へのほう酸水注入による	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「注水ストラテジ - 1」 等 非常時操作手順書 （設備別） 「ほう酸水注入系ポンプによるほう酸水注入」
		原子炉圧力容器への注水 制御棒駆動水圧系による	制御棒駆動水ポンプ 復水貯蔵タンク ※1 制御棒駆動水圧系 配管・弁 補給水系 配管 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む） ※3 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備 非常時操作手順書 （シビアアクシデント） 「注水ストラテジ - 1」 ※5 非常時操作手順書 （設備別） 「制御棒駆動水ポンプによる原子炉注水」

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※4：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※5：手順は「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」にて整備する。

※6：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

第 1.8.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/10)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順 (1) 原子炉格納容器下部注水系 a. 原子炉格納容器下部注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 3a」等  非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる格納容器下部注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器下部温度 ドライウエル温度 ・原子炉格納容器下部雰囲気温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		制御棒の位置	制御棒位置指示系
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位
		原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器下部注水流量
		補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧 (2/10)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1) 原子炉格納容器下部注水系 b. 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 3b」等  重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による格納容器下部注水」 「大容量送水ポンプによる送水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器下部温度 ドライウエル温度 ・原子炉格納容器下部雰囲気温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		制御棒の位置	制御棒位置指示系
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)
	操作	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位
		原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器下部注水流量
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)

監視計器一覧 (3/10)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順 (1) 原子炉格納容器下部注水系 c. 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 3a」等  非常時操作手順書 (設備別) 「代替循環冷却ポンプによる格納容器下部注水」 「代替循環冷却ポンプによるドライウエルスプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器下部温度 ドライウエル温度 ・原子炉格納容器下部雰囲気温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		制御棒の位置	制御棒位置指示系
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量
	水源の確保	圧力抑制室水位	
	操作	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位
		原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器下部注水流量 代替循環冷却ポンプ出口流量
		補機監視機能	代替循環冷却ポンプ出口圧力
		最終ヒートシンクの確保	サブプレッションプール水温度 原子炉補機冷却水系 (A) 系系統流量 残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水入口流量
		水源の確保	圧力抑制室水位

監視計器一覧 (4/10)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順 (1) 原子炉格納容器下部注水系 d. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 3a」等  非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによるドライウエル代替スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器下部温度 ドライウエル温度 ・原子炉格納容器下部雰囲気温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		制御棒の位置	制御棒位置指示系
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 圧力抑制室水位
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧 (5/10)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順 (1) 原子炉格納容器下部注水系 e. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 3b」等  重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) によるドライウエル代替スプレイ」 「大容量送水ポンプによる送水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器下部温度 ドライウエル温度 ・原子炉格納容器下部雰囲気温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		制御棒の位置	制御棒位置指示系
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)
	操作	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 圧力抑制室水位
		原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器代替スプレイ流量
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)

監視計器一覧 (6/10)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順 (1) 原子炉格納容器下部注水系 f. ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 3a」等  非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる格納容器下部注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力容器下鏡部温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力
		原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器下部温度 ドライウエル温度 ・原子炉格納容器下部雰囲気温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/C)
		制御棒の位置	制御棒位置指示系
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	ろ過水タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位
		原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器下部注水流量
		補機監視機能	ろ過水ポンプ出口圧力
		水源の確保	ろ過水タンク水位

監視計器一覧 (7/10)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 a. 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉圧力容器への注水			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 1」等  非常時操作手順書 (設備別) 「復水移送ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・ 残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・ 残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		補機監視機能	復水移送ポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位



監視計器一覧 (8/10)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉压力容器への注水 b. 低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉压力容器への注水			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」等  重大事故等対応要領書 「大容量送水ポンプ (タイプ I) による原子炉注水」 「大容量送水ポンプによる送水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 ・ 残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・ 残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
		水源の確保	淡水貯水槽 (No. 1) 淡水貯水槽 (No. 2)

監視計器一覧 (9/10)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順			
(1) 原子炉压力容器への注水			
c. ろ過水ポンプによる原子炉压力容器への注水			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」等  非常時操作手順書 (設備別) 「ろ過水ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	ろ過水タンク水位
		操作	原子炉压力容器内の水位
	原子炉压力容器内の圧力		原子炉圧力
	原子炉压力容器への注水量		残留熱除去系洗浄ライン流量 ・残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量 ・残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量
	補機監視機能		ろ過水ポンプ出口圧力
	水源の確保		ろ過水タンク水位
	1.8.2.2 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順		
	(1) 原子炉压力容器への注水		
d. 高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ-1」等  非常時操作手順書 (設備別) 「高圧代替注水系ポンプによる原子炉注水 (中央制御室)」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		電源の確保	125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力
		原子炉压力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量
		補機監視機能	高圧代替注水系ポンプ出口圧力 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

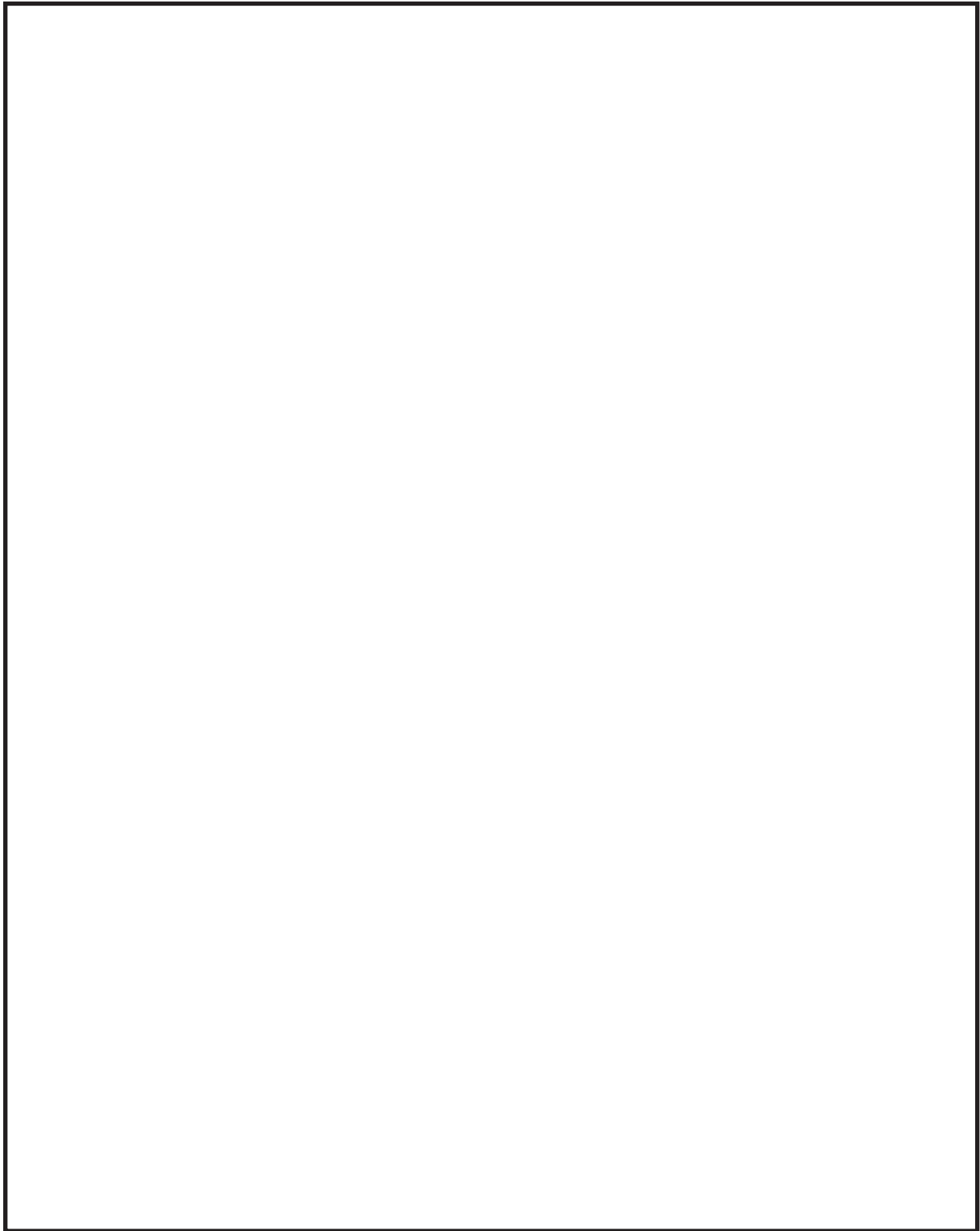
監視計器一覧 (10/10)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 e. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 1」 等  非常時操作手順書 (設備別) 「ほう酸水注入系ポンプによるほう酸水注入」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		水源の確保	ほう酸水注入系貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力
		補機監視機能	ほう酸水注入系ポンプ出口圧力
		水源の確保	ほう酸水注入系貯蔵タンク水位
		1.8.2.2 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1) 原子炉圧力容器への注水 f. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水ストラテジ - 1」  非常時操作手順書 (設備別) 「制御棒駆動水ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)
		電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		操作	原子炉圧力容器内の水位
	原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力
	原子炉圧力容器内の温度		原子炉圧力容器温度 ・ 原子炉圧力容器下鏡部温度
	原子炉圧力容器への注水量		制御棒駆動水ポンプ出口流量
	補機監視機能		アキュムレータ充填水圧力
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	

第 1.8.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

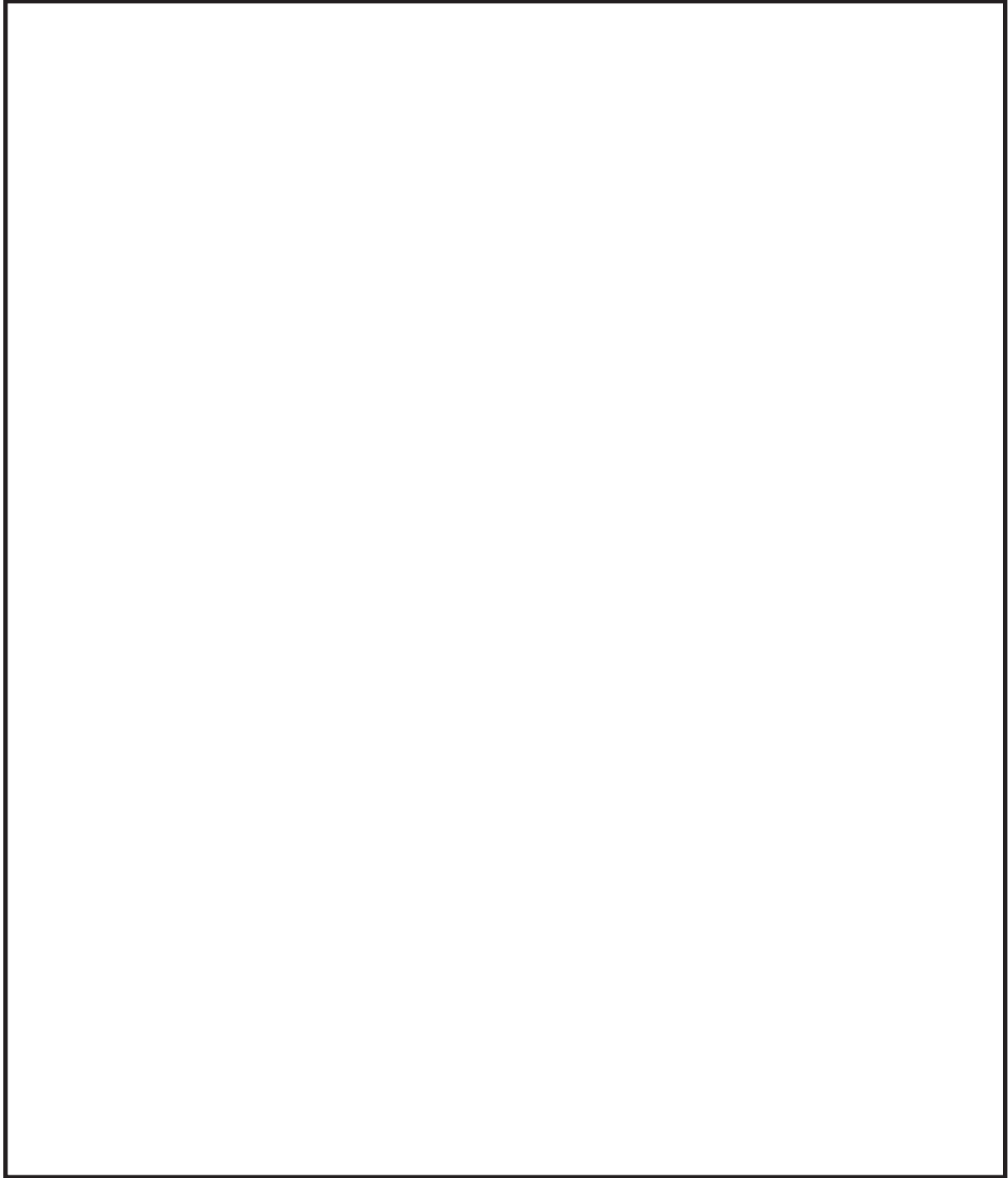
対象条文	供給対象設備	供給元		
		設備	母線	
【1.8】 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等	復水移送ポンプ 補給水系 弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系	
			非常用低圧母線 MCC 2D 系	
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系	
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系	
			非常用低圧母線 MCC 2D 系	
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系	
	代替循環冷却ポンプ	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系	
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系	
	燃料プール補給水系 弁	常設代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1	
			可搬型代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
			所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
			常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
			可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
	残留熱除去系 弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系	
			非常用低圧母線 MCC 2D 系	
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系	
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系	
			非常用低圧母線 MCC 2D 系	
			緊急用低圧母線 MCC 2G 系	
	高圧代替注水系 弁	常設代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1	
			可搬型代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
			所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
			常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
			可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
	原子炉隔離時冷却系 弁	常設代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1	
			可搬型代替交流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
			所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
			常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
			可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2B-1
	ほう酸水注入系ポンプ・弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系	
非常用低圧母線 MCC 2D 系				
可搬型代替交流電源設備		非常用低圧母線 MCC 2C 系		
		非常用低圧母線 MCC 2D 系		
計測用電源※	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系		
		非常用低圧母線 MCC 2D 系		
	可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系		
		非常用低圧母線 MCC 2D 系		
	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A		
		125V 直流主母線 2B		
	常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1		
		125V 直流主母線 2B-1		
	可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1		
		125V 直流主母線 2B-1		

※：供給負荷は監視計器



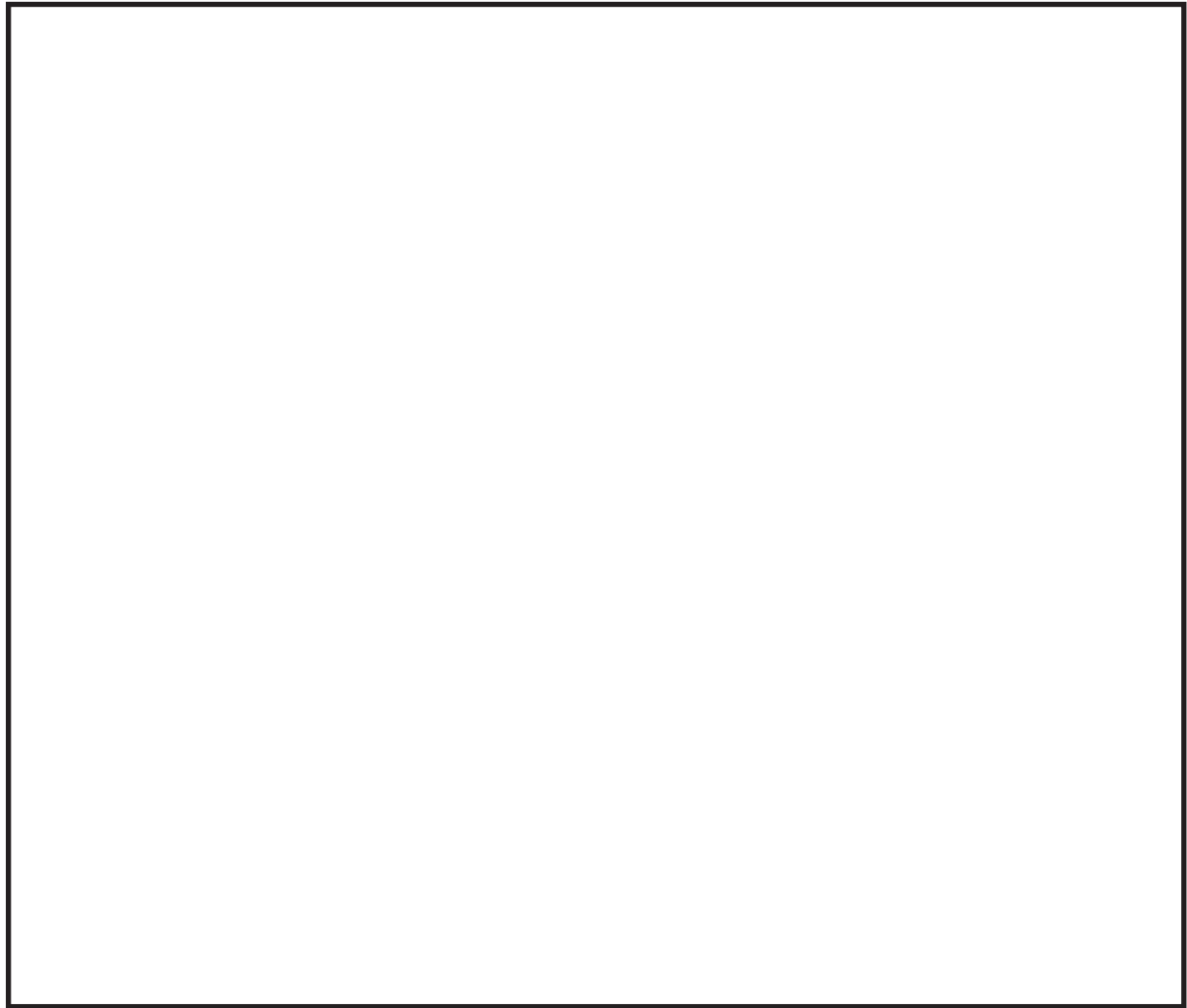
第 1.8.1 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「注水ストラテジ-3a」  
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



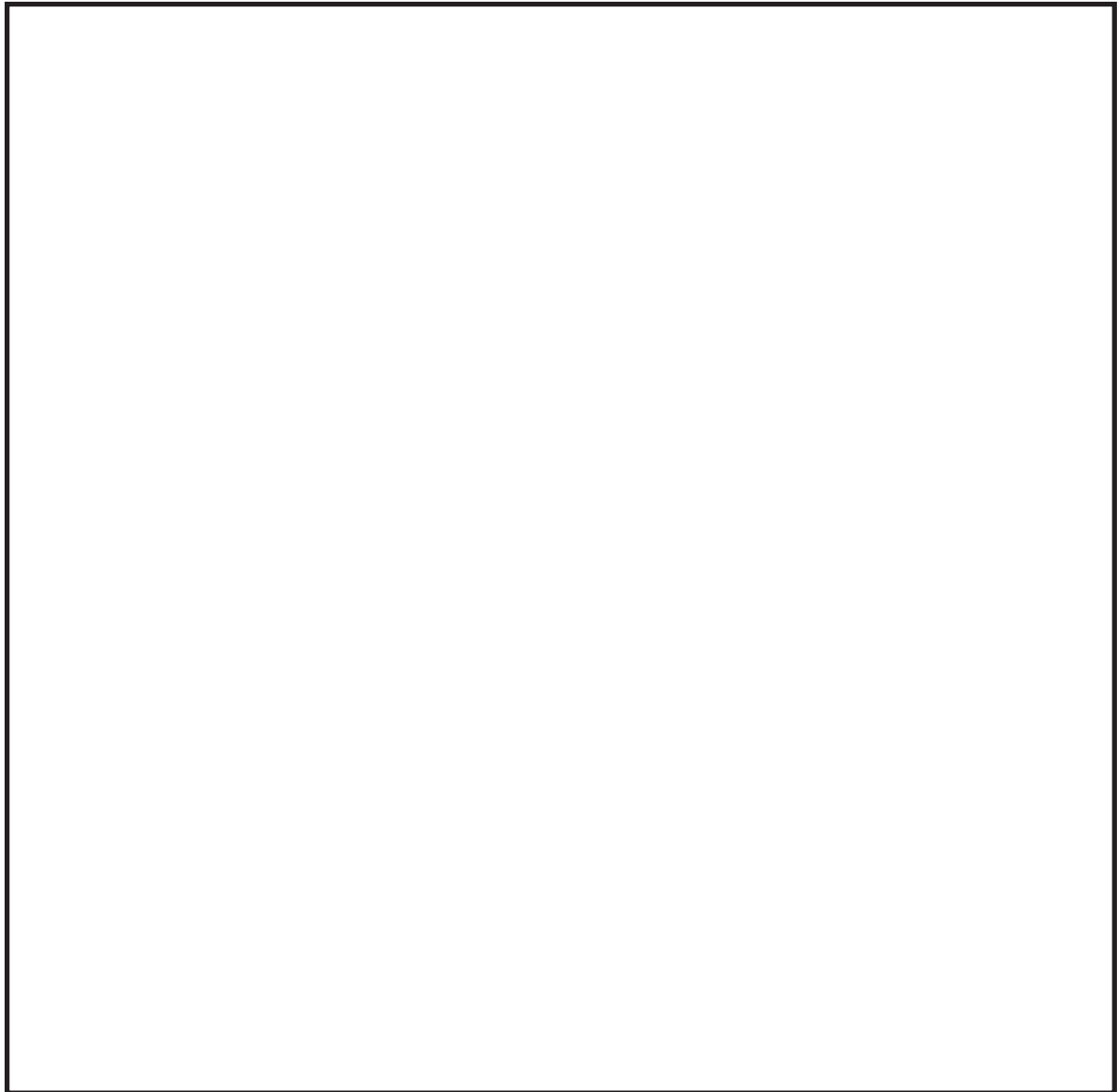
第 1.8.2 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「注水ストラテジ-3b」  
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.8.3 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「注水ストラテジ-4」  
における対応フロー

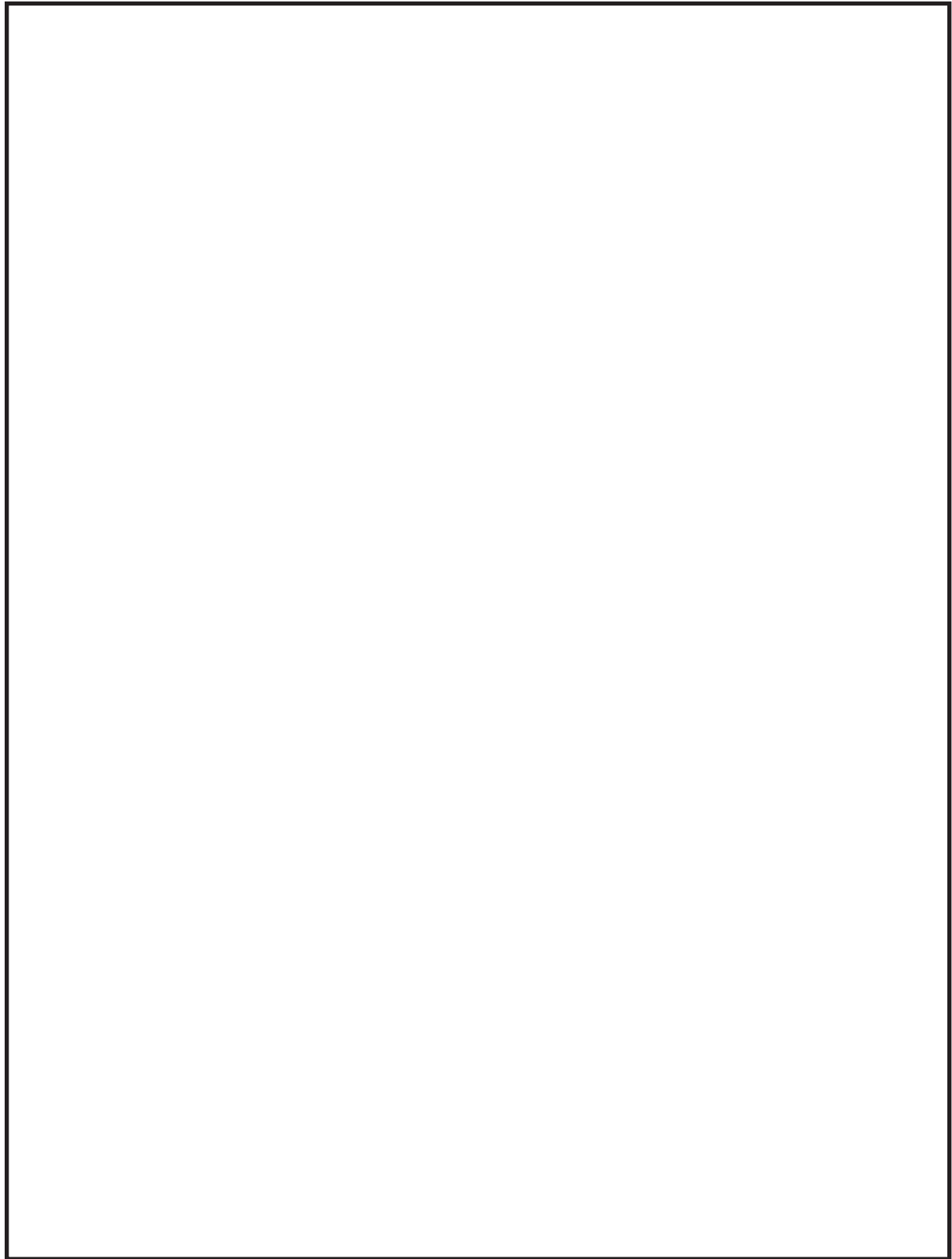
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



第 1.8.4 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「注水ストラテジ-1」  
における対応フロー

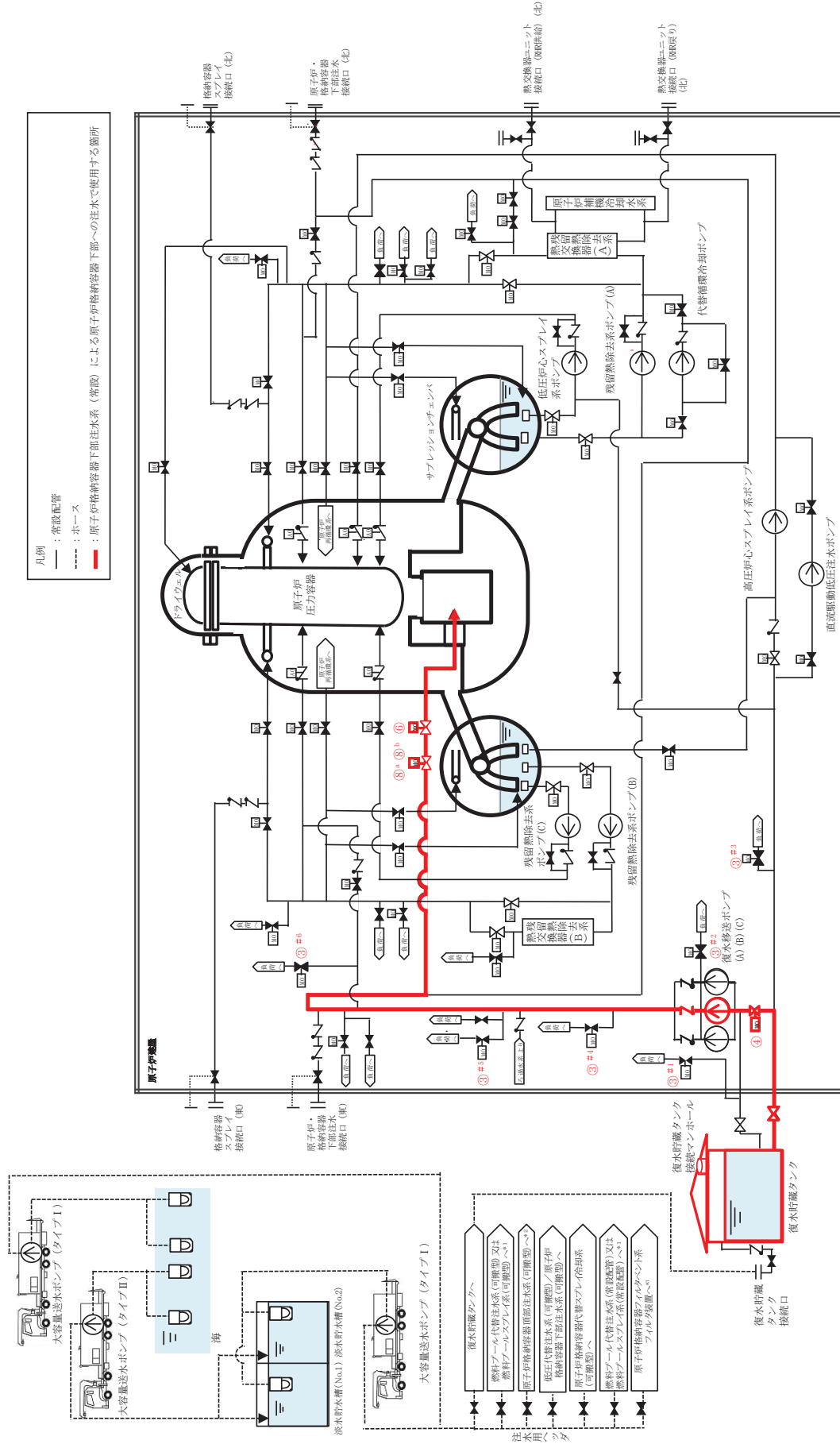
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。





第 1.8.5 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「注水ストラテジ-2」  
における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



凡例： 常設配管  
 .....： ホース  
 ——： 原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水で使用する箇所

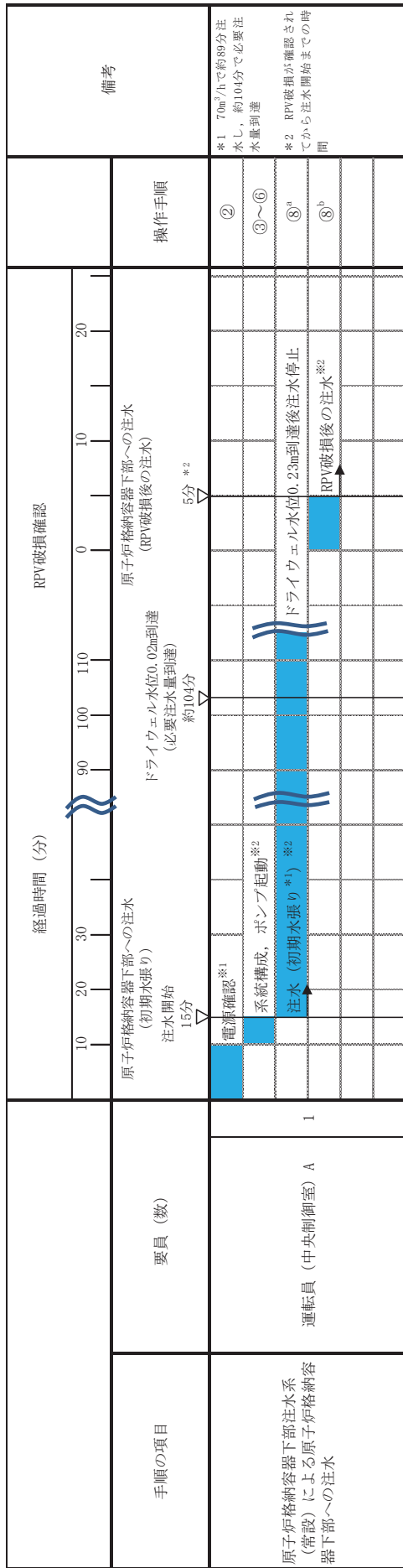
- \* 1： 同時使用は考慮しない
- \* 2： 自主対策設備
- \* 3： 海を水源とした補給は行わない

第 1.8.6 図 原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（1/2）

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ #1	CRD 復水入口弁	P13-M0-F010	中央制御室
③ #2	MWC サンプリング取出止め弁	P13-M0-F022	中央制御室
③ #3	FPMUW ポンプ吸込弁	P15-M0-F001	中央制御室
③ #4	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
③ #5	R/B BIF 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
③ #6	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
④	復水貯蔵タンク 常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	P13-M0-F073	中央制御室
⑥	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁	P13-M0-F180	中央制御室
⑧ <sup>a</sup> ⑧ <sup>b</sup>	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	P13-M0-F179	中央制御室

#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弁があることを示す。

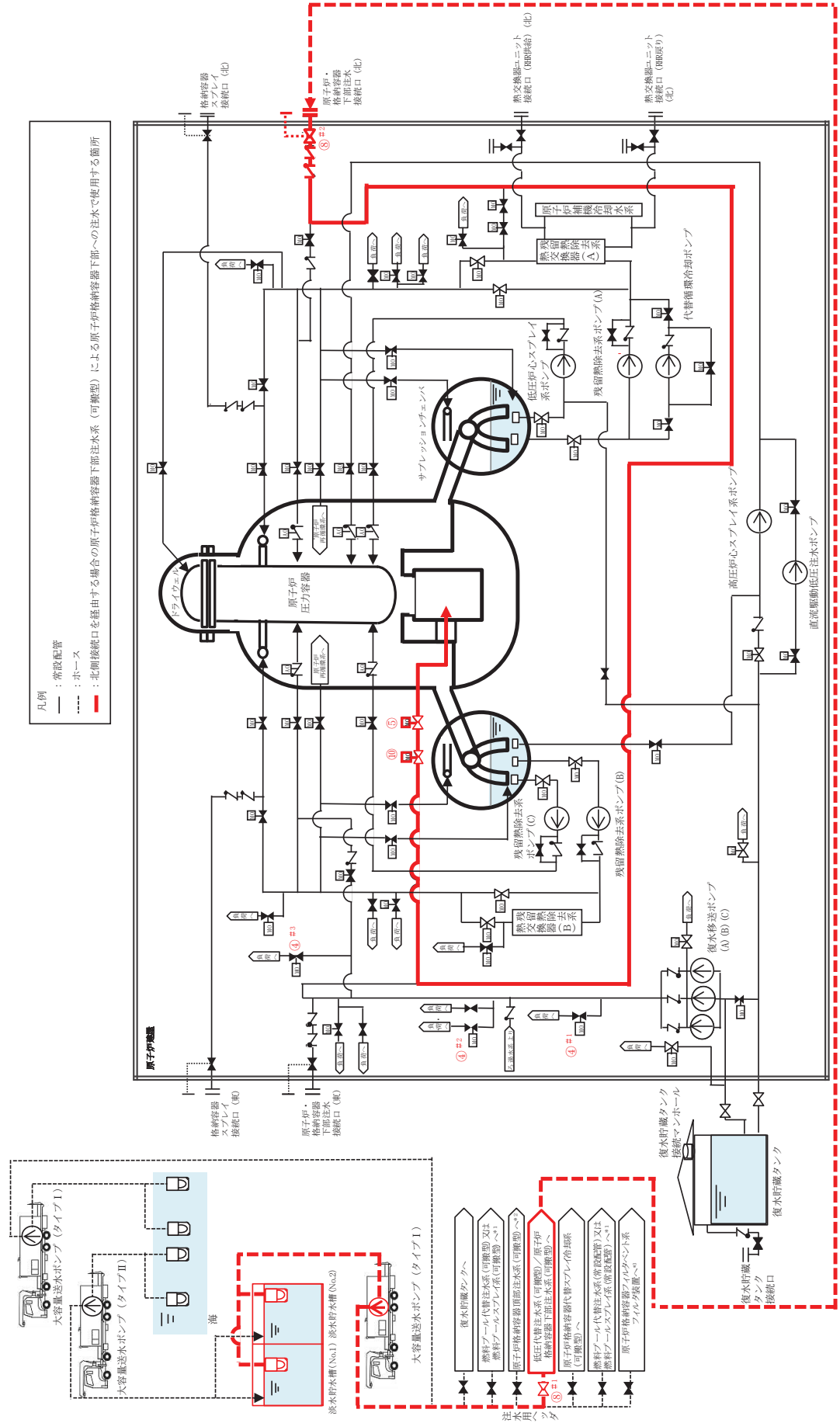
### 第 1.8.6 図 原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（2/2）



※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.8.7 図 原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート



凡例  
 — : 常設配管  
 - - - : ホース  
 ■ : 北側接続口を藉由する場合の原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水で使用する箇所

\* 1 : 同時使用は考慮しない  
 \* 2 : 自主封 鎖設備  
 \* 3 : 海を水源とした補給は行わない

第 1.8.8 図 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
④#1	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
④#2	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
④#3	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
⑤	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁	P13-M0-F180	中央制御室
⑧#1	原子炉・格納容器下部注水弁	P70-D001-4	屋外
⑧#2	緊急時原子炉北側外部注水入口弁	P13-F172	屋外
⑩	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	P13-M0-F179	中央制御室

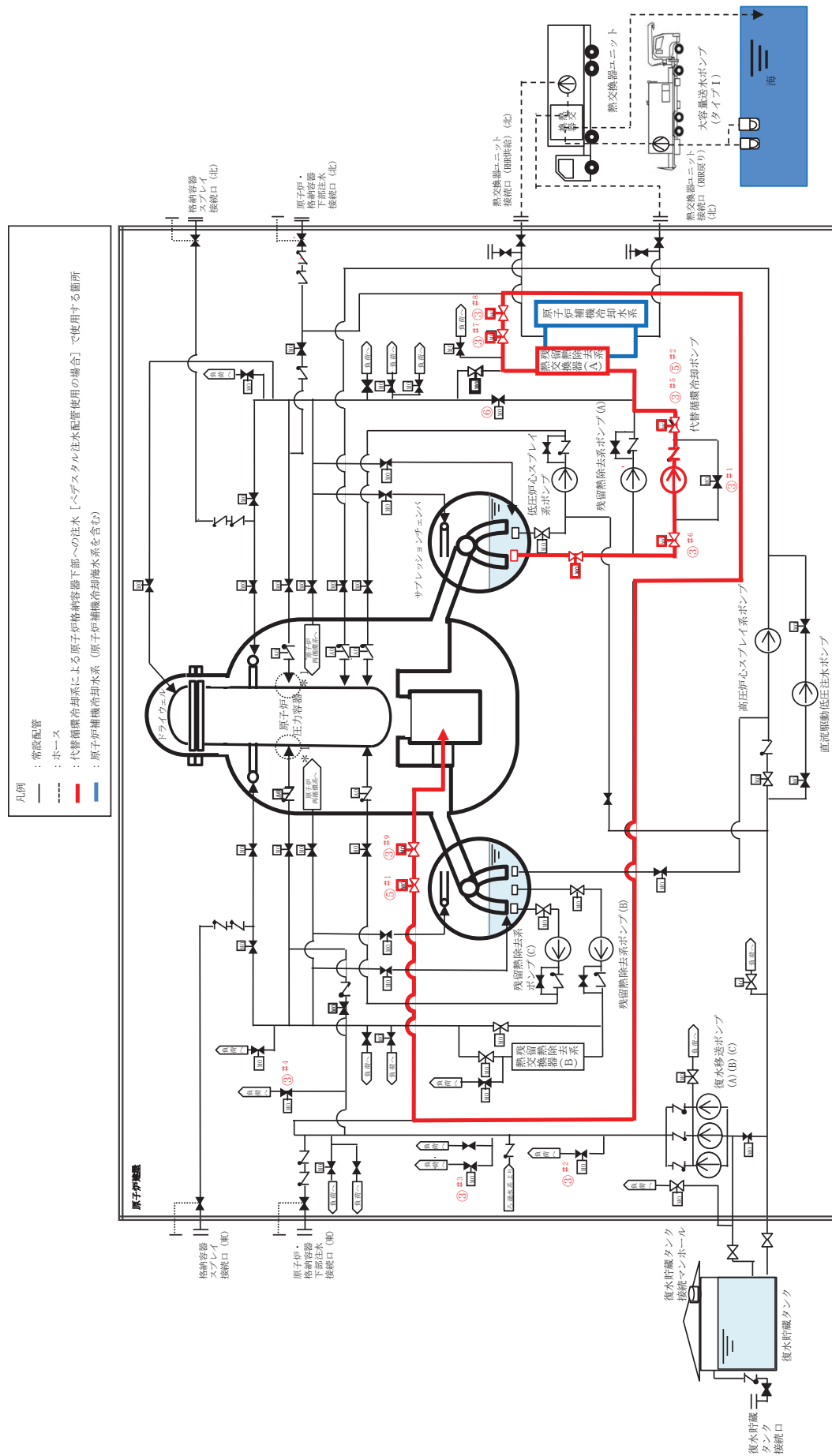
#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

#### 第 1.8.8 図 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（2/2）

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10				
原子炉格納容器下部注水系 (可搬型)による原子炉格 納容器下部への注水	運転員(中央制御室) A	原子炉格納容器下部への注水 (RVP破損後の注水) 385分											操作手順		
		電源確認 <sup>※1</sup>													③
		系統構成 <sup>※2</sup>													④, ⑤
	重大事故等対応要員A~C														
		保管場所への移動 <sup>※3※4</sup>													
		大容量送水ポンプ(タイプI)の移動, 設置 <sup>※5</sup>													⑥
	重大事故等対応要員D~F														
		大容量送水ポンプ(タイプI)起動 <sup>※6</sup>													
		送水準備・送水(水張り・系統監視) <sup>※6</sup>													⑧
	重大事故等対応要員G~I														
		保管場所への移動 <sup>※3※4</sup>													
		ホースの敷設, 接続 <sup>※3※7</sup>													⑥
	重大事故等対応要員G~I														
		注水用ヘッダ運搬, 設置 <sup>※6</sup>													
		ホースの敷設, 接続 <sup>※3※7</sup>													⑧
													⑥		

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間(余裕を見込んだ時間)  
 ※3: 大容量送水ポンプ(タイプI)及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア  
 ※4: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※5: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ(タイプI)の設置実績を考慮した作業時間(余裕を見込んだ時間)  
 ※6: 大容量送水ポンプ(タイプI)の起動実績を考慮した作業時間(余裕を見込んだ時間)  
 ※7: ホースの敷設実績を考慮した作業時間(余裕を見込んだ時間)  
 ※8: 注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間(余裕を見込んだ時間)

第 1. 8. 9 図 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート



\* 1: シュラウド内炉心上部より注水

第 1.8.10 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水〔ペデスタル注水配管使用の場合〕概要図 (1/2)



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③#1	代替循環冷却ポンプバイパス弁	E11-M0-F083	中央制御室
③#2	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
③#3	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
③#4	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
③#5 ⑤#2	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	E11-M0-F082	中央制御室
③#6	代替循環冷却ポンプ吸込弁	E11-M0-F080	中央制御室
③#7	RHR MUWC 連絡第一弁	E11-M0-F086	中央制御室
③#8	RHR MUWC 連絡第二弁	E11-M0-F087	中央制御室
③#9	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁	P13-M0-F180	中央制御室
⑤#1	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	P13-M0-F179	中央制御室
⑥	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	E11-M0-F003A	中央制御室

#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弁があることを示す。

### 第 1.8.10 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水〔ペデスタル注水配管使用の場合〕概要図 (2/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考							
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		110	120	130	140	150	160	170
代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水 〔ペデスタル注水配管使用の場合〕 (原子炉格納容器下部への初期水張りの場合)	要員(数)  運転員(中央制御室) A	原子炉格納容器下部への注水 (初期水張り) 注水開始 20分																	
		電源確認※1	系統構成, ポンプ起動※2	注水(初期水張り※1)※2	注水継続														
		②	③, ⑤, ⑥	⑦ <sup>a</sup>															
		*1: 80m <sup>3</sup> /hで約78分注水し, 約98分で必要注水量到達																	

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

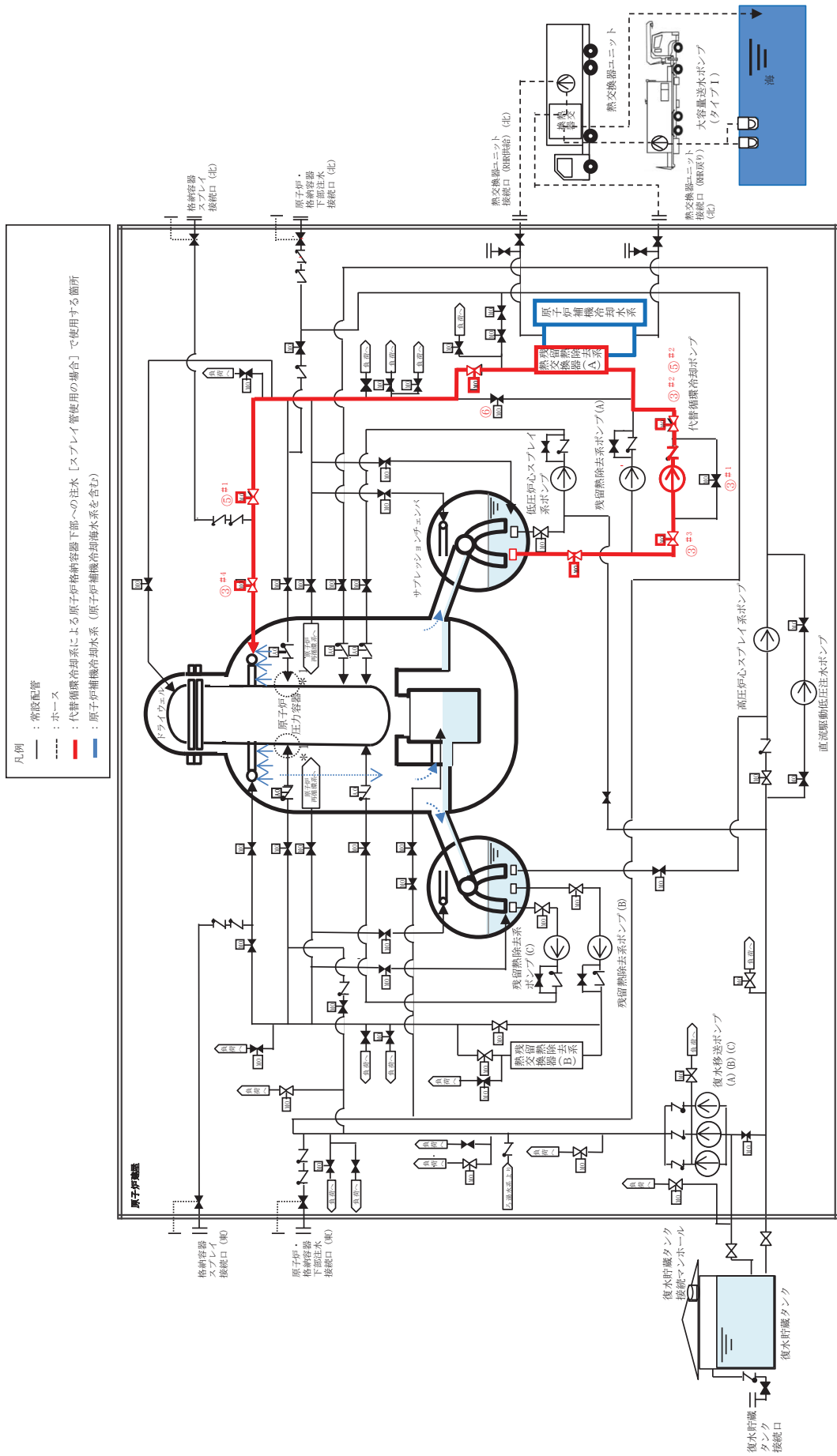
※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考							
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		110	120	130	140			
代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水 〔ペデスタル注水配管使用の場合〕 (原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合)	要員(数)  運転員(中央制御室) A	原子炉格納容器下部への注水 (RPV破損後の注水) 注水開始 20分																	
		電源確認※1	系統構成, ポンプ起動※2	RPV破損後の注水※2	注水継続														
		②	③, ⑤, ⑥	⑦ <sup>b</sup>															
		*1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間																	
		*2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間																	

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.8.11 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水〔ペデスタル注水配管使用の場合〕 タイムチャート



\* 1: シュワウド内炉心上部より注水

第 1.8.12 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水[スプレイ管使用の場合] 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③#1	代替循環冷却ポンプバイパス弁	E11-M0-F083	中央制御室
③#2 ⑤#2	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	E11-M0-F082	中央制御室
③#3	代替循環冷却ポンプ吸込弁	E11-M0-F080	中央制御室
③#4	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	E11-M0-F010A	中央制御室
⑤#1	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁	E11-M0-F009A	中央制御室
⑥	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	E11-M0-F003A	中央制御室

#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弁があることを示す。

### 第 1.8.12 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水[スプレイ管使用の場合] 概要図 (2/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140
代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水 [スプレイ管使用の場合] (原子炉格納容器下部への初期水張りの場合)	運転員(中央制御室) A	原子炉格納容器下部への注水 (初期水張り) 注水開始 20分												② ③, ⑤, ⑥ ⑦ <sup>a</sup>	*1: 88m <sup>3</sup> /hで約71分注水し, 約91分で必要注水量到達	
		*1: 電源確認														
		*2: 系統構成, ポンプ起動 注水(初期水張り*) *2 注水継続														

\*1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

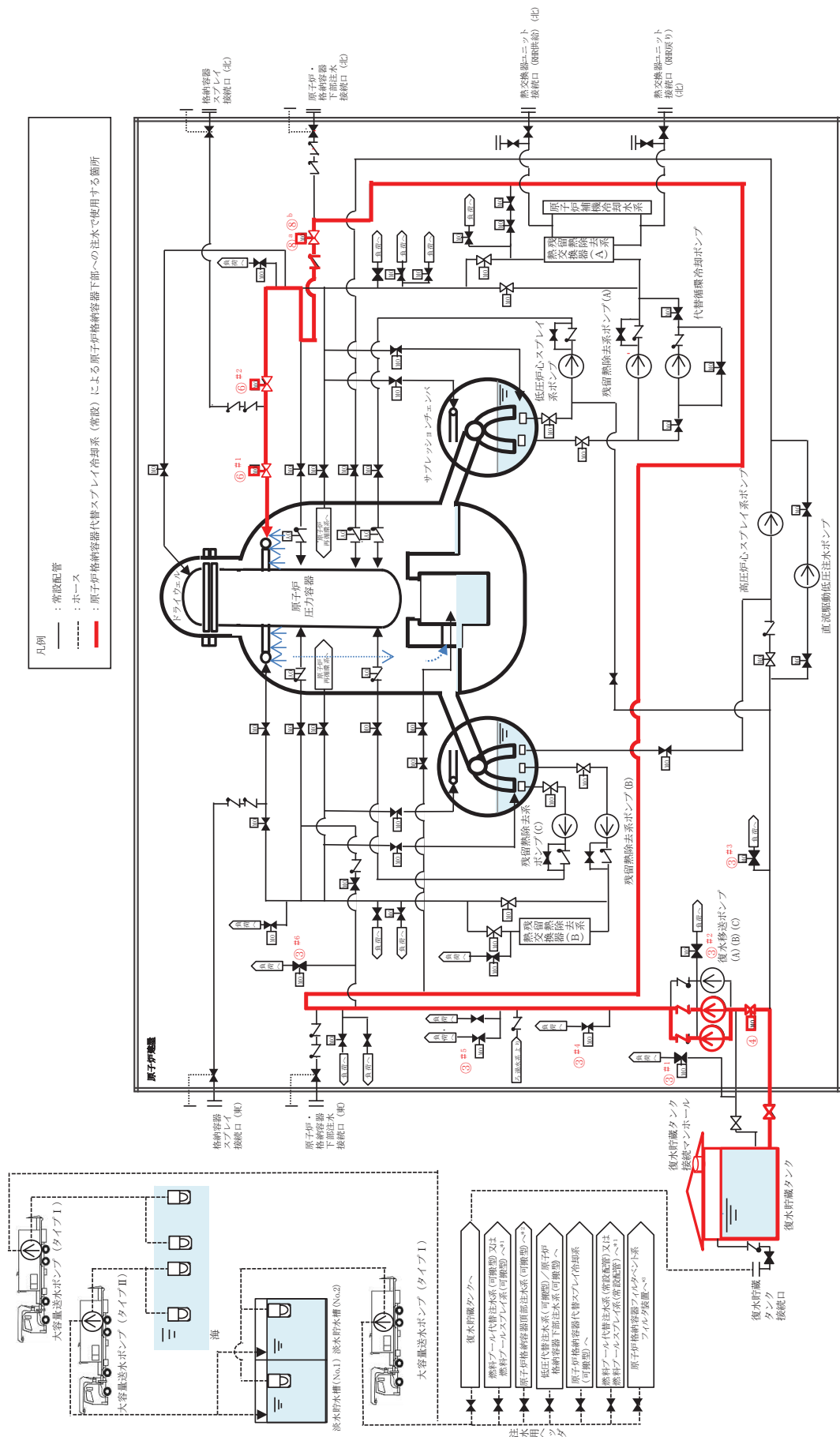
\*2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130
代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水 [スプレイ管使用の場合] (原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合)	運転員(中央制御室) A	原子炉格納容器下部への注水 (RPV破損後の注水) 注水開始 20分												② ③, ⑤, ⑥ ⑦ <sup>b</sup>	
		*1: 電源確認													
		*2: 系統構成, ポンプ起動 RPV破損後の注水 *2 注水継続													

\*1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

\*2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.8.13 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水[スプレイ管使用の場合] タイムチャート



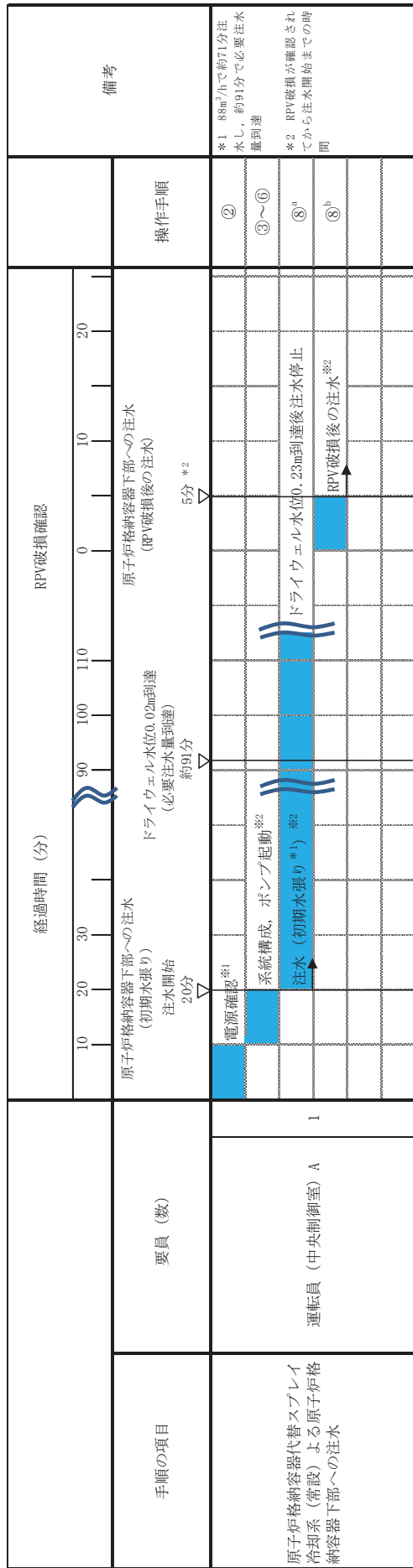
- \*1: 同時使用は考慮しない
- \*2: 自主対策設備
- \*3: 海を水源とした補給は行わない

第 1.8.14 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（1/2）

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ #1	CRD 復水入口弁	P13-M0-F010	中央制御室
③ #2	MWC サンプリング取出止め弁	P13-M0-F022	中央制御室
③ #3	FPMUW ポンプ吸込弁	P15-M0-F001	中央制御室
③ #4	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
③ #5	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
③ #6	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
④	復水貯蔵タンク 常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	P13-M0-F073	中央制御室
⑥ #1	RHR A 系格納容器スプレー隔離弁	E11-M0-F010A	中央制御室
⑥ #2	RHR A 系格納容器スプレー流量調整弁	E11-M0-F009A	中央制御室
⑧ <sup>a</sup> ⑧ <sup>b</sup>	RHR ヘッドスプレーライン洗浄流量調整弁	E11-M0-F062A	中央制御室

#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弁があることを示す。

#### 第 1.8.14 図 原子炉格納容器代替スプレー冷却系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水 概要図 (2/2)

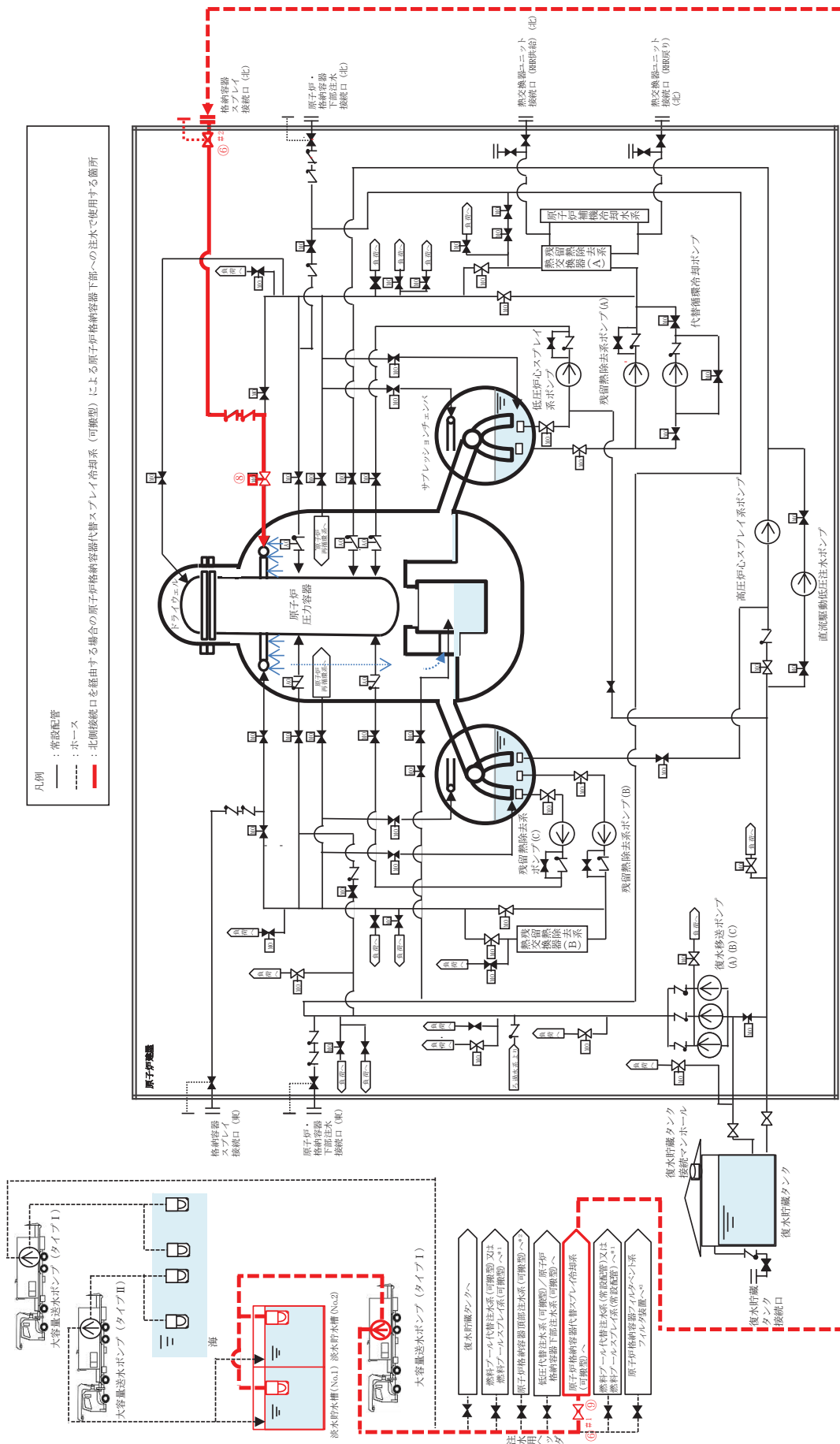


※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間|に余裕を見込んだ時間

第 1.8.15 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート





\* 1： 同時使用は考慮しない  
 \* 2： 自主計算設備  
 \* 3： 海を水源とした補給は行わない

第 1.8.16 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（1/2）

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑥#1 ⑨	格納容器スプレイ弁	P70-D001-5	屋外
⑥#2	RHR A 系格納容器代替スプレイ注入元弁	E11-F063A	屋外
⑧	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	E11-M0-F010A	中央制御室

#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弁があることを示す。

### 第 1.8.16 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（2/2）

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10			
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	運転員(中央制御室)A	原子炉格納容器下部への注水 (RPV破損後の注水) 385分										操作手順		
		1	電源確認 <sup>※1</sup>											③
	重大事故等対応要員A~C	3	保管場所への移動 <sup>※3</sup> ※4											④
			大容量送水ポンプ(タイプI)の移動, 設置 <sup>※5</sup>											
			大容量送水ポンプ(タイプI)起動 <sup>※6</sup>											
	重大事故等対応要員D~F	3	保管場所への移動 <sup>※3</sup> ※4											④
			ホースの敷設, 接続 <sup>※3</sup> ※7											
			送水準備・送水(水張り・系統監視) <sup>※6</sup>											
	重大事故等対応要員G~I	3	保管場所への移動 <sup>※3</sup> ※4											④
			注水用ヘッダ運搬, 設置 <sup>※8</sup>											
		ホースの敷設, 接続 <sup>※3</sup> ※7												

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

※3: 大容量送水ポンプ(タイプI)及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア

※4: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間

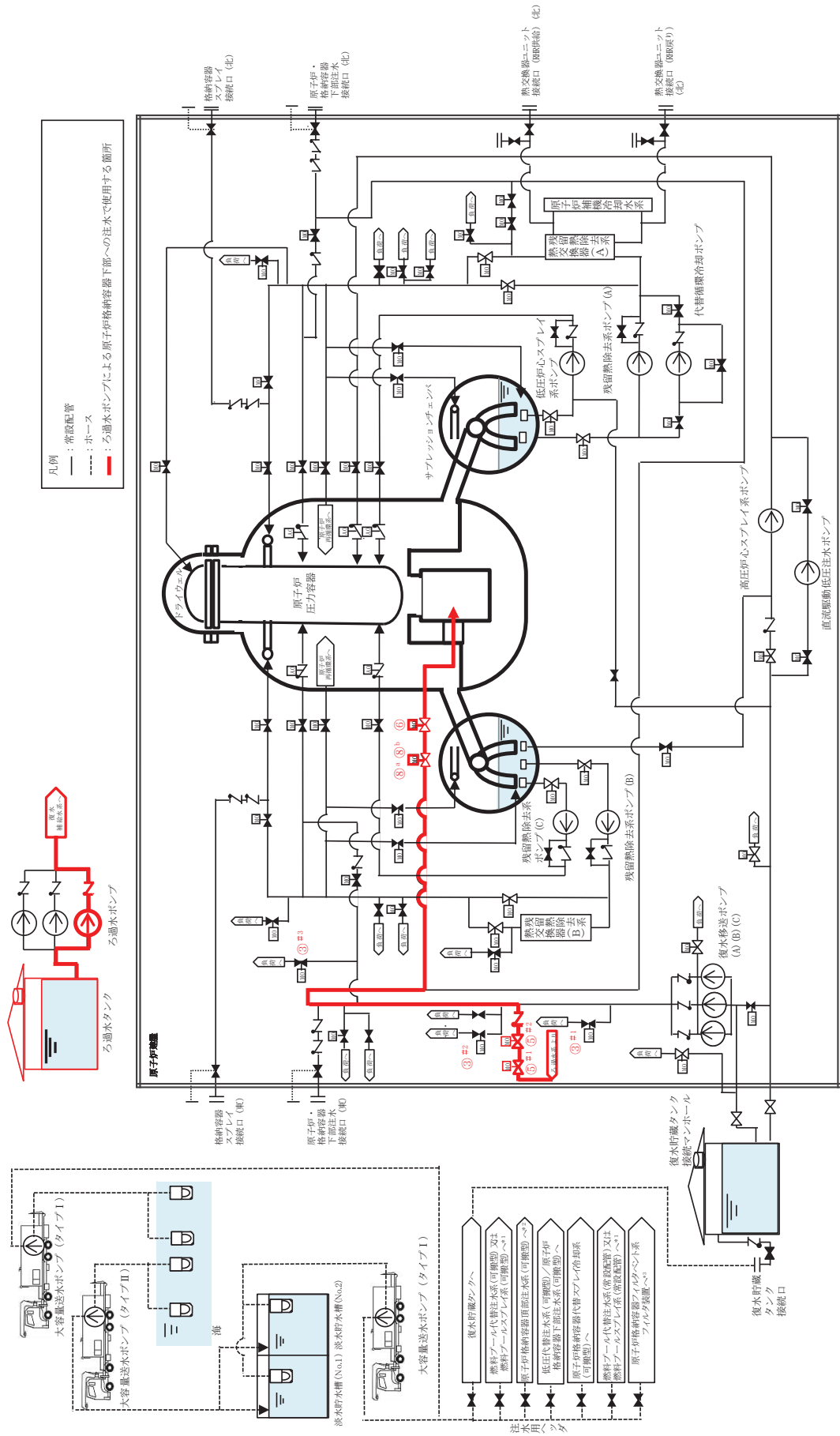
※5: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動時間として、第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ(タイプI)の設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※6: 大容量送水ポンプ(タイプI)の起動実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※7: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

※8: 注水用ヘッダの運搬距離として、第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1. 8. 17 図 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート



＊1：同時使用は考慮しない  
＊2：自主対策設備  
＊3：海を水源とした補給は行わない

第 1.8.18 図 ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水 概要図 (1/2)

操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③ <sup>#1</sup>	T/B 緊急時隔離弁	P13-M0-F070	中央制御室
③ <sup>#2</sup>	R/B B1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F071	中央制御室
③ <sup>#3</sup>	R/B 1F 緊急時隔離弁	P13-M0-F171	中央制御室
⑤ <sup>#1</sup>	FW 系連絡第一弁	P13-M0-F190	中央制御室
⑤ <sup>#2</sup>	FW 系連絡第二弁	P13-M0-F191	中央制御室
⑥	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁	P13-M0-F180	中央制御室
⑧ <sup>a</sup> ⑧ <sup>b</sup>	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	P13-M0-F179	中央制御室

#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弁があることを示す。

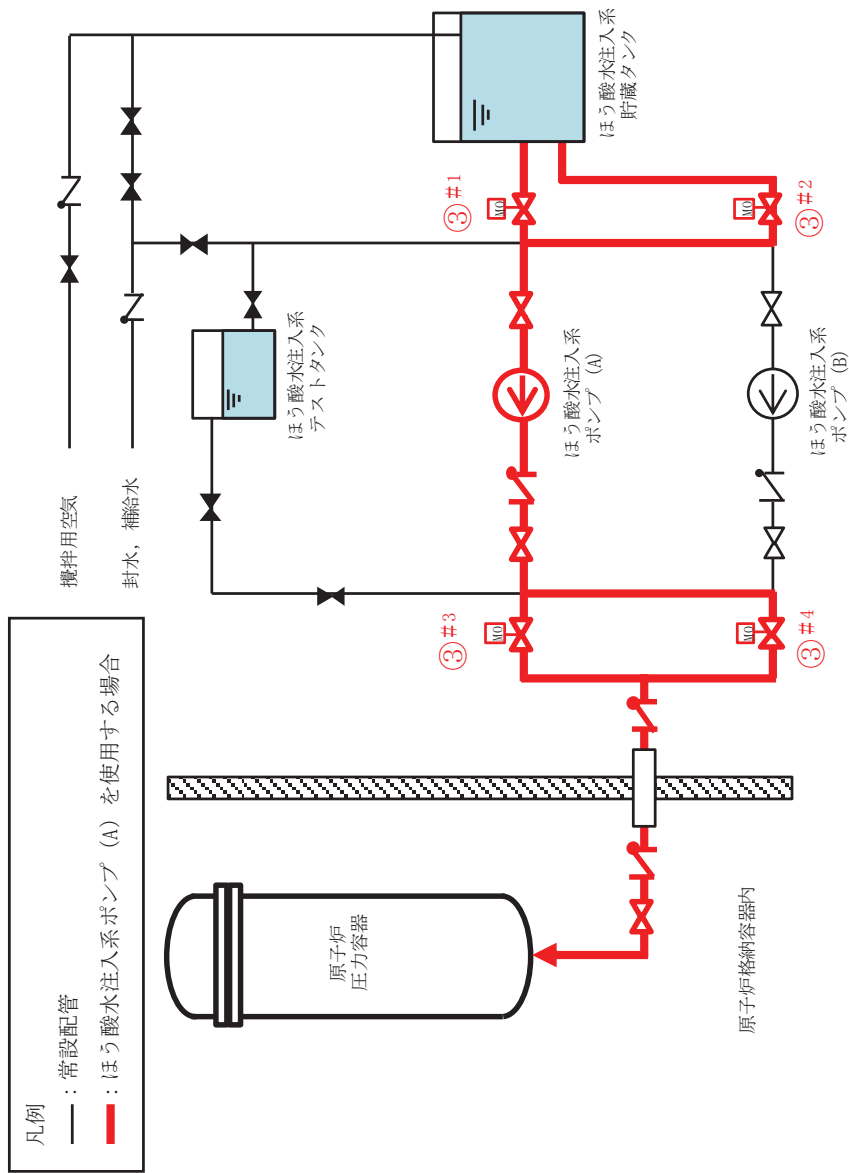
### 第 1.8.18 図 ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水 概要図 (2/2)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)		RPV破損確認	備考
		10 20 30 90 100 110 10 10	0		
ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水	運転員(中央制御室) A	原子炉格納容器下部への注水 (初期水張り) 注水開始 20分	原子炉格納容器下部への注水 (RPV破損後の注水) 5分 *2		*1 70m <sup>3</sup> /hで約89分注水し、約109分で必要注水量到達  *2 RPV破損が確認されてから注水開始までの時間
		電源確認※1 系統構成、ポンプ起動※2 注水(初期水張り*) ※2 ドライウエル水位0.23m到達後注水停止 RPV破損後の注水※2	② ③~⑥ ⑧ <sup>a</sup> ⑧ <sup>b</sup>		

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間(余裕を見込んだ時間)

第 1.8.19 図 ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
③#1	SLC タンク 出口 弁 (A)	C41-M0-F001A	中央制御室
③#2	SLC タンク 出口 弁 (B)	C41-M0-F001B	中央制御室
③#3	SLC 注入 電動 弁 (A)	C41-M0-F006A	中央制御室
③#4	SLC 注入 電動 弁 (B)	C41-M0-F006B	中央制御室

#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弁があることを示す。

第 1.8.20 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70						
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	運転員(中央制御室) A	15分 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始												操作手順
														③

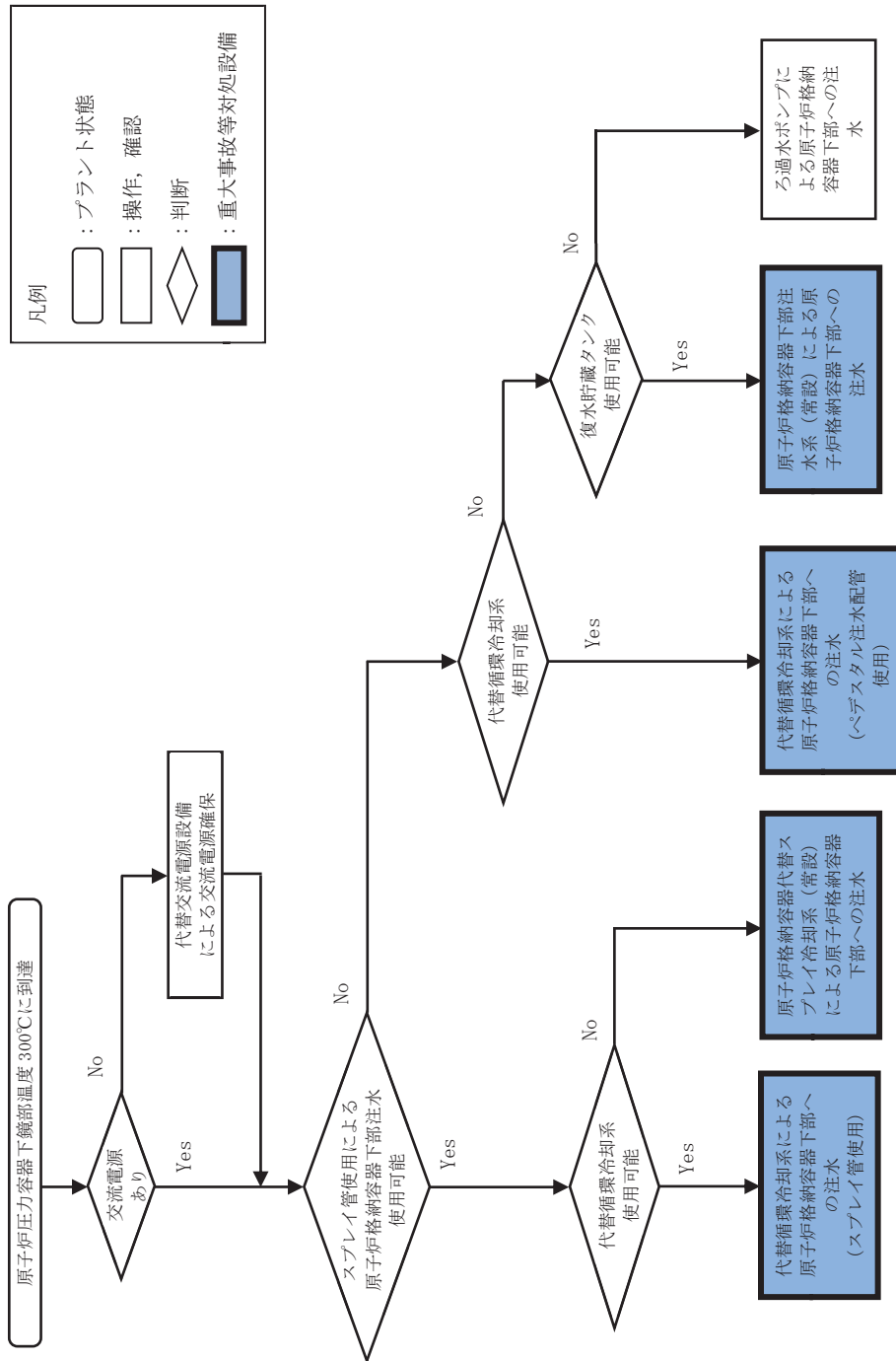
※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.8.21 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 タイムチャート

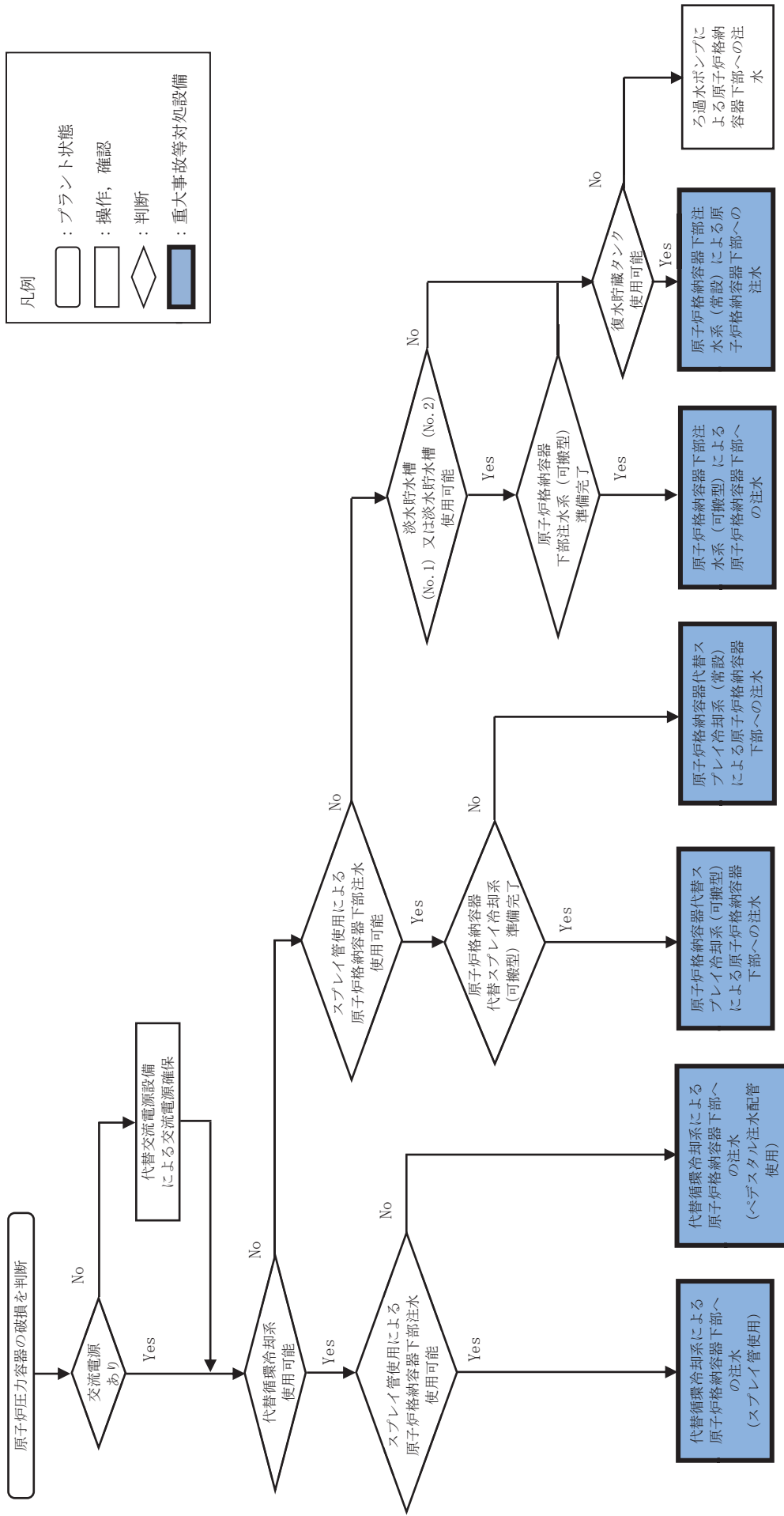


(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却  
 [原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]



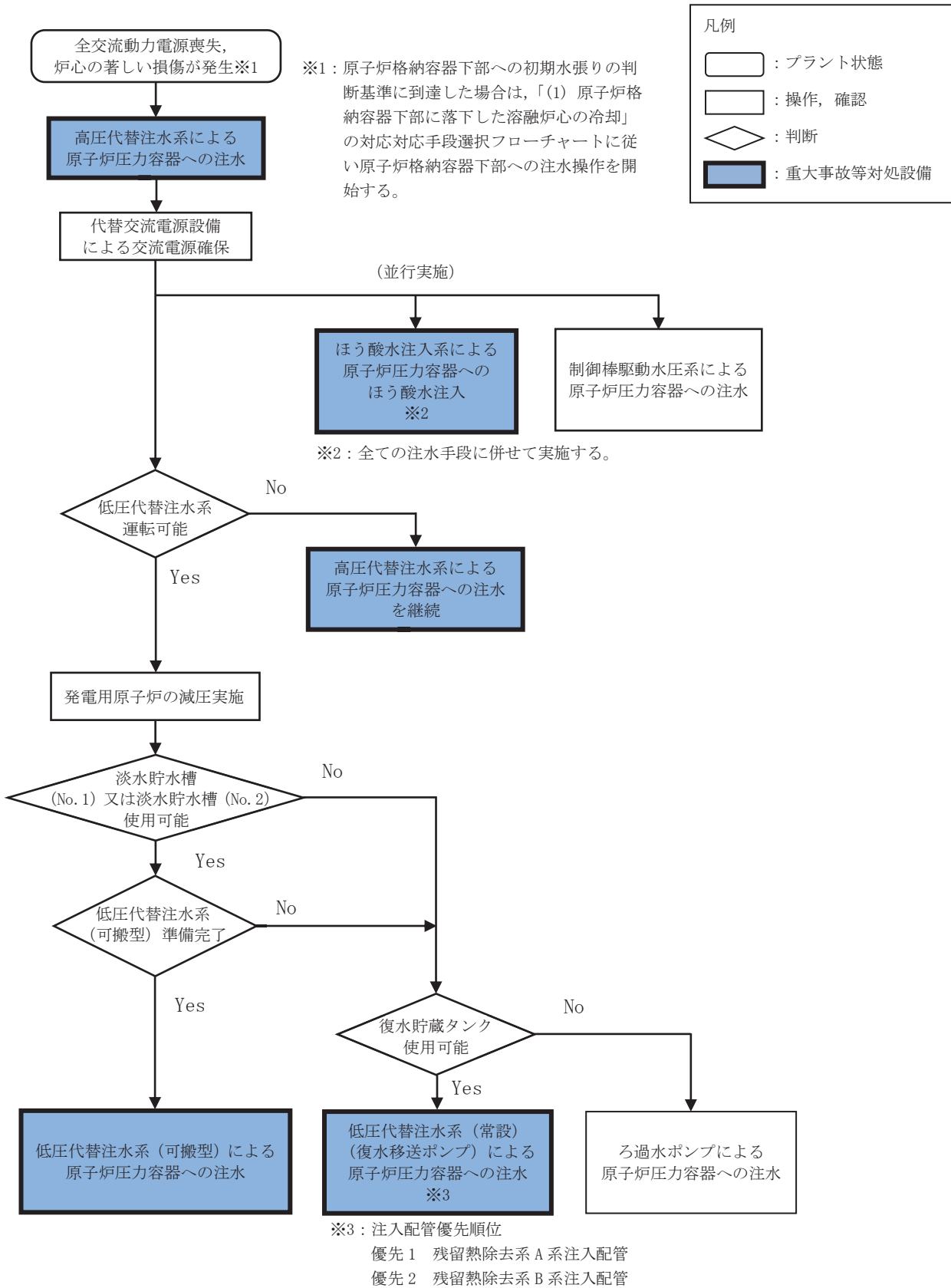
第 1.8.22 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/3)

[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合]



第 1.8.22 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/3)

(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止



第 1.8.22 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/3)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/6）

技術的能力審査基準（1.8）	番号	設置許可基準規則（51条）	技術基準規則（66条）	番号
<p><b>【本文】</b> 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p><b>【本文】</b> 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p><b>【本文】</b> 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	④
<p><b>【解釈】</b> 1 「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	—	<p><b>【解釈】</b> 1 第51条に規定する「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	<p><b>【解釈】</b> 1 第66条に規定する「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	—
<p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 i) 原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）</p>	<p>a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 i) 原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）</p>	⑤
<p>(2) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止 a) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。</p>	③	<p>ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）</p>	<p>ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）</p>	⑥
		<p>b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑦

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/6）

■：重大事故等対処設備      □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
による原子炉格納容器下部への注水 （原子炉格納容器下部注水系（常設））	復水移送ポンプ	既設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	ろ過水ポンプによる 原子炉格納容器下部への注水	ろ過水ポンプ	常設	20分	1名	自主対策 設備とする理由は 本文参照
	復水貯蔵タンク	既設			ろ過水タンク	常設			
	補給水系 配管・弁	既設 新設			ろ過水系 配管・弁	常設			
	高圧炉心スプレイ系 配管・弁	既設 新設			補給水系 配管・弁	常設			
	燃料プール補給水系 弁	既設 新設			原子炉格納容器	常設			
	原子炉格納容器	既設			常設代替交流電源設備	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			可搬型代替交流電源設備	常設 可搬			
	可搬型代替交流電源設備	新設			代替所内電気設備	常設			
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設			—	—			
	代替所内電気設備	新設							
	による原子炉格納容器下部への注水 （原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による）	大容量送水ポンプ（タイプI）			新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦			
淡水貯水槽（No.1）※1		新設							
淡水貯水槽（No.2）※1		新設							
ホース延長回収車		新設							
ホース・注水用ヘッダ・接続口		新設							
補給水系 配管・弁		既設 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							
代替所内電気設備		新設							
燃料補給設備	既設 新設								

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/6)

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

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水	代替循環冷却ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	-
	サブプレッションチェンバ	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	既設 新設							
	補給水系 配管・弁	既設 新設							
	スプレイ管	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	原子炉補機代替冷却水系	新設							
	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む)	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	代替所内電気設備	新設							
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ							
復水貯蔵タンク		既設							
補給水系 配管・弁		既設 新設							
残留熱除去系 配管・弁		既設							
スプレイ管		既設							
高圧炉心スプレイ系 配管・弁		既設 新設							
燃料プール補給水系 弁		既設							
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							
所内常設蓄電式直流電源設備		既設 新設							
代替所内電気設備		新設							

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/6）

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

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型） による原子炉格納容器下部への注水	大容量送水ポンプ （タイプⅠ）	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	-
	淡水貯水槽（No.1） ※1	新設							
	淡水貯水槽（No.2） ※1	新設							
	ホース延長回収車	新設							
	ホース・注水用ヘッダ・接続口	新設							
	残留熱除去系 配管・弁	既設							
	スプレイ管	既設							
	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							
	代替所内電気設備	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/6)

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

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉压力容器への注水 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による	復水移送ポンプ	既設	① ③ ④	-	-	-	-	-	-
	復水貯蔵タンク	既設							
	補給水系 配管・弁	既設 新設							
	残留熱除去系 配管・弁	既設							
	高圧炉心スプレイ系 配管・弁	既設 新設							
	燃料プール補給水系 弁	既設							
	原子炉压力容器	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設							
	代替所内電気設備	新設							
原子炉压力容器への注水 低圧代替注水系(可搬型)による	大容量送水ポンプ (タイプI)	新設	① ③ ④	-	-	-	-	-	-
	淡水貯水槽 (No. 1) ※1	新設							
	淡水貯水槽 (No. 2) ※1	新設							
	ホース延長回収車	新設							
	ホース・注水用ヘッダ・接続口	新設							
	補給水系 配管・弁	既設 新設							
	残留熱除去系 配管・弁	既設							
	原子炉压力容器	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	代替所内電気設備	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							

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



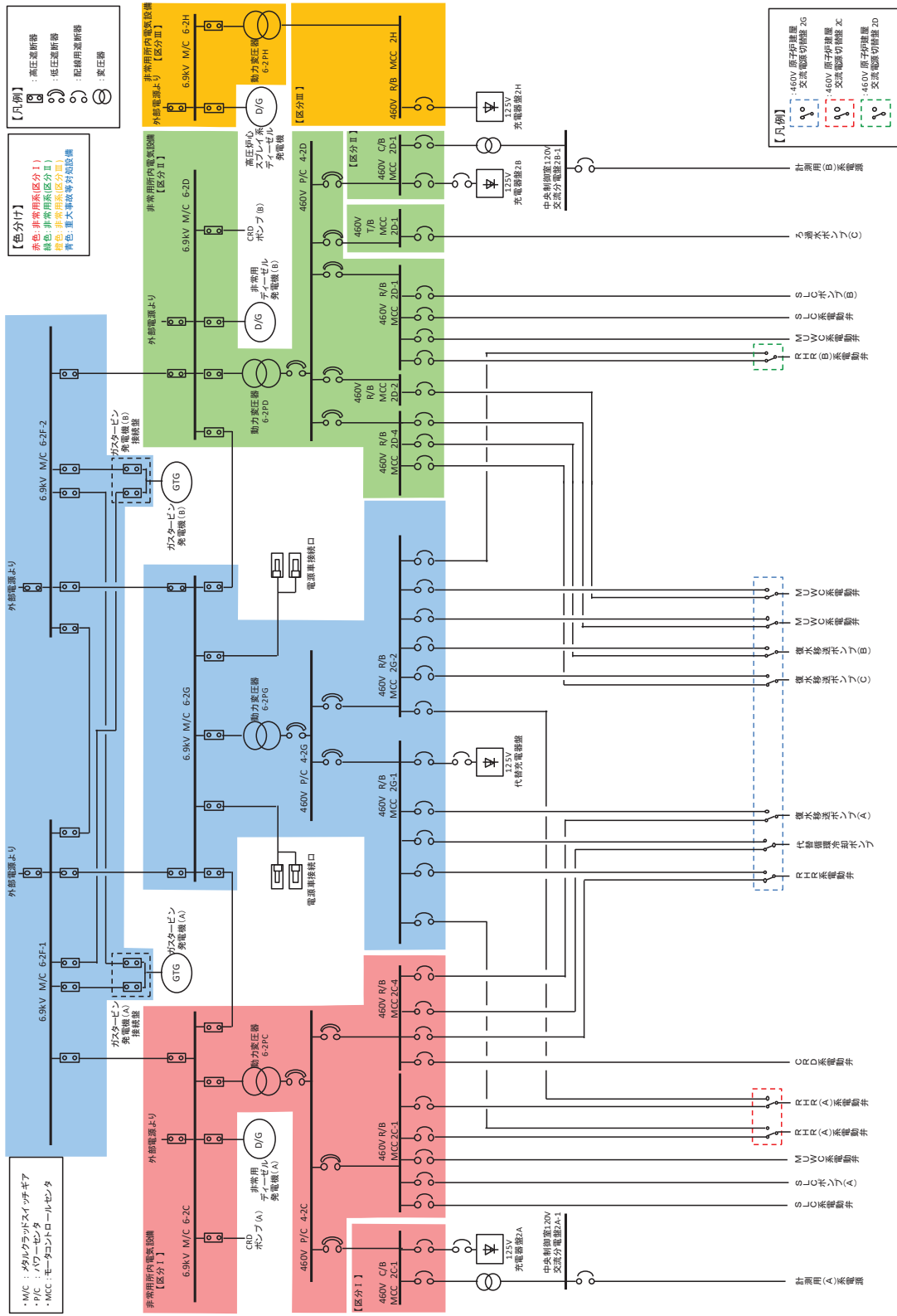
審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (6/6)

■ : 重大事故等対処設備 □ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

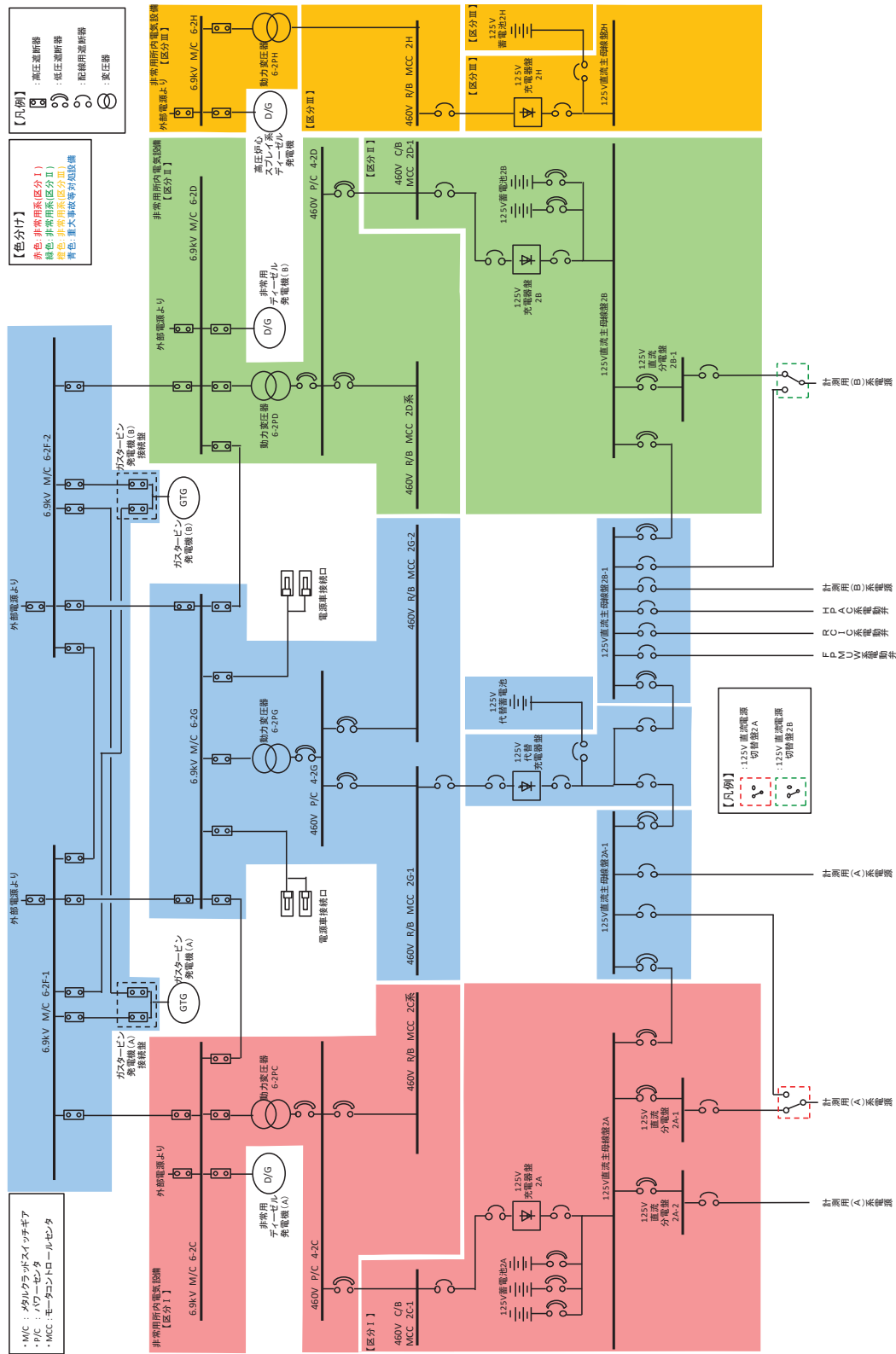
重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水	高圧代替注水系ポンプ	新設	原子炉压力容器への注水	ろ過水ポンプによる	ろ過水ポンプ	常設	20分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	復水貯蔵タンク	既設			ろ過水タンク	常設			
	高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁	新設			ろ過水系 配管・弁	常設			
	主蒸気系 配管	既設			補給水系 配管・弁	常設			
	原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁	既設			残留熱除去系 配管・弁	常設			
	高圧代替注水系(注水系)配管・弁	新設			原子炉压力容器	常設			
	補給水系 配管	既設			常設代替交流電源設備	常設			
	高圧炉心スプレイ系 配管・弁	既設			可搬型代替交流電源設備	常設可搬			
	燃料プール補給水系 弁	既設			代替所内電気設備	常設			
	原子炉冷却材浄化系 配管	既設	①	—	—	—	—	—	—
	復水給水系 配管・弁・スパージャ	既設	③						
	原子炉压力容器	既設	④						
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設							
	常設代替直流電源設備	既設							
	可搬型代替直流電源設備	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	—	—							
原子炉压力容器へのほう酸水注入	ほう酸水注入系ポンプ	既設	原子炉压力容器への注水	制御棒駆動水圧系による	制御棒駆動水ポンプ	常設	20分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	既設			復水貯蔵タンク	常設			
	ほう酸水注入系配管・弁	既設			制御棒駆動水圧系配管・弁	常設			
	原子炉压力容器	既設			補給水系 配管	常設			
	常設代替交流電源設備	新設			原子炉压力容器	常設			
	可搬型代替交流電源設備	新設			原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)	常設			
	—	—			常設代替交流電源設備	常設			

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

対応手段として選定した設備の電源構成図



第1図 電源構成図 (交流電源)



第2図 電源構成図 (直流電源)

## 重大事故等対策の成立性

## 1. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

## (1) 操作概要

発電所対策本部は、原子炉格納容下部注水系（可搬型）又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水が必要な状況において、プラント状況から大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置場所並びにホースの敷設ルート及び接続先を決定する。

現場では、指示されたルートを確認した上で、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設及び接続を実施し、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）により送水する。

## (2) 作業場所

屋外（淡水貯水槽周辺，原子炉建屋周辺）

## (3) 必要要員数及び時間

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水のうち、大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置並びにホースの敷設及び接続に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：9名（重大事故等対応要員）

想定時間：原子炉格納容器下部注水系（可搬型）にあつては380分，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）にあつては385分（訓練実績等）

## (4) 作業の成立性

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、夜間における作業性を確保している。

放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋等）を装備して作業を行う。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、夜間においてもアクセス可能である。

また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：注水用ヘッダの運搬及びホースの敷設は、ホース延長回収車を使用することから、容易に実施可能である。

大容量送水ポンプ（タイプ I）からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。

また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常の連絡手段として、電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。



大容量送水ポンプ（タイプ I）



ホース敷設，接続



注水用ヘッダへのホース接続



大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動



流量調整

解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧

手順		判断基準記載内容	解釈
1.8.2.2 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順	(1) 原子炉圧力容器への注水	原子炉圧力指示値が規定値以上	原子炉圧力指示値が [ ] 以上
	d. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 操作手順の解釈一覧

手順		操作手順記載内容		解釈
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順	(1) 原子炉格納容器下部注水	a. 原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上	復水移送ポンプ出口圧力指示値が [ ] 以上
		d. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ出口圧力指示値が規定値以上	復水移送ポンプ出口圧力指示値が [ ] 以上

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

### 3. 弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
P13-M0-F010	CRD 復水入口弁	中央制御室
P13-M0-F022	MUWC サンプリング取出止め弁	中央制御室
P15-M0-F001	FPMUW ポンプ吸込弁	中央制御室
P13-M0-F070	T/B 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-M0-F071	R/B B1F 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-M0-F171	R/B 1F 緊急時隔離弁	中央制御室
P13-M0-F073	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	中央制御室
P13-M0-F180	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁	中央制御室
P13-M0-F179	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	中央制御室
P70-D001-4	原子炉・格納容器下部注水弁	屋外
P13-F172	緊急時原子炉北側外部注水入口弁	屋外
P13-F175	緊急時原子炉東側外部注水入口弁	屋外
P13-M0-F190	FW 系連絡第一弁	中央制御室
P13-M0-F191	FW 系連絡第二弁	中央制御室
C41-M0-F001A	SLC タンク 出口弁 (A)	中央制御室
C41-M0-F001B	SLC タンク 出口弁 (B)	中央制御室
C41-M0-F006A	SLC 注入電動弁 (A)	中央制御室
C41-M0-F006B	SLC 注入電動弁 (B)	中央制御室
E11-M0-F083	代替循環冷却ポンプバイパス弁	中央制御室
E11-M0-F082	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F080	代替循環冷却ポンプ吸込弁	中央制御室
E11-M0-F086	RHR MUWC 連絡第一弁	中央制御室
E11-M0-F087	RHR MUWC 連絡第二弁	中央制御室
E11-M0-F003A	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	中央制御室
E11-M0-F009A	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F009B	RHR B 系格納容器スプレイ流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F010A	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F010B	RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁	中央制御室
E11-M0-F062A	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	中央制御室
E11-M0-F062B	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	中央制御室
P70-D001-5	格納容器スプレイ弁	屋外
E11-F063A	RHR A 系格納容器代替スプレイ注入元弁	屋外
E11-F063B	RHR B 系格納容器代替スプレイ注入元弁	屋外



## 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

### < 目次 >

#### 1.9.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

###### a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

###### (a) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

###### (b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

###### (c) 水素濃度及び酸素濃度の監視

###### (d) 代替電源による必要な設備への給電

###### (e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

###### b. 手順等

#### 1.9.2 重大事故等時の手順

##### 1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

###### (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

###### a. 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化

###### b. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

###### (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

###### a. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化

###### b. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

###### c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

###### (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

###### a. 格納容器内水素濃度による原子炉格納容器内の水素濃度監視

###### b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

##### 1.9.2.2 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設備の電源を代替電源設備から給電する手順

##### 1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

##### 1.9.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

- 添付資料 1.9.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.9.2 対応手段として選定した設備の電源構成図
- 添付資料 1.9.3 重大事故等対策の成立性
  - 1. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給
- 添付資料 1.9.4 解釈一覧
  - 1. 判断基準の解釈一覧
  - 2. 操作手順の解釈一覧
  - 3. 弁番号及び弁名称一覧

## 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

### 【解釈】

1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

#### (1) BWR

a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

#### (2) PWRのうち必要な原子炉

a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること

#### (3) BWR及びPWR共通

a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスが、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、水素濃度制御を行う対処設備を整備する。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。

### 1.9.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により短期的に発生する水素ガス及び水の放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスの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対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

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

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十二条及び技術基準規則第六十七条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

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

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.9.1 表に整理する。

##### a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

###### (a) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

###### i. 原子炉格納容器調気系による原子炉格納容器内の不活性化

原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内は、不活性ガス（窒素ガス）置換により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化した状態としており、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等にて発生する水素ガス及び酸素ガスにより原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止する。なお、原子炉格納容器ベントを開始するまでは、原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素ガス）が封入された状態となっている。

原子炉格納容器調気系による原子炉格納容器内の不活性化で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器調気系

- ・原子炉格納容器

ii. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止

炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため、可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する手段がある。

この対応手段及び設備は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」における「原子炉格納容器負圧破損の防止」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素ガス供給装置
- ・原子炉格納容器調気系 配管・弁
- ・ホース・窒素供給用ヘッド・接続口
- ・原子炉格納容器
- ・燃料補給設備

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

i. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器外に排出することにより、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。

この対応手段及び設備は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」における「原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系系統内を可搬型窒素ガス供給装置から供給する不活性ガス（窒素ガス）にて、発電用原子炉起動前に不活性化した状態としておくことで、原子炉格納容器ベント実施時における水素爆発を防止する。

(i) 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素ガス供給装置
- ・ホース・窒素供給ヘッド・接続口

- ・原子炉格納容器フィルタベント系
- ・燃料補給設備

(ii) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器フィルタベント系
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・フィルタ装置出口水素濃度

ii. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを可燃性ガス濃度制御系により低減し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御で使用する設備は以下のとおり。

- ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ
- ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置
- ・可燃性ガス濃度制御系 配管・弁
- ・残留熱除去系

(c) 水素濃度及び酸素濃度の監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を測定し、監視する手段がある。

i. 格納容器内水素濃度による原子炉格納容器内の水素濃度監視

原子炉格納容器内において変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度を測定する設備は以下のとおり。

- ・格納容器内水素濃度 (D/W)
- ・格納容器内水素濃度 (S/C)

ii. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性を把握するのに十分な計測範囲で水素濃度及び酸素濃度を測定する設備は以下のとおり。

- ・格納容器内雰囲気水素濃度

- ・格納容器内雰囲気酸素濃度

(d) 代替電源による必要な設備への給電

上記「(a) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止」、  
「(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止」や  
「(c) 水素濃度及び酸素濃度の監視」で使用する設備について、全交流動力電  
源又は直流電源喪失時に、代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源設備による必要な設備への給電で使用する設備は以下のとおり。

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

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設  
備のうち、可搬型窒素ガス供給装置、原子炉格納容器調気系配管・弁、ホー  
ス・窒素供給用ヘッダ・接続口、原子炉格納容器及び燃料補給設備は重大事  
故等対処設備として位置付ける。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び  
酸素ガスの排出で使用する設備のうち、原子炉格納容器フィルタベント系、  
フィルタ装置出口放射線モニタ及びフィルタ装置出口水素濃度は重大事故等  
対処設備として位置付ける。

水素濃度及び酸素濃度の監視で使用する設備のうち、格納容器内水素濃度  
(D/W)、格納容器内水素濃度(S/C)、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器  
内雰囲気酸素濃度は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替電源による必要な設備への給電で使用する設備のうち、常設代替交流  
電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代  
替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備は重大事故等対処設備として位  
置付ける。

これらの選定した設備は、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 1.9.1)

以上の重大事故等対処設備により、水素爆発による原子炉格納容器の破損  
を防止することができる。

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

- ・可燃性ガス濃度制御系

炉心損傷による大量の水素ガスが発生するような状況下では、可燃性ガス濃度制御系の処理能力を超える水素ガスが発生することから、可燃性ガス濃度制御系による水素ガスの処理には期待できず、また原子炉格納容器圧力の上昇に伴い可燃性ガス濃度制御系の使用に制限がかかるが、原子炉格納容器ベント又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転可能圧力まで低下し、かつ電源復旧等により設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系を運転することが可能であれば、中長期的な原子炉格納容器内水素対策として有効である。

なお、原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止として使用する設備である原子炉格納容器調気系は、発電用原子炉運転中に原子炉格納容器内を常時不活性化する手段として使用する設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。また、「1.9.1(2)a.(b)i.(i)可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化」として使用する設備である可搬型窒素ガス供給装置は、発電用原子炉起動前に原子炉格納容器フィルタベント系系統内を不活性化する手段として使用する設備であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

- b. 手順等

上記「a. 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対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び重大事故等対応要員の対応として非常時操作手順書（シビアアクシデント）、非常時操作手順書（設備別）及び重大事故等対応要領書に定める（第1.9.1表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.9.2表、第1.9.3表）。

(添付資料 1.9.2)



## 1.9.2 重大事故等時の手順

### 1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

#### (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

##### a. 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等で発生する水素ガスにより、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉起動時に原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素ガス）により置換し、発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性化した状態を維持する。

これらの操作は、重大事故等時に対応するものではなく通常の運転操作により対応する。

##### b. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスの反応による水素爆発により原子炉格納容器が破損することを防止するため、可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。

##### (a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、原子炉格納容器内の酸素濃度<sup>※2</sup>が3.5vol%に到達した場合、又は残留熱除去系による除熱機能が喪失した場合。

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

※2：ドライ条件の酸素濃度を確認する。

##### (b) 操作手順

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.9.1図に、概要図を第1.9.2図に、タイムチャートを第1.9.3図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器への窒素ガス供給の準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に原子炉格納容器への窒素ガス供給のため、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続を依頼する。
- ③ 中央制御室運転員Aは、原子炉格納容器への窒素ガス供給に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

- ④ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に可搬型窒素ガス供給装置の設置作業開始を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続作業を開始する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑦ 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。
- ⑧ 現場運転員 B 及び C は、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置を原子炉建屋近傍に設置し、ホースの敷設及び接続が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑩ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器への窒素ガス供給のための系統構成を指示する。
- ⑪ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器調気系（以下「AC 系」という。）隔離信号が発生している場合は、原子炉冷却制御盤にて AC 系隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑫<sup>a</sup> 可搬型窒素ガス供給装置接続口（屋外）を使用する場合  
現場運転員 B 及び C は、PSA 窒素供給ライン元弁を全開とし、発電課長に報告する。
- ⑫<sup>b</sup> 可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）を使用する場合  
現場運転員 B 及び C は、建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁を全開とし、発電課長に報告する。
- ⑬ 発電課長は、原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.0vol%に到達した場合、運転員にサプレッションチェンバ（以下「S/C」という。）への窒素ガス供給開始を指示する。
- ⑭ 中央制御室運転員 A は、S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁を全開とし、S/C への窒素ガス供給を開始する。
- ⑮ 中央制御室運転員 A は、窒素ガスの供給が開始されたことを格納容器内酸素濃度指示値の低下により確認し、発電課長に報告する。
- ⑯ 発電課長は、運転員に格納容器内の酸素濃度により窒素ガスの供給先を切替えるよう指示する。
- ⑰<sup>a</sup> ドライウェルの酸素濃度が 4.0vol%以上かつ S/C の酸素濃度が 3.8vol%以下となった場合  
中央制御室運転員 A は、D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁を全開及

び S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁を全閉としドライウエル（以下「D/W」という。）への窒素供給を行う。

⑰<sup>b</sup> D/Wの酸素濃度が3.8vol%以下又はS/Cの酸素濃度が4.0vol%以上となった場合

中央制御室運転員 A は、S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁を全開及び D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁を全閉とし S/C への窒素供給を行う。

### (c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び重大事故等対応要員 5 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始まで 315 分以内で可能である。

なお、本操作は、原子炉格納容器ベント前、又は原子炉格納容器ベント後に時間が経過した後の操作であることから、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いるため、作業可能である。円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型窒素ガス供給装置からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。また、車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保する。

(添付資料 1.9.3)

## (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

a. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化

原子炉格納容器フィルタベント系は、可搬型窒素ガス供給装置から供給する不活性ガス（窒素ガス）にて、発電用原子炉起動前に原子炉格納容器フィルタベント系系統内を不活性化した状態としておくことで、原子炉格納容器ベント実施時における系統内での水素爆発を防止する。この操作は、重大事故等時に対応するものではなく通常の運転操作により対応する。

b. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、原子炉格納容器フィルタベント系を使用した原子炉格納容器ベント操作により原子炉格納容器内の水素ガス

及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、運転員は中央制御室待避所へ待避し中央制御室待避所内のデータ表示装置（待避所）によりプラントパラメータを継続して監視する。

原子炉格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合、並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入が可能な場合は、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉し、原子炉格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。なお、FCVS ベントライン隔離弁（A）又は FCVS ベントライン隔離弁（B）については、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に 1 系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。

#### (a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>において、原子炉格納容器内の酸素濃度<sup>\*2</sup>が 4.0vol%に到達した場合<sup>\*3</sup>。

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

※2：ドライ条件の酸素濃度を確認する。

※3：炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合、又は原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内へスプレイを実施する必要がある場合は、これらの操作を完了した後に原子炉格納容器ベントの準備を開始する。ただし、発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに原子炉格納容器ベントの準備を開始する。

#### (b) 操作手順

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.9.1 図に、概要図を第 1.9.4 図に、タイムチャートを第 1.9.5 図に示す。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系補機類の操作手順は「1.7.2.1 (1)

a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器の減圧及び除熱」にて整備する。

[S/C ベントの場合 (D/W ベントの場合, 手順⑫以外は同様)]

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に到達したことを発電所対策本部長に報告する。
- ② 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの準備開始を指示する。
- ③ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの準備開始を指示する。
- ④ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A は、フィルタベント系制御盤にてフィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であることを確認する。
- ⑥ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器ベント前の確認として、AC 系隔離信号が発生している場合は、原子炉冷却制御盤にて AC 系隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑦ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器ベント前の系統構成として、ベント用 SGTS 側隔離弁、格納容器排気 SGTS 側止め弁、ベント用 HVAC 側隔離弁、格納容器排気 HVAC 側止め弁、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁の全閉を確認する。
- ⑧ 中央制御室運転員 A は、FCVS ベントライン隔離弁(A)又は FCVS ベントライン隔離弁(B)を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント準備完了を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。なお、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作設備による操作で FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又は FCVS ベントライン隔離弁 (B) を全開する手段がある。
- ⑨ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度指示値を適宜確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度に関する情報を、発電所対策本部長に報告する。
- ⑩ 発電所対策本部長は、原子炉格納容器内の水素濃度が 4.0vol%及び酸素濃度が 4.3vol%に到達した場合、発電課長に原子炉格納容器フィルタベント系による S/C 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。また、S/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合は、D/W 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。
- ⑪ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系による S/C 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。また、S/C 側からの原子炉

格納容器ベントができない場合は、D/W 側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。

⑫<sup>a</sup>S/C 側からの原子炉格納容器ベントの場合

中央制御室運転員 A は、S/C ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。また、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作設備による操作にて S/C ベント用出口隔離弁を全開する手段がある。

⑫<sup>b</sup>S/C 側からの原子炉格納容器ベントができない場合

中央制御室運転員 A は、D/W ベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。また、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作設備による操作にて D/W ベント用出口隔離弁を全開する手段がある。

⑬ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉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水素濃度指示値及び原子炉格納容器内の酸素濃度指示値の低下、並びにフィルタ装置出口放射線モニタ指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを発電所対策本部長に報告する。

⑭ 中央制御室運転員 A は、原子炉格納容器ベント開始後、フィルタ装置出口水素濃度による水素濃度の監視及びフィルタ装置出口放射線モニタによる放射線量率の監視を行う。また、重大事故等対策要員は、フィルタ装置出口放射線モニタから得た放射線量率及び事前にフィルタ装置出口配管表面の放射線量率と配管内部の放射性物質濃度から算出した換算係数を用いて放射性物質濃度を推定する。

⑮ 発電課長は、原子炉格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入が可能となった場合は、発電所対策本部長に報告する。

⑯ 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器ベントの停止を指示する。

⑰ 発電課長は、運転員に S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁の全閉による原子炉格納容器ベントの停止を指示する。

⑱ 中央制御室運転員 A は、S/C ベント用出口隔離弁又は D/W ベント用出口隔離弁を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。

⑲ 発電課長は、原子炉格納容器ベント停止後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に 1 系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、発電所

対策本部長に報告する。

- ⑳ 発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器ベントの停止を指示する。
- ㉑ 発電課長は、運転員に FCVS ベントライン隔離弁の全閉による原子炉格納容器ベントの停止を指示する。
- ㉒ 中央制御室運転員 A は、FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又は FCVS ベントライン隔離弁 (B) を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出開始まで 20 分以内で可能である。

c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、可燃性ガス濃度制御系により原子炉格納容器内の水素濃度の抑制を行う。

なお、可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下に維持する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、原子炉格納容器内の水素濃度が 4.0vol%以下で、可燃性ガス濃度制御系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

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

※2: 原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下である場合。

(b) 操作手順

可燃性ガス濃度制御系 (A) による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順の概要は以下のとおり。(可燃性ガス濃度制御系 (B) による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順も同様)

手順の対応フローを第 1.9.1 図に、概要図を第 1.9.6 図に、タイムチャートを第 1.9.7 図に示す。

- ①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可燃性ガス濃度制御系(A)による原子炉格納容器内の水素濃度制御の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、可燃性ガス濃度制御系(A)による原子炉格納容器内の水素濃度制御に必要なブロワ、ヒータ、電動弁及び監視計器の電源並びに電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③中央制御室運転員 A は、残留熱除去系(A)(サブプレッションプール水冷却モード)が運転中であり、可燃性ガス濃度制御系(A)冷却器への冷却水供給が可能であることを確認する。
- ④中央制御室運転員 A は、可燃性ガス濃度制御系(A)起動準備として、可燃性ガス濃度制御系(A)隔離信号の除外操作を実施し、発電課長に可燃性ガス濃度制御系の起動準備完了を報告する。
- ⑤発電課長は、原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下であることを確認し、運転員に可燃性ガス濃度制御系の起動操作を指示する。
- ⑥中央制御室運転員 A は、可燃性ガス濃度制御系(A)の起動操作を実施し、可燃性ガス濃度制御系入口ガス流量指示値及び可燃性ガス濃度制御系ブロワ入口流量指示値の上昇後、系統が安定していることを確認する。
- ⑦中央制御室運転員 A は、可燃性ガス濃度制御系ヒータが正常に動作していることを加熱管表面温度指示値及び再結合器表面温度指示値の上昇により確認し、予熱運転が開始したことを確認する。
- ⑧中央制御室運転員 A は、可燃性ガス濃度制御系起動後 180 分以内に可燃性ガス濃度制御系の予熱運転が完了することを確認し、その後再結合器内ガス温度指示値が規定値で安定し温度制御されることを確認する。
- ⑨中央制御室運転員 A は、格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値から可燃性ガス濃度制御系の吸込流量と再循環流量の調整を実施する。
- ⑩中央制御室運転員 A は、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御が行われていることを格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値が低下することにより確認し、発電課長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名により実施した場合、作業開始判断から可燃性ガス濃度制御系起動まで 20 分以内で可能である。また、可燃性ガス濃度制御系起動後、再結合運転開始までの予熱時間は 180 分以内で可能である。

(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

a. 格納容器内水素濃度による原子炉格納容器内の水素濃度監視



炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等で原子炉格納容器内に発生する水素ガスの濃度を格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)により監視する。

なお、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)は、通常時から常時監視が可能である。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※。

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

(b) 操作手順

格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)による原子炉格納容器内の水素濃度監視手順の概要は以下のとおり。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)による原子炉格納容器内の水素濃度の監視を指示する。
- ② 中央制御室運転員Aは、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)による原子炉格納容器内の水素濃度の監視を強化する。また、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)による原子炉格納容器内の水素濃度の監視を強化する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応は運転員1名により確認を実施する。運転員による準備や起動操作はない。

- b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視
- 炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等で原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度により監視する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※

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

(b) 操作手順

格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.9.1 図に、概要図を第 1.9.8 図に示す。

なお、格納容器内雰囲気計装は、重大事故等時には代替交流電源設備からの給電により電源を確保し、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保した後、計測を開始する。

- ①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視に必要なサンプリングポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③中央制御室運転員 A は、格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定が開始されたことを確認し、発電課長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応は、運転員 1 名により確認を実施する。運転員による準備や起動操作はない。

1.9.2.2 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設備の電源を代替電源設備から給電する手順

炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉格納容器破損を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。

代替電源設備により給電する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

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

原子炉格納容器フィルタベント系補機類の操作手順については、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

監視計器への電源供給手順及び可搬型窒素ガス供給装置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。

#### 1.9.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.9.9 図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合は、格納容器内雰囲気計装により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を、格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) により原子炉格納容器内の水素濃度を監視する。

原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合において、原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下に維持可能で、原子炉格納容器内の水素濃度が規定値以下の場合は、可燃性ガス濃度制御系を起動し、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを再結合させることで、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度が可燃限界へ到達することを防止する。

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度の抑制ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が 3.5vol% に到達した場合は、原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスの反応による水素爆発を防止するため、可搬型窒素ガス供給装置により不活性ガス（窒素ガス）を原子炉格納容器内へ注入する準備を行う。原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.0vol% に到達した場合は、可搬型窒素ガス供給装置により不活性ガス（窒素ガス）を原子炉格納容器内へ注入する。原子炉格納容器内の水素濃度が 4.0vol% 及び酸素濃度が 4.3vol% に到達した場合は、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出することで、水素爆発の発生を防止する。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系を用いて、原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できる S/C を経由する経路を第一優先とする。S/C ベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D/W を経由してフィルタ装置を通る経路を第二優先とする。

発電用原子炉起動時には、原子炉格納容器内の空気を窒素ガスにより置換し、発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内雰囲気を不活性化した状態を維持することで、原子炉格納容器内の気体の組成が可燃限界に至ることを防ぎ、原子炉格納容器内における水素爆発の発生を防止している。

第 1.9.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
 対応手段, 対処設備, 手順書一覧(1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	原子炉格納容器内の不活性化	原子炉格納容器調気系 ※1 原子炉格納容器	— ※6	— ※1
	—	可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止	可搬型窒素ガス供給装置 原子炉格納容器調気系配管・弁 ホース・窒素供給用ヘッド・接続口 原子炉格納容器 燃料補給設備 ※5	重大事故等対処設備	非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「可搬型窒素ガス供給装置による窒素封入」
	—	原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化	可搬型窒素ガス供給装置 ホース・窒素供給用ヘッド・接続口 原子炉格納容器フィルタベント系 燃料補給設備 ※5	— ※7	— ※2

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化している。

※2：発電用原子炉起動前に原子炉格納容器フィルタベント系系統内は不活性化した状態とする。

※3：原子炉格納容器フィルタベント系補機類の手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

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

※5：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※6：原子炉格納容器調気系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

※7：可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化に用いる可搬型窒素ガス供給装置及び燃料補給設備は、発電用原子炉起動前に使用するものであり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

対応手段，対応設備，手順書一覧(2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	原子炉格納容器フィルタベント系 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置出口水素濃度	重大事故等対応設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」※3
	—	原子炉格納容器内の水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合装置プロロ 可燃性ガス濃度制御系再結合装置 可燃性ガス濃度制御系配管・弁 残留熱除去系	自主対策設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「ベントストラテジ」 非常時操作手順書（設備別） 「可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御」
	—	原子炉格納容器内の水素濃度監視	格納容器内水素濃度（D/W） 格納容器内水素濃度（S/C）	重大事故等対応設備 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「ベントストラテジ」 非常時操作手順書（設備別） 「格納容器内雰囲気モニタ起動および水素・酸素濃度監視」

- ※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化している。
- ※2：発電用原子炉起動前に原子炉格納容器フィルタベント系系統内は不活性化した状態とする。
- ※3：原子炉格納容器フィルタベント系補機類の手順は「1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
- ※4：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
- ※5：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※6：原子炉格納容器調気系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対応設備とは位置付けない。
- ※7：可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化に用いる可搬型窒素ガス供給装置及び燃料補給設備は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対応設備とは位置付けない。

対応手段，対処設備，手順書一覧(3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 格納容器内雰囲気計装による	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内雰囲気酸素濃度	非常時操作手順書（シビアアクシデント） 「ベントストラテジ」  非常時操作手順書（設備別） 「格納容器内雰囲気モニタ起動および水素・酸素濃度監視」  重大事故等対応要領書 「原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保」 ※4
	—	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 ※5 可搬型代替交流電源設備 ※5 所内常設蓄電式直流電源設備 ※5 常設代替直流電源設備 ※5 可搬型代替直流電源設備 ※5	— ※5

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化している。

※2：発電用原子炉起動前に原子炉格納容器フィルタベント系系統内は不活性化した状態とする。

※3：原子炉格納容器フィルタベント系補機類の手順は「1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

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

※5：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※6：原子炉格納容器調気系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※7：可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化に用いる可搬型窒素ガス供給装置及び燃料補給設備は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

第 1.9.2 表 重大事故等対処設備に係る監視計器

監視計器一覧(1/4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 b. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給			
非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」  重大事故等対応要領書 「可搬型窒素ガス供給装置による窒素封入」	判断基準	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
	電源の確保	4-2C 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧	
	操作	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 b. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出			
非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」  重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度
		最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置水位 (広帯域) フィルタ装置入口圧力 (広帯域) フィルタ装置出口圧力 (広帯域) フィルタ装置水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ

監視計器一覧(2/4)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御		
非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」  非常時操作手順書(設備別) 「可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御」	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)
		原子炉格納容器内の酸素濃度
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力
	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)
	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
	原子炉格納容器内の温度	サプレッションプール水温度
	判断基準  最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 残留熱除去系熱交換器(B)入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系ポンプ(A)出口流量 残留熱除去系ポンプ(B)出口流量 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系熱交換器(A)冷却水入口流量 残留熱除去系熱交換器(B)冷却水入口流量 原子炉補機冷却水系(A)冷却水供給温度 原子炉補機冷却水系(B)冷却水供給温度
		電源の確保



監視計器一覧(3/4)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御			
非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)	
	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度	
	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サプレッションプール水温度	
非常時操作手順書(設備別) 「可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御」	操作	補機監視機能	可燃性ガス濃度制御系(A)入口ガス流量 可燃性ガス濃度制御系(B)入口ガス流量 可燃性ガス濃度制御系ブロワ(A)入口流量 可燃性ガス濃度制御系ブロワ(B)入口流量 可燃性ガス濃度制御系ブロワ(A)入口圧力 可燃性ガス濃度制御系ブロワ(B)入口圧力 可燃性ガス濃度制御系加熱管(A)内ガス温度 可燃性ガス濃度制御系加熱管(B)内ガス温度 可燃性ガス濃度制御系加熱管(A)出口ガス温度 可燃性ガス濃度制御系加熱管(B)出口ガス温度 可燃性ガス濃度制御系加熱管(A)表面温度 可燃性ガス濃度制御系加熱管(B)表面温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器(A)内ガス温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器(B)内ガス温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器(A)表面温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器(B)表面温度 可燃性ガス濃度制御系(A)入口ガス温度 可燃性ガス濃度制御系(B)入口ガス温度 可燃性ガス濃度制御系ブロワ(A)入口温度 可燃性ガス濃度制御系ブロワ(B)入口温度 可燃性ガス濃度制御系冷却器(A)出口ガス温度 可燃性ガス濃度制御系冷却器(B)出口ガス温度

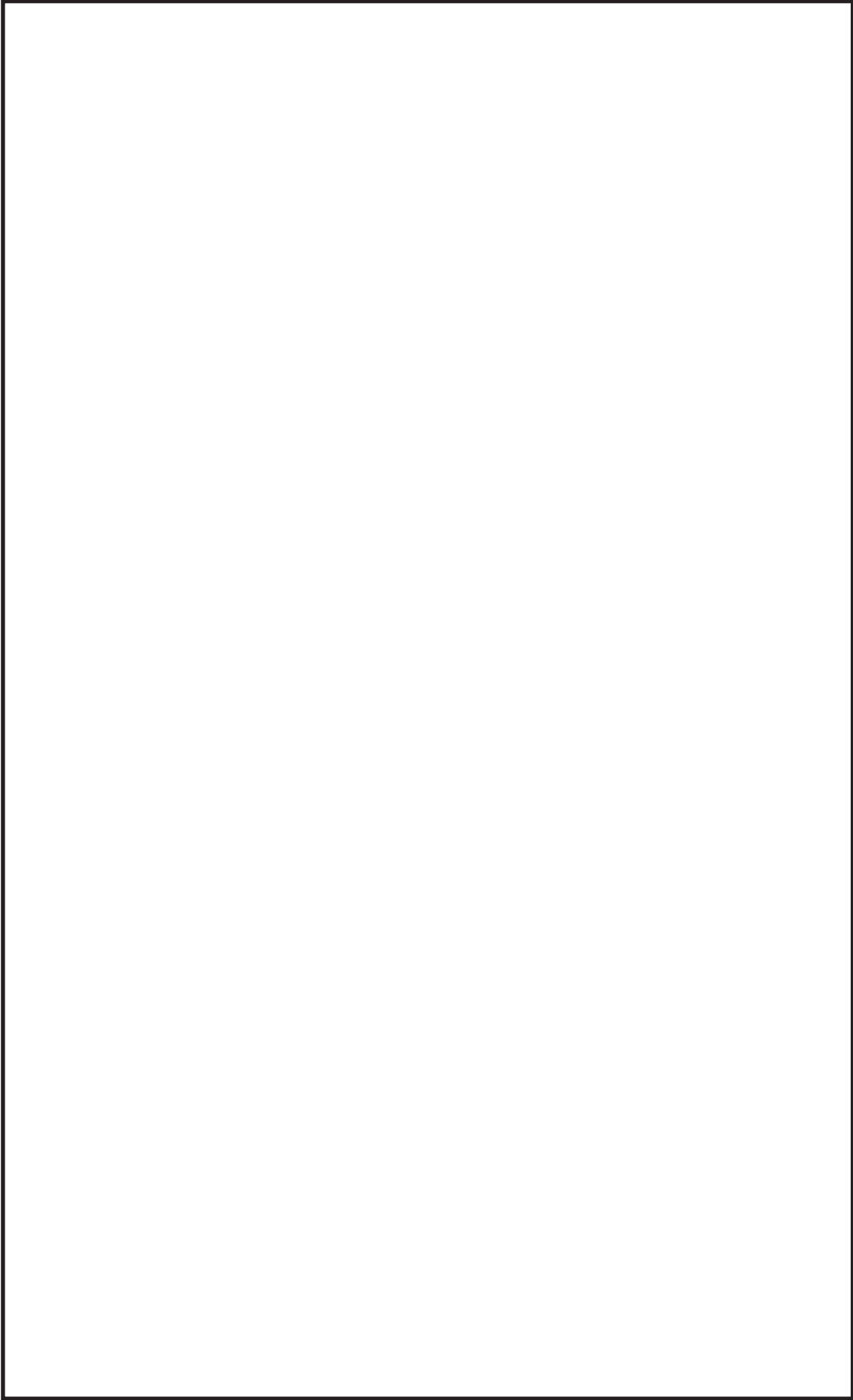
監視計器一覧(4/4)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 a. 格納容器内水素濃度による原子炉格納容器内の水素濃度監視			
非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」  非常時操作手順書(設備別) 「格納容器内雰囲気モニタ起動および水素・酸素濃度監視」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)
		電源の確保	125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視			
非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」  重大事故等対応要領書 [原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保]  非常時操作手順書(設備別) 「格納容器内雰囲気モニタ起動および水素・酸素濃度監視」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
	電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧	
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内雰囲気酸素濃度
最終ヒートシンクの確保		原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(A)冷却水供給温度 原子炉補機冷却水系(B)冷却水供給温度	

第 1.9.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

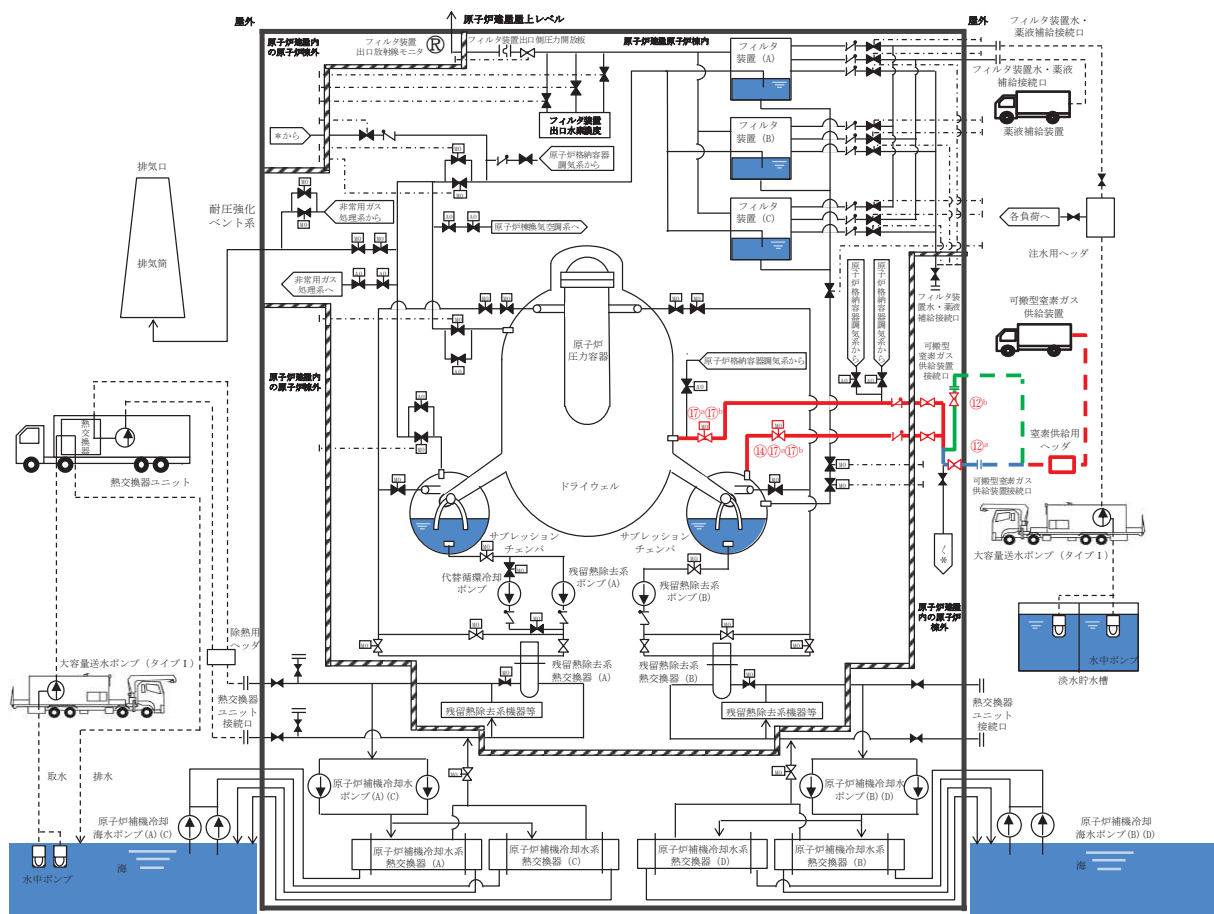
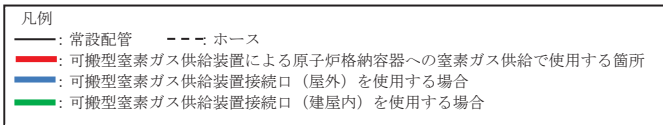
対象条文	供給対象設備	供給元		
		設備	母線	
【1.9】 水素爆発による 原子炉格納容器 の破損を防止す るための手順等	原子炉格納容器フ ィルタベント系弁	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
		可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
	原子炉格納容器調 気系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系	
		所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
	フィルタ装置出口 放射線モニタ	所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
			125V 直流主母線 2B-1	
		常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
			125V 直流主母線 2B-1	
	可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1		
		125V 直流主母線 2B-1		
	水素濃度及び酸素 濃度監視計器	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系	
			非常用低圧母線 MCC 2D 系	
		可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系	
			非常用低圧母線 MCC 2D 系	
		所内常設蓄電式直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	
			125V 直流主母線 2B-1	
	常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1		
		125V 直流主母線 2B-1		
	可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1		
125V 直流主母線 2B-1				
計測用電源※	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系		
		非常用低圧母線 MCC 2D 系		
	可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系		
		非常用低圧母線 MCC 2D 系		
	可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1		
125V 直流主母線 2B-1				

※：供給負荷は監視計器



第 1.9.1 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「ベントストラテジ」における対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑫ <sup>a</sup>	PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F055	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑫ <sup>b</sup>	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	T48-F067	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑭⑰ <sup>a</sup> ⑰ <sup>b</sup>	S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁	T48-M0-F063	中央制御室
⑰ <sup>a</sup> ⑰ <sup>b</sup>	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	T48-M0-F011	中央制御室

第 1.9.2 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)										備考																
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10																	
可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	中央制御室運転員A	1	電源確認※1																									
			窒素ガス供給準備※2																									
			窒素ガス供給開始※2																									
	現場運転員B, C	2	移動・扉開放(可搬型窒素ガス供給装置接続口(建屋内)を使用する場合のみ)※3																									
			移動, 系統構成※4																									
	重大事故等対応要員A~B	2	保管場所への移動※5※6																									
			可搬型窒素ガス供給装置の移動・設置※7																									
			可搬型窒素ガス供給装置による窒素ガス供給準備・供給※8																									
			可搬型窒素ガス供給装置の起動※8																									
	重大事故等対応要員C~E	3	保管場所への移動※5※6																									
			ホースの敷設, 接続※9																									

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

※3: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に見込んだ時間

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

※5: 可搬型窒素ガス供給装置の保管場所は, 第1保管エリア及び第4保管エリア

※6: 緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に見込んだ時間

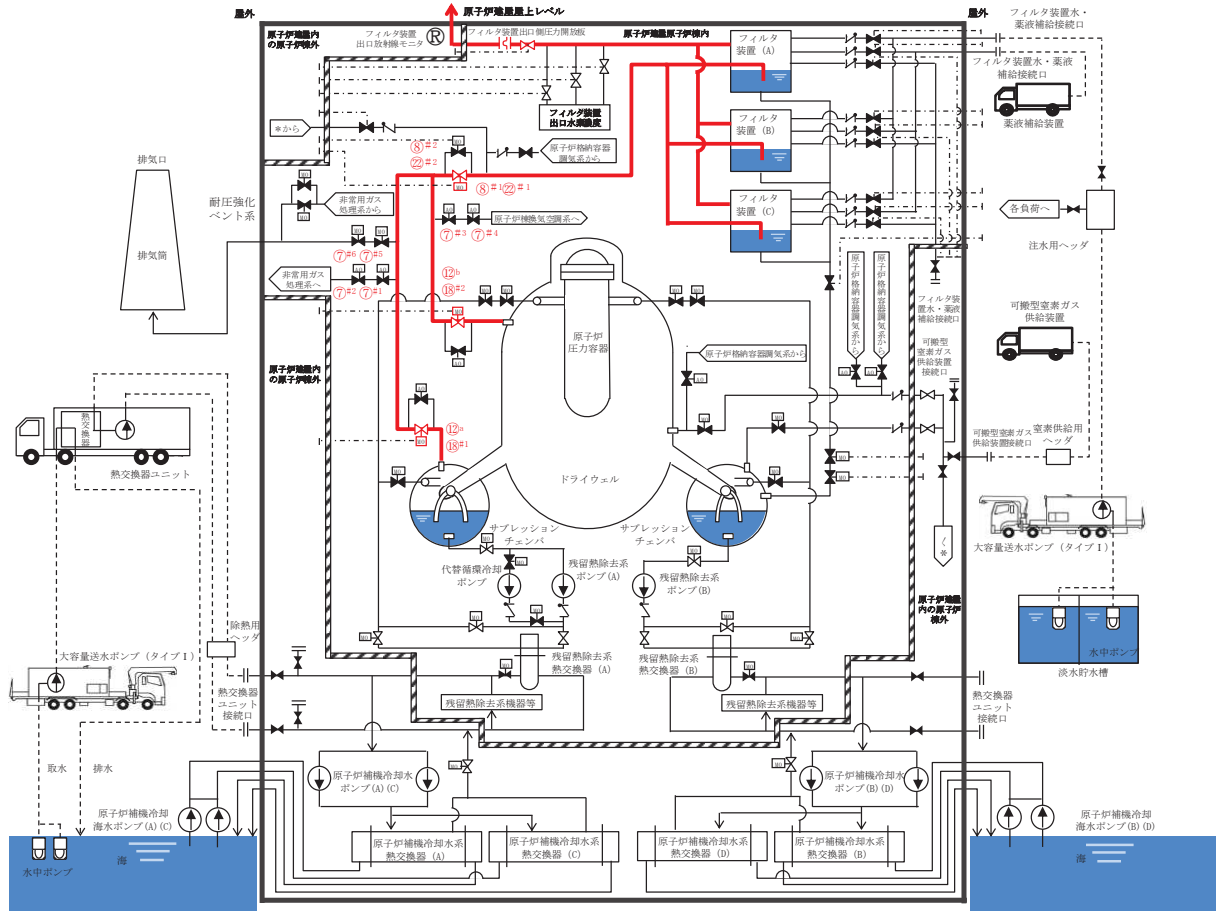
※7: 可搬型窒素ガス供給装置の移動距離として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に見込んだ時間

※8: 可搬型窒素ガス供給装置の設計を考慮して想定した作業時間に見込んだ時間

※9: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に見込んだ時間

第 1.9.3 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート

凡例  
 — : 常設配管    - - - : ホース  
 — (赤線) : 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガス排出を実施する場合



操作手順	弁名称	弁番号	操作場所
⑦#1	ベント用 SGTS 側隔離弁	T48-A0-F020	中央制御室
⑦#2	格納容器排気 SGTS 側止め弁	T48-A0-F045	中央制御室
⑦#3	ベント用 HVAC 側隔離弁	T48-A0-F021	中央制御室
⑦#4	格納容器排気 HVAC 側止め弁	T48-A0-F046	中央制御室
⑦#5	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	T48-M0-F043	中央制御室
⑦#6	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	T48-M0-F044	中央制御室
⑧#1②②#1	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	T63-M0-F001	中央制御室
⑧#2②②#2	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	T63-M0-F002	中央制御室
⑫ <sup>a</sup> ⑬#1	S/C ベント用出口隔離弁	T48-M0-F022	中央制御室
⑫ <sup>b</sup> ⑬#2	D/W ベント用出口隔離弁	T48-M0-F019	中央制御室

#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弁があることを示す。

第 1.9.4 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガス排出 概要図

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)							備考	
		10	20	30	40	50	60	70		
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 (S/Cベントの場合)	1 中央制御室運転員A	20分 水素ガス及び酸素ガス排出開始							操作手順	
		電源確認 <sup>※1</sup>								④
		系統構校 <sup>※2</sup>								⑤~⑧
			ベント開始 <sup>※2</sup>						⑫ <sup>a</sup>	

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

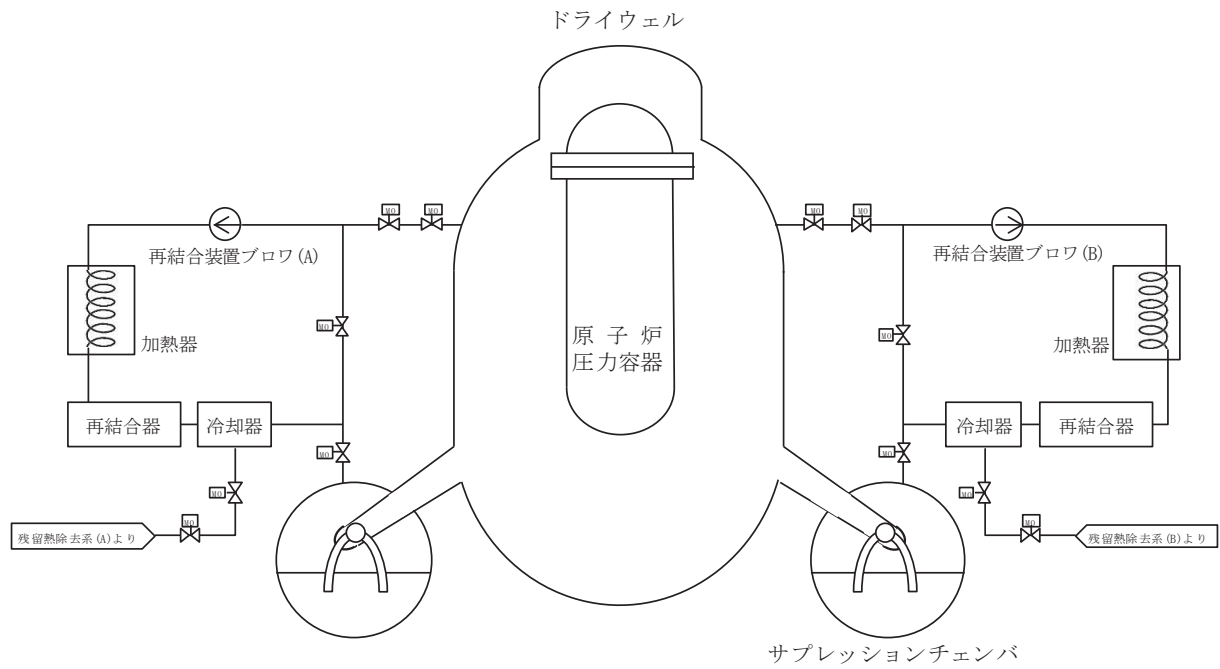
手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)							備考	
		10	20	30	40	50	60	70		
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 (D/Wベントの場合)	1 中央制御室運転員A	20分 水素ガス及び酸素ガス排出開始							操作手順	
		電源確認 <sup>※1</sup>								④
		系統構校 <sup>※2</sup>								⑤~⑧
			ベント開始 <sup>※2</sup>						⑫ <sup>b</sup>	

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

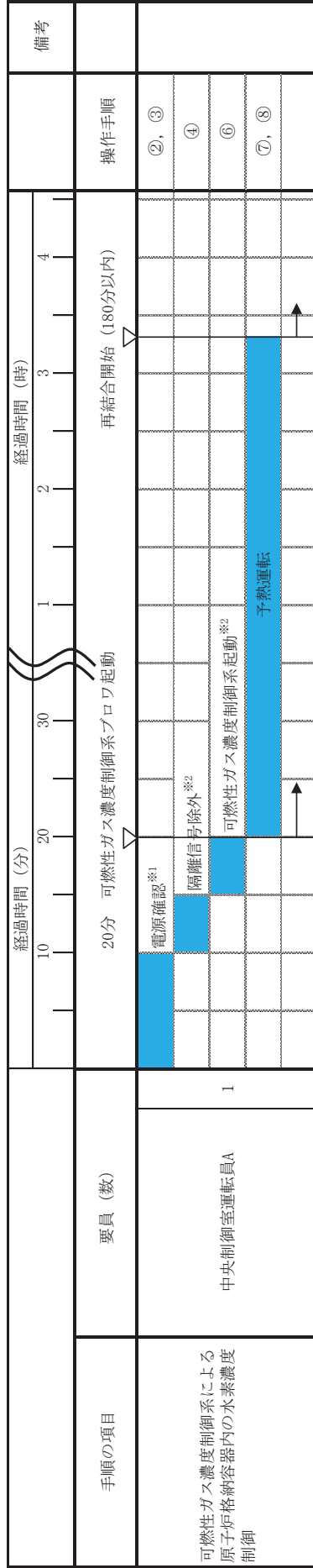
※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.9.5 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガス排出 タイムチャート





第1.9.6図 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 概要図

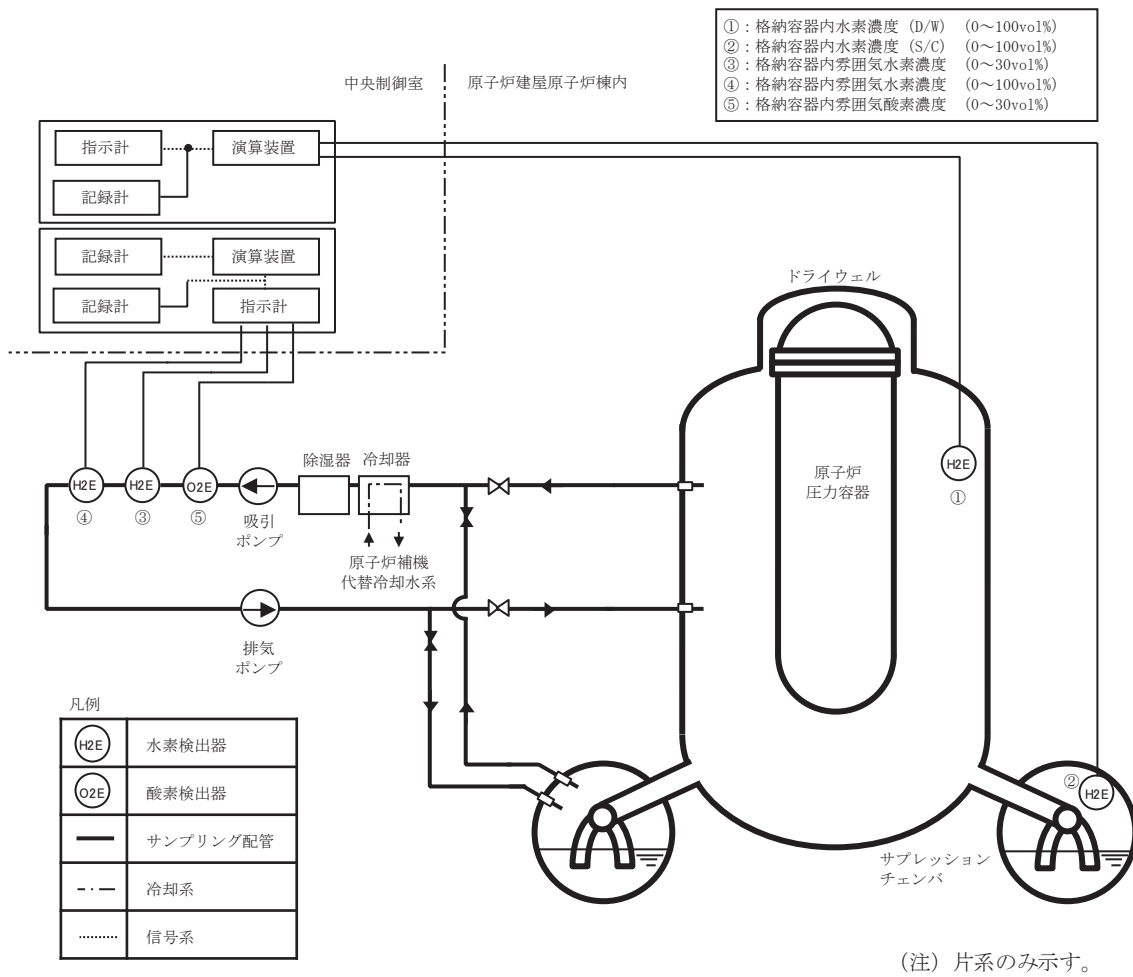


※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

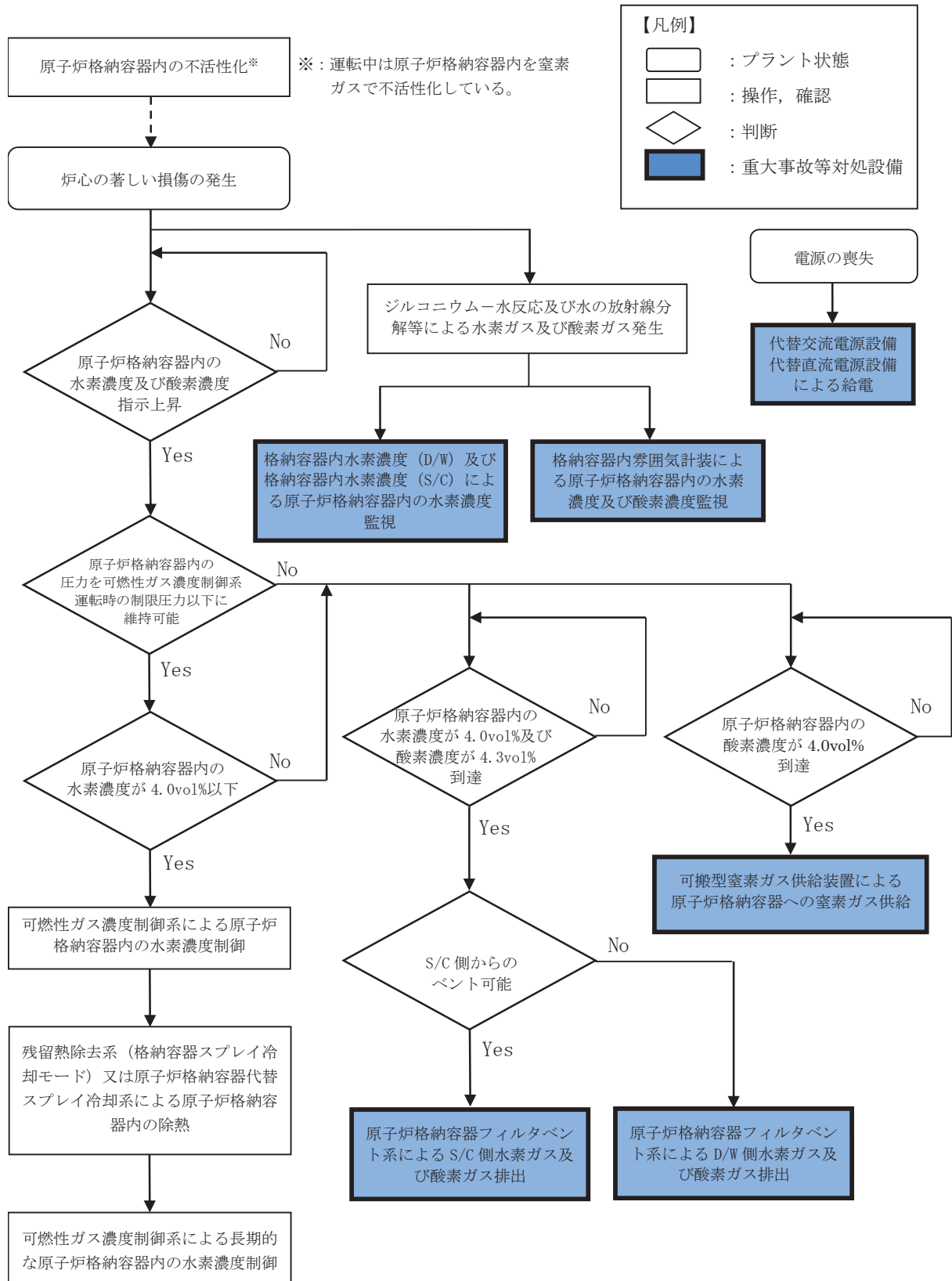
※2：機器の操作時間に見込んだ時間

※3：機器の操作時間及び動作時間に見込んだ時間

第 1.9.7 図 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 タイムチャート



第1.9.8図 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 概要図



第 1.9.9 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（1/3）

技術的能力審査基準（1.9）	番号	設置許可基準規則（52条）	技術基準規則（67条）	番号
<p><b>【本文】</b>                      発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する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><b>【本文】</b>                      発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p><b>【本文】</b>                      発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	⑤
<p><b>【解釈】</b>                      1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p><b>【解釈】</b>                      1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」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><b>【解釈】</b>                      1 第67条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」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) BWR                      a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	② ※1	<p>&lt;BWR&gt;                      a) 原子炉格納容器を不活性化すること。</p>	<p>&lt;BWR&gt;                      a) 原子炉格納容器を不活性化すること。</p>	⑥ ※1
<p>(2) PWRのうち必要な原子炉                      a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	—	<p>&lt;PWRのうち必要な原子炉&gt;                      b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p>	<p>&lt;PWRのうち必要な原子炉&gt;                      b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p>	—
<p>(3) BWR及びPWR共通                      a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	③	<p>&lt;BWR及びPWR共通&gt;                      c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路で水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p>	<p>&lt;BWR及びPWR共通&gt;                      c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路で水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p>	⑦
<p>b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p>	④	<p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設定すること。</p>	<p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設定すること。</p>	⑧
		<p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備から給電を可能とすること。</p>	<p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備から給電を可能とすること。</p>	⑨

- ※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により窒素ガスで置換しているため、炉心損傷に伴い水素ガスが発生した場合においても、事故発生直後に酸素濃度が可燃限界に至ることはない。  
 有効性評価における原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度評価により、事故発生後7日間は原子炉格納容器への窒素ガス供給は不要である。
- ※2：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化している。  
 原子炉格納容器調気系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。
- ※3：発電用原子炉起動前に原子炉格納容器フィルタベント系系統内は不活性化した状態とする。  
 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化に用いる可搬型窒素ガス供給装置は、発電用原子炉起動前に使用するものであり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/3)

  : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉格納容器内の不活性化による	原子炉格納容器調気系※2	既設 新設	① ② ⑤ ⑥	—	—	—	—	—	—
	原子炉格納容器	既設							
	—	—							
可搬型窒素ガス供給装置による	可搬型窒素ガス供給装置	新設	① ② ⑤ ⑥	—	—	—	—	—	—
	原子炉格納容器調気系配管・弁	既設 新設							
	ホース・窒素供給用ヘッド・接続口	新設							
	原子炉格納容器	既設							
	燃料補給設備	新設							
可搬型窒素ガス供給装置による	可搬型窒素ガス供給装置※3	新設	① ⑤ ⑦	—	—	—	—	—	—
	原子炉格納容器フィルタベント系	新設							
	ホース・窒素供給用ヘッド・接続口	新設							
	燃料補給設備	新設							

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により窒素ガスで置換しているため、炉心損傷に伴い水素ガスが発生した場合においても、事故発生直後に酸素濃度が可燃限界に至ることはない。  
有効性評価における原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度評価により、事故発生後7日間は原子炉格納容器への窒素ガス供給は不要である。

※2：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化している。  
原子炉格納容器調気系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

※3：発電用原子炉起動前に原子炉格納容器フィルタベント系系統内は不活性化した状態とする。  
可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化に用いる可搬型窒素ガス供給装置は、発電用原子炉起動前に使用するものであり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

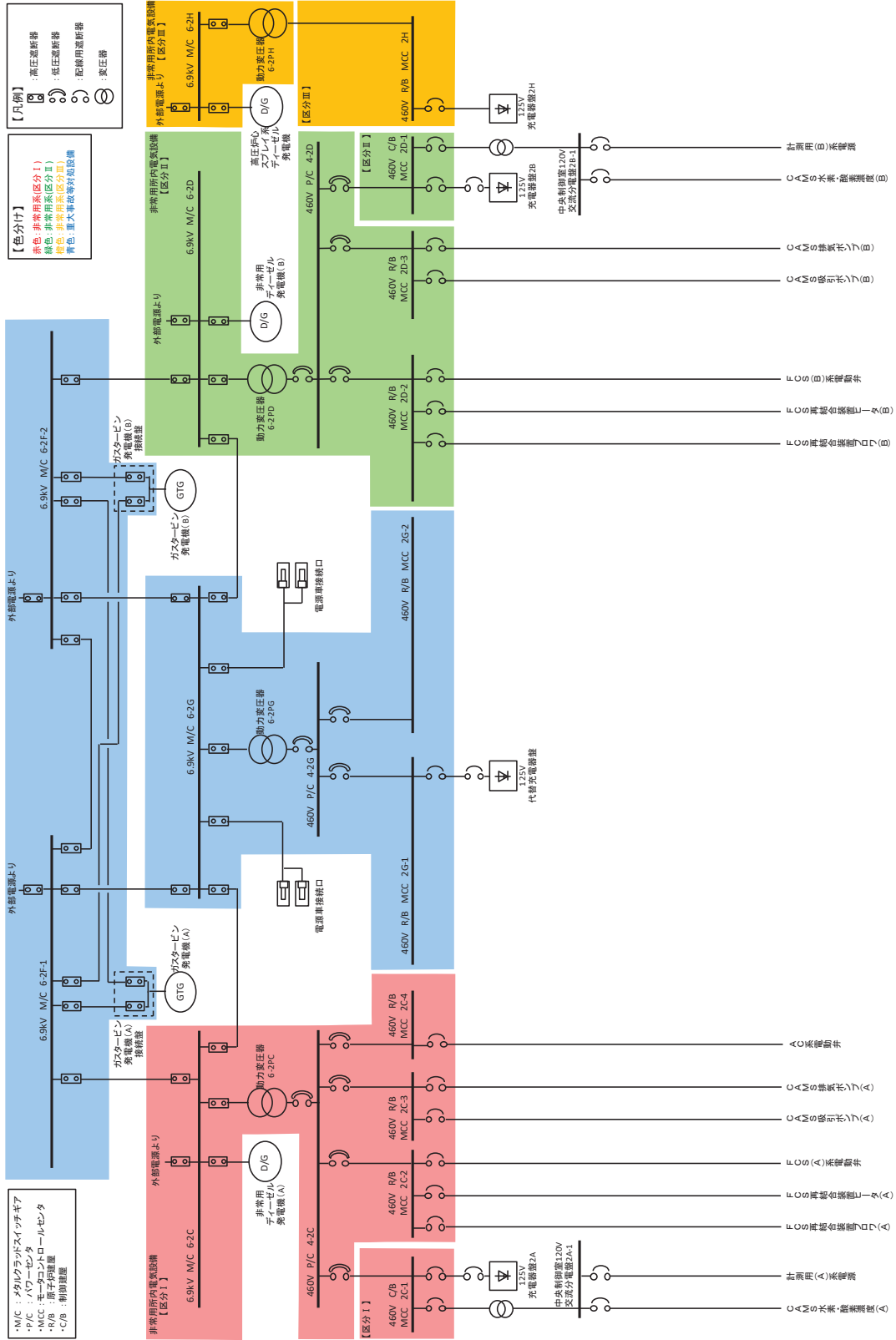
審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/3)

 ：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
系原子炉による原子炉格納容器内水素濃度監視	原子炉格納容器フィルタベント系	新設	① ④ ⑤ ⑦	子可炉燃格性容納器濃度の制水素濃度制御原	可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロウ	常設	20分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	フィルタ装置出口放射線モニタ	新設			可燃性ガス濃度制御系再結合装置	常設			
	フィルタ装置出口水素濃度	新設			可燃性ガス濃度制御系配管・弁	常設			
	—	—			残留熱除去系	常設			
る格納容器内水素濃度監視	格納容器内水素濃度(D/W)	新設	① ⑤ ⑧	—	—	—	—	—	—
	格納容器内水素濃度(S/C)	新設			—	—			
	—	—			—	—			
る格納容器内水素濃度監視	格納容器内雰囲気水素濃度	既設 新設	① ⑤ ⑧	—	—	—	—	—	—
	格納容器内雰囲気酸素濃度	既設			—	—			
	—	—			—	—			
必要な電源への給電	常設代替交流電源設備	新設	① ③ ⑤ ⑨	—	—	—	—	—	—
	可搬型代替交流電源設備	新設			—	—			
	所内常設蓄電式直流電源設備	既設 新設			—	—			
	常設代替直流電源設備	新設			—	—			
	可搬型代替直流電源設備	新設			—	—			

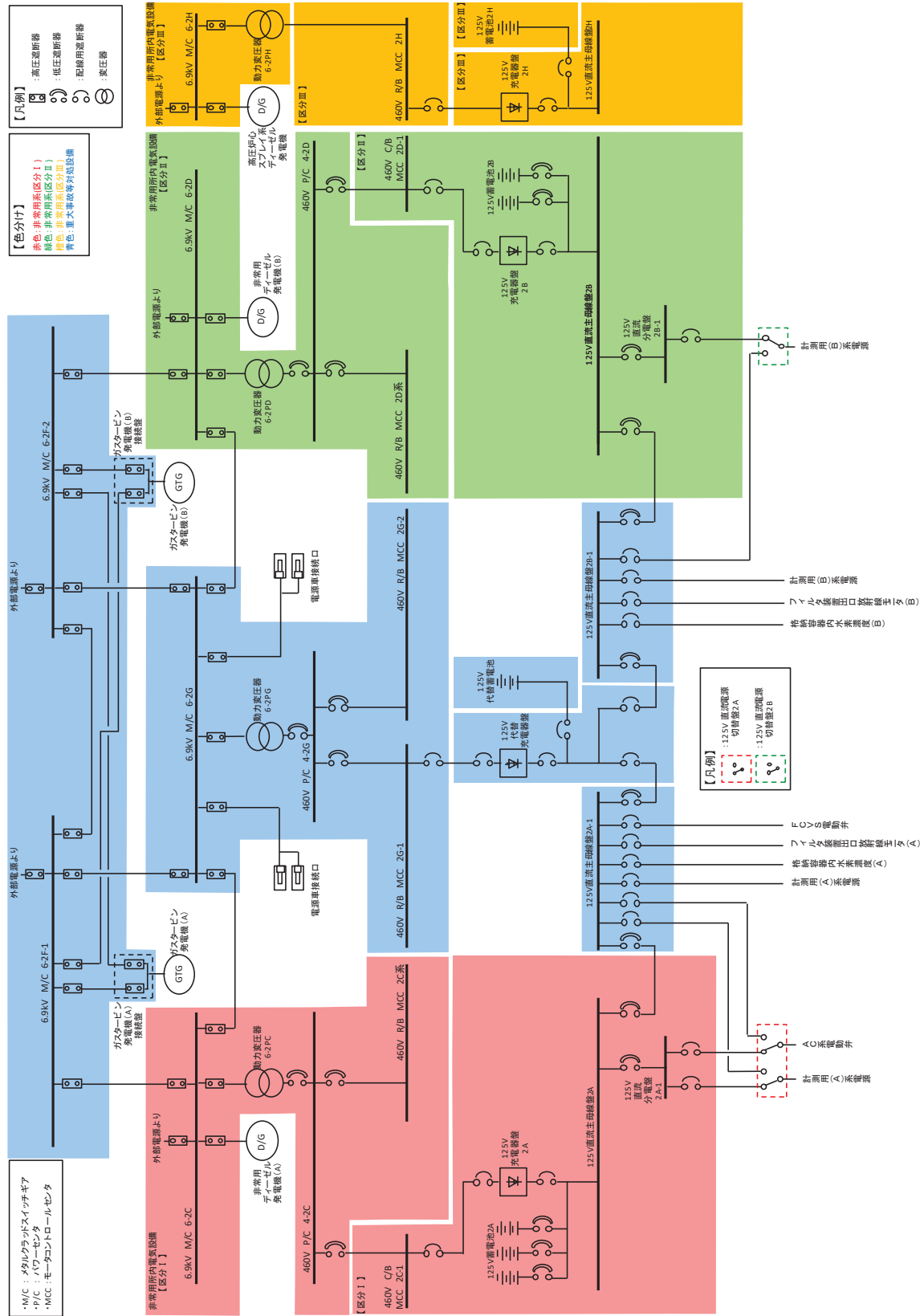
- ※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により窒素ガスで置換しているため，炉心損傷に伴い水素ガスが発生した場合においても，事故発生直後に酸素濃度が可燃限界に至ることはない。  
有効性評価における原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度評価により，事故発生後7日間は原子炉格納容器への窒素ガス供給は不要である。
- ※2：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化している。  
原子炉格納容器調気系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
- ※3：発電用原子炉起動前に原子炉格納容器フィルタベント系系統内は不活性化した状態とする。  
可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器フィルタベント系系統内の不活性化に用いる可搬型窒素ガス供給装置は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

対応手段として選定した設備の電源構成図



第 1 図 電源構成図 (交流電源)





第2図 電源構成図 (直流電源)

## 重大事故等対策の成立性

## 1. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

## (1) 操作概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。

窒素ガスの供給は可搬型窒素ガス供給装置で行い、当該装置を原子炉格納容器調気系にホースで接続する。

## (2) 作業場所

屋外（原子炉建屋周辺）

## (3) 必要要員数及び操作時間

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給のうち、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続に必要な要員数及び時間は以下のとおり。

必要要員数：5名（重大事故等対応要員5名）

想定時間：300分（訓練実績等）

## (4) 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出されるおそれがあることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋等）を装備して作業を実施する。

移動経路：車両付属の作業用照明のほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行していることから、夜間においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：可搬型窒素ガス供給装置からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。また、作業エリア周辺には作業を実施する上で支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通常連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

解釈一覧  
1. 判断基準の解釈一覧

手順	判断基準記載内容	解釈
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順	c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	原子炉格納容器内圧力にて以下。
(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止	原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下である場合。	[ ]

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 2. 操作手順の解釈一覧

手順	操作手順記載内容	解釈
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順	(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止	<p>原子炉格納容器内圧力が [ ] に到達し、予熱運転が完了</p> <p>再結合器内ガス温度指示値が [ ]</p>
b. 原子炉格納容器内圧力が [ ] に到達し、予熱運転が完了	原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下であることを確認	<p>原子炉格納容器内圧力が [ ] に到達し、予熱運転が完了</p> <p>再結合器内ガス温度指示値が [ ]</p>
c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下であることを確認	<p>再結合器内ガス温度指示値が [ ]</p> <p>再結合器内ガス温度指示値が [ ]</p>

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
T48-A0-F020	ベント用 SGTS 側隔離弁	中央制御室
T48-A0-F045	格納容器排気 SGTS 側止め弁	中央制御室
T48-A0-F021	ベント用 HVAC 側隔離弁	中央制御室
T48-A0-F046	格納容器排気 HVAC 側止め弁	中央制御室
T48-M0-F043	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	中央制御室
T48-M0-F044	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	中央制御室
T63-M0-F001	FCVS ベント用ライオン隔離弁(A)	中央制御室
T63-M0-F002	FCVS ベント用ライオン隔離弁(B)	中央制御室
T48-M0-F022	S/C ベント用出口隔離弁	中央制御室
T48-M0-F019	D/W ベント用出口隔離弁	中央制御室
T48-M0-F011	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	中央制御室
T48-M0-F063	S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁	中央制御室
T63-F701	フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F702	フィルタ装置出口水素濃度計入口弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T63-F703	フィルタ装置出口水素濃度計出口弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-F055	PSA 窒素供給ライン元弁	遠隔手動弁操作設備：原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
T48-F055	建屋内窒素供給ライン元弁	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

## 1.14 電源の確保に関する手順等

### < 目 次 >

#### 1.14.1 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. 代替電源（交流）による対応手段及び設備
    - (a) 代替交流電源設備による給電
    - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
  - b. 代替電源（直流）による対応手段及び設備
    - (a) 代替直流電源設備による給電
    - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
  - c. 代替所内電気設備による対応手段及び設備
    - (a) 代替所内電気設備による給電
    - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
  - d. 燃料補給のための対応手段及び設備
    - (a) 燃料補給設備による補給
    - (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備
  - e. 手順等

#### 1.14.2 重大事故等時の手順

##### 1.14.2.1 代替電源（交流）による対応手順

- (1) 代替交流電源設備による給電
  - a. ガスタービン発電機又は電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電
  - b. 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電

##### 1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順

- (1) 代替直流電源設備による給電
  - a. 所内常設蓄電式直流電源設備による給電
  - b. 常設代替直流電源設備による給電
  - c. 可搬型代替直流電源設備による給電
  - d. 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電

##### 1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順

- (1) 代替所内電気設備による給電
  - a. ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電

#### 1.14.2.4 燃料の補給手順

- (1) 軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給
- (2) タンクローリから各機器への補給

#### 1.14.2.5 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

- (1) 非常用交流電源設備による給電
- (2) 非常用直流電源設備による給電

#### 1.14.2.6 重大事故等時の対応手段の選択

添付資料 1. 14. 1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1. 14. 2 重大事故対策の成立性

1. ガスタービン発電機又は電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電
2. 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電
3. 所内常設蓄電式直流電源設備による給電
4. 常設代替直流電源設備による給電
5. 可搬型代替直流電源設備による給電
6. 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電
7. ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電
8. 軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給
9. タンクローリから各機器への補給

添付資料 1. 14. 3 ガスタービン発電機による受電時の自動起動防止及び切離し対象  
負荷リスト

添付資料 1. 14. 4 不要直流負荷 切離しリスト

添付資料 1. 14. 5 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備



## 1.14 電源の確保に関する手順等

### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保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 「電力を確保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) 炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保
    - a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。
    - b) 所内直流電源設備から給電されている 24 時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できること。
    - c) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。
    - d) 所内電気設備（モーターコントロールセンター（MCC）、パワーセンター（P/C）及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）（MC）等）は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

### 1. 14. 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

外部電源が喪失した場合において、非常用高圧母線及び直流設備へ給電するための設計基準事故対処設備として、非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備を設置している。

また、非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備から供給された電力を各負荷へ分配するための設計基準事故対処設備として、非常用所内電気設備を設置している。

これらの設計基準事故対処設備のうち、非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、各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. 14. 1 図）。

重大事故等対処設備のほか、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<sup>※1</sup>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五十七条及び技術基準規則第七十二条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

非常用交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・非常用ディーゼル発電機
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
- ・非常用ディーゼル発電設備燃料デイタンク
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイタンク
- ・軽油タンク
- ・タンクローリ
- ・ガスタービン発電設備軽油タンク
- ・非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ

- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ
- ・ 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ ホース
- ・ ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ 非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路
- ・ 非常用高圧母線 2H 系
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線 2H 系電路

非常用直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 125V 蓄電池 2A
- ・ 125V 蓄電池 2B
- ・ 125V 充電器盤 2A
- ・ 125V 充電器盤 2B
- ・ 125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器盤 2A～125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2A-1
- ・ 125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器盤 2B～125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2B-1
- ・ 125V 蓄電池 2H
- ・ 125V 充電器盤 2H
- ・ 125V 蓄電池 2H 及び 125V 充電器盤 2H～125V 直流主母線盤 2H 電路

機能喪失原因対策分析の結果，設計基準事故対処設備の故障として，非常用高圧母線への交流電源による給電及び直流設備への直流電源による給電に使用する設備並びに非常用所内電気設備の故障を想定する。

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

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.14.1 表に整理する。

#### a. 代替電源（交流）による対応手段及び設備

##### (a) 代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の故障により非常用高圧母線への給電ができない場合は，代替交流電源設備による給電にて炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保する。

i. 常設代替交流電源設備による給電

常設代替交流電源設備から非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する手段がある。

常設代替交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1. 14. 2 図に示す。

- ・ガスタービン発電機
- ・ガスタービン発電設備軽油タンク
- ・タンクローリ
- ・軽油タンク
- ・ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ
- ・ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ホース
- ・非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ガスタービン発電機～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系  
電路
- ・ガスタービン発電機～緊急用低圧母線 2G 系電路

ii. 可搬型代替交流電源設備による給電

可搬型代替交流電源設備を代替所内電気設備に接続し、非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する手段がある。

可搬型代替交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1. 14. 2 図に示す。

- ・電源車
- ・軽油タンク
- ・ガスタービン発電設備軽油タンク
- ・タンクローリ
- ・非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ホース
- ・電源車～電源車接続口（原子炉建屋）電路
- ・電源車接続口（原子炉建屋）～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路
- ・電源車接続口（原子炉建屋）～緊急用低圧母線 2G 系電路

### iii. 号炉間電力融通設備による給電

号炉間電力融通ケーブルを用いて3号炉の非常用高圧母線から2号炉の緊急用高圧母線までの電路を構築し、3号炉からの給電により、2号炉の非常用高圧母線を受電する手段がある。

号炉間電力融通設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.2図に示す。

- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）
- ・号炉間電力融通ケーブル（可搬型）
- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）～非常用高圧母線2C系又は非常用高圧母線2D系電路
- ・号炉間電力融通ケーブル（可搬型）～非常用高圧母線2C系又は非常用高圧母線2D系電路

なお、号炉間電力融通ケーブル（常設）は3号炉の非常用高圧母線と2号炉の緊急用高圧母線間にあらかじめ敷設し、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は屋外の保管エリアに配備する。

### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

常設代替交流電源設備による給電で使用する設備のうち、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、タンクローリ、軽油タンク、ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ、ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁、ホース、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁、ガスタービン発電機～非常用高圧母線2C系及び非常用高圧母線2D系電路及びガスタービン発電機～緊急用低圧母線2G系電路は重大事故等対処設備として位置付ける。

可搬型代替交流電源設備による給電で使用する設備のうち、電源車、軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク、タンクローリ、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁、ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁、ホース、電源車～電源車接続口（原子炉建屋）電路、電源車接続口（原子炉建屋）～非常用高圧母線2C系及び非常用高圧母線2D系電路及び電源車接続口（原子炉建屋）～緊急用低圧母線2G系電路は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

（添付資料1.14.1）

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備の故障で交流電源が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

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

- ・号炉間電力融通設備

号炉間電力融通設備で使用する設備の耐震性は確保されていないが、3号炉の非常用ディーゼル発電機及び電路の健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

- b. 代替電源（直流）による対応手段及び設備

- (a) 代替直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の故障により充電器を経由した直流設備への給電ができない場合は、代替直流電源設備による給電にて炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保する。

- i. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電

非常用交流電源設備の故障により充電器を経由した直流設備への給電ができない場合は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による給電を開始するまでの間、所内常設蓄電式直流電源設備により24時間にわたり直流設備へ給電する手段がある。

所内常設蓄電式直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.3図に示す。

- ・125V 蓄電池 2A
- ・125V 蓄電池 2B
- ・125V 充電器盤 2A
- ・125V 充電器盤 2B
- ・125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器盤 2A～125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 電路
- ・125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器盤 2B～125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路

また、共通要因によって非常用直流電源設備の安全機能と同時に機能が喪失することがないように物理的に分離を図った常設代替直流電源設備があり、その常設代替直流電源設備により重大事故等時の対応に必要な直流設備へ給電する手段がある。

常設代替直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14.3図及び第1.14.4図に示す。

- ・125V 代替蓄電池
- ・250V 蓄電池

- ・ 125V 代替蓄電池～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路
- ・ 250V 蓄電池～250V 直流主母線盤電路

ii. 可搬型代替直流電源設備による給電

非常用交流電源設備の故障，所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池の枯渇により直流設備への給電ができない場合は，常設代替直流電源設備，電源車，代替所内電気設備，125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤を組み合わせた可搬型代替直流電源設備により直流設備へ給電する手段がある。

可搬型代替直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1. 14. 3 図及び第 1. 14. 4 図に示す。

- ・ 125V 代替蓄電池
- ・ 250V 蓄電池
- ・ 125V 代替充電器盤
- ・ 250V 充電器盤
- ・ 電源車
- ・ 軽油タンク
- ・ ガスタービン発電設備軽油タンク
- ・ タンクローリ
- ・ 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ ホース
- ・ 125V 代替蓄電池及び 125V 代替充電器盤～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路
- ・ 250V 蓄電池及び 250V 充電器盤～250V 直流主母線盤電路
- ・ 電源車～電源車接続口（原子炉建屋）電路
- ・ 電源車接続口（原子炉建屋）～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路
- ・ 電源車接続口（原子炉建屋）～250V 直流主母線盤電路

iii. 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電

非常用交流電源設備の故障，所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の蓄電池の枯渇により直流設備への給電ができない場合は，125V 代替充電器盤用電源車接続設備（125V 代替充電器盤，代替直流電源用切替盤，代替直流電源用変圧器及び電源車の組み合わせ）により直流設備へ給電する手段がある。

125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電で使用する設備は以下の

とおり。単線結線図を第 1.14.3 図に示す。

- ・ 125V 代替充電器盤
- ・ 代替直流電源用切替盤
- ・ 代替直流電源用変圧器
- ・ 電源車
- ・ 軽油タンク
- ・ ガスタービン発電設備軽油タンク
- ・ タンクローリ
- ・ 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ ホース
- ・ 電源車～電源車接続口（制御建屋）電路
- ・ 電源車接続口（制御建屋）～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

所内常設蓄電式直流電源設備による給電で使用する設備のうち、125V 蓄電池 2A、125V 蓄電池 2B、125V 充電器盤 2A、125V 充電器盤 2B、125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器盤 2A～125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 電路、125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器盤 2B～125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路は重大事故等対処設備として位置付ける。

常設代替直流電源設備による給電で使用する設備のうち、125V 代替蓄電池、250V 蓄電池、125V 代替蓄電池～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路、250V 蓄電池～250V 直流主母線盤電路は重大事故等対処設備として位置づける。

可搬型代替直流電源設備による直流設備への給電で使用する設備のうち、125V 代替蓄電池、250V 蓄電池、125V 代替充電器盤、250V 充電器盤、電源車、軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク、タンクローリ、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁、ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁、ホース、125V 代替蓄電池～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路、250V 蓄電池～250V 直流主母線盤電路、電源車～電源車接続口（原子炉建屋）、電源車接続口（原子炉建屋）～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路、電源車接続口（原子炉建屋）～250V 直流主母線盤電路は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

（添付資料 1.14.1）

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備の故障で直流電



源が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

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付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 125V 代替充電器盤用電源車接続設備

給電開始までに時間を要するが、給電可能であれば重大事故等の対処に必要な直流電源を確保するための手段として有効である。

c. 代替所内電気設備による対応手段及び設備

(a) 代替所内電気設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備の機能が喪失し、必要な設備へ給電できない場合は、代替所内電気設備にて電路を確保し、常設代替交流電源設備、号炉間電力融通設備又は可搬型代替交流電源設備から給電する手段がある。

なお、非常用所内電気設備及び代替所内電気設備は、重大事故等が発生した場合において、共通要因で同時に機能を喪失することなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性を確保する設計とする。

代替所内電気設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1. 14. 2 図に示す。

- ・ ガスタービン発電機接続盤
- ・ 緊急用高圧母線 2F 系
- ・ 緊急用高圧母線 2G 系
- ・ 緊急用動力変圧器 2G 系
- ・ 緊急用低圧母線 2G 系
- ・ 緊急用交流電源切替盤 2G 系
- ・ 緊急用交流電源切替盤 2C 系
- ・ 緊急用交流電源切替盤 2D 系
- ・ 非常用高圧母線 2C 系
- ・ 非常用高圧母線 2D 系

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

代替所内電気設備による給電で使用する設備のうち、ガスタービン発電機接続盤、緊急用高圧母線 2F 系、緊急高圧母線 2G 系、緊急用動力変圧器 2G 系、緊急用低圧母線 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2C 系、緊急用交流電源切替盤 2D 系、非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1. 14. 1)

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が機能喪失した場合においても、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

d. 燃料補給のための対応手段及び設備

(a) 燃料補給設備による補給

重大事故等の対処で使用する設備を必要な期間継続して運転させるため、燃料補給設備により補給する手段がある。

燃料補給設備による補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・軽油タンク
- ・ガスタービン発電設備軽油タンク
- ・タンクローリ
- ・非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁
- ・ホース

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

燃料補給設備による補給で使用する設備のうち、軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク、タンクローリ、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁、ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁及びホースは重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1. 14. 1)

以上の重大事故等対処設備により、重大事故等の対処で使用する設備の燃料を確保し、必要な期間運転を継続することができる。

e. 手順等

上記「a. 代替電源（交流）による対応手段及び設備」、「b. 代替電源（直流）による対応手段及び設備」、「c. 代替所内電気設備による対応手段及び設備」及び「d. 燃料補給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理する。

これらの手順は、運転員及び重大事故等対応要員の対応として非常時操作手順書（設備別）、非常時操作手順書（徴候ベース）及び重大事故等対応要領書に定める（第 1. 14. 1 表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器についても整理する（第 1.14.2 表）。

さらに、他の条文にて選定した重大事故等対処設備と本条文にて選定した給電手段との関連性についても整理する。

（添付資料 1.14.5）

## 1. 14. 2 重大事故等時の手順

### 1. 14. 2. 1 代替電源（交流）による対応手順

#### (1) 代替交流電源設備による給電

##### a. ガスタービン発電機又は電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電

送電線及び開閉所が破損又は破損する可能性のある大規模自然災害が発生した場合並びに外部電源及び非常用ディーゼル発電機による給電が見込めない場合に、発電用原子炉及び使用済燃料プールの冷却、原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要となる非常用高圧母線 2C 系（以下「M/C 2C 系」という。）及び非常用高圧母線 2D 系（以下「M/C 2D 系」という。）の電源を復旧する。M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電操作完了後、125V 充電器盤及び中央制御室監視計器の交流電源復旧を確認する。

ガスタービン発電機は外部電源の喪失により自動起動し、M/C 2C 系及び M/C 2D 系の遮断器を操作することにより、ガスタービン発電機による給電を行う。ガスタービン発電機による給電ができず、号炉間電力融通ケーブルを使用した電力融通ができない場合は、電源車による給電を行う。

代替交流電源設備による M/C 2C 系及び M/C 2D 系への給電の優先順位は以下のとおり。

1. ガスタービン発電機
2. 号炉間電力融通ケーブル（常設）
3. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）
4. 電源車

なお、優先 2 及び優先 3 の手順については「b. 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電」にて整備する。

また、上記給電を継続するために電源車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については「1. 14. 2. 4 燃料の補給手順」にて整備する。

#### (a) 手順着手の判断基準

[ガスタービン発電機による給電の判断基準]

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により、M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電できない場合。

[電源車による給電の判断基準]

外部電源、非常用ディーゼル発電機、ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブルにより給電ができない場合。

#### (b) 操作手順

ガスタービン発電機又は電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電手順の

概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1. 14. 5 図に、概要図を第 1. 14. 6 図にタイムチャートを第 1. 14. 7 図及び第 1. 14. 8 図に示す。

[優先 1. ガスタービン発電機による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電の場合]

- ①<sup>a</sup> 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にガスタービン発電機の起動状態確認、緊急用高圧母線 2F 系（以下「M/C 2F 系」という。）、緊急用高圧母線 2G 系（以下「M/C 2G 系」という。）及び緊急用低圧母線 2G 系（以下「P/C 2G 系及び MCC 2G 系」という。）の受電状態確認並びに M/C 2C 系及び M/C 2D 系の受電準備開始を指示する。
- ②<sup>a</sup> 運転員（中央制御室）A 及び B は、ガスタービン発電機の起動状態及び M/C 2F 系及び M/C 2G 系受電状態を確認し、発電課長に起動及び受電が完了したことを報告する。
- ③<sup>a</sup> 運転員（中央制御室）A 及び B は、受電前準備として M/C 2C 系、非常用低圧母線 2C 系（以下「P/C 2C 系及び MCC 2C 系」という。）、M/C 2D 系及び非常用低圧母線 2D 系（以下「P/C 2D 系及び MCC 2D 系」という。）の動的負荷の自動起動防止のため操作スイッチ（以下「CS」という。）を「停止」又は「引ロック」とし、発電課長に受電準備が完了したことを報告する。
- ④<sup>a</sup> 発電課長は、運転員にガスタービン発電機による M/C 2C 系への受電開始を指示する。
- ⑤<sup>a</sup> 運転員（中央制御室）A 及び B は、M/C 2F 系から M/C 2C 系を受電するための遮断器を「入」とし、M/C 2C 系、P/C 2C 系及び MCC 2C 系の受電操作を実施する。
- ⑥<sup>a</sup> 運転員（中央制御室）A 及び B は、M/C 2C 系、P/C 2C 系及び MCC 2C 系の受電状態に異常がないことを確認後、発電課長に受電が完了したことを報告する。
- ⑦<sup>a</sup> 発電課長は、運転員に M/C 2F 系から M/C 2D 系への受電開始を指示する。
- ⑧<sup>a</sup> 運転員（中央制御室）A 及び B は、M/C 2F 系から M/C 2D 系を受電するための遮断器を「入」とし、M/C 2D 系、P/C 2D 系及び MCC 2D 系の受電操作を実施する。
- ⑨<sup>a</sup> 運転員（中央制御室）A 及び B は、M/C 2D 系、P/C 2D 系及び MCC 2D 系の受電状態に異常がないことを確認後、発電課長に受電が完了したことを報告し、125V 充電器盤 2A、125V 充電器盤 2B 及び中央制御室監視計器の交流電源復旧を確認する。

125V 充電器盤復旧及び中央制御室監視計器復旧操作手順については、「1. 14. 2. 2. (1)b. 所内常設蓄電式直流電源設備による給電」⑧～⑬の操作手順と同様である。

- ⑩<sup>a</sup> 発電課長は、運転員に不要な交流電源負荷の切離しを指示する。
- ⑪<sup>a</sup> 運転員（中央制御室）A 及び B 並びに運転員（現場）C 及び D は、不要な交流負荷の切離しを実施する。

（添付資料 1. 14. 3）

[優先 4. 電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電の場合]

（原子炉建屋東側の電源車接続口（建屋内）を使用する場合（原子炉建屋西側の電源車接続口（建屋外）を使用の場合は④<sup>b</sup>、⑤<sup>b</sup>、⑥<sup>b</sup>を除く）

- ①<sup>b</sup> 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系の受電準備開始を指示する。
- ②<sup>b</sup> 発電課長は、発電所対策本部へ電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系への給電準備開始を依頼する。
- ③<sup>b</sup> 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系への給電準備開始を指示する。
- ④<sup>b</sup> 重大事故等対応要員は、電源車接続口（建屋内）へ電源車ケーブルを接続する場合は、発電所対策本部に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放依頼を連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑤<sup>b</sup> 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、電源車接続口（建屋内）へ電源車ケーブルを接続する場合は、運転員に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放を指示する。
- ⑥<sup>b</sup> 運転員（現場）C 及び D は、発電課長に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放を行い報告する。また、発電課長は、発電所対策本部に連絡する。
- ⑦<sup>b</sup> 運転員（中央制御室）A 及び B は、受電前準備として M/C 2C 系、M/C 2D 系、P/C 2C 系及び P/C 2D 系の動的負荷自動起動防止のため CS を「停止」又は「引ロック」とする。
- ⑧<sup>b</sup> 運転員（現場）C 及び D は、受電前準備として MCC 2C 系及び MCC 2D 系の負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を「切」とし、発電課長に MCC 2C 系及び MCC 2D 系の受電準備が完了したことを報告する。
- ⑨<sup>b</sup> 運転員（中央制御室）A 及び B は、M/C 2F 系から M/C 2G 系を受電するための遮断器を「切」又は「切」確認を実施する。
- ⑩<sup>b</sup> 重大事故等対応要員は、電源車を電源車接続口付近に配置し、電源車から電源車接続口までの間に電源車搭載のケーブルを敷設する。
- ⑪<sup>b</sup> 重大事故等対応要員は、電源車接続口に電源車ケーブルを接続し、発電所対策本部に給電準備が完了したことを報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑫<sup>b</sup> 運転員（中央制御室）A 及び B は、M/C 2G 系から M/C 2C 系へ給電する

ための遮断器を「入」、M/C 2G系からM/C 2C系を受電するための遮断器を「入」、M/C 2G系からM/C 2D系へ給電するための遮断器を「入」、M/C 2G系からM/C 2D系を受電するための遮断器を「入」及び電源車からM/C 2G系を受電するための遮断器を「入」とする。

- ⑬<sup>b</sup> 運転員（中央制御室）A及びBは、M/C 2C系からP/C 2C系へ給電するための遮断器及びM/C 2D系からP/C 2D系へ給電するための遮断器の「入」確認を実施し、発電課長にM/C 2C系及びM/C 2D系の受電準備が完了したことを報告する。
- ⑭<sup>b</sup> 発電課長は、発電所対策本部へ電源車からM/C 2C系及びM/C 2D系への給電を依頼する。
- ⑮<sup>b</sup> 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に電源車からM/C 2G系、M/C 2C系及びM/C 2D系への給電開始を指示する。
- ⑯<sup>b</sup> 重大事故等対応要員は、電源車を起動し、発電所対策本部にM/C 2G系、M/C 2C系及びM/C 2D系へ給電が完了したことを報告する。また、発電所対策本部は発電課長へ報告する。
- ⑰<sup>b</sup> 運転員（中央制御室）A及びBは、M/C 2G系、M/C 2C系、P/C 2C系及びMCC 2C系並びにM/C 2D系、P/C 2D系及びMCC 2D系の受電状態に異常がないことを確認後、発電課長に受電が完了したことを報告し、125V充電器盤2A、125V充電器盤2B及び中央制御室監視計器の交流電源復旧を確認する。  
125V充電器盤復旧及び中央制御室監視計器復旧操作手順については、「1.14.2.2.(1)b. 所内常設蓄電式直流電源設備による給電」⑧～⑬の操作手順と同様である。

### (c) 操作の成立性

優先1のガスタービン発電機によるM/C 2C系及びM/C 2D系受電操作は、運転員（中央制御室）2名及び運転員（現場）2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・ガスタービン発電機によるM/C 2C系及びM/C 2D系受電完了までの所要時間は15分以内で可能である。
- ・不要な交流負荷の切離し操作は、運転員（中央制御室）による操作は5分以内で可能であり、運転員（現場）による操作は45分以内で可能である。

（添付資料1.14.3）

優先4の電源車によるM/C 2C系及びM/C 2D系受電操作は、運転員（中央制御室）2名、運転員（現場）2名及び重大事故等対応要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・電源車によるM/C 2C系及びM/C 2D系受電完了までの所要時間は125分

以内で可能である。

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

(添付資料 1. 14. 2-1)

b. 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電

2号炉で外部電源、非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による給電ができない場合において、号炉間電力融通ケーブル（常設）又は号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用して3号炉の非常用ディーゼル発電機から M/C 2C 系又は M/C 2D 系までの電路を構成し、3号炉から給電することにより、発電用原子炉及び使用済燃料プールの冷却、原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要な設備の電源を復旧する。

3号炉の非常用ディーゼル発電機から M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電する手段として、3号炉の非常用高圧母線 C 系（以下「3号 M/C 3C 系」という。）又は非常用高圧母線 D 系（以下「3号 M/C 3D 系」という。）から M/C 2F 系間に常設された号炉間電力融通ケーブル（常設）により給電する。

3号 M/C 3C 系又は3号 M/C 3D 系から M/C 2F 系間の号炉間電力融通ケーブル（常設）が使用できない場合は、屋外（保管エリア）に配備する号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用して、3号 M/C 3C 系又は3号 M/C 3D 系から M/C 2G 系間にケーブルを敷設し、M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電を行う。

(a) 手順着手の判断基準

[号炉間電力融通ケーブル（常設）による給電の判断基準]

2号炉で外部電源、非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による給電ができない状況において、3号炉の非常用ディーゼル発電機（A）系又は非常用ディーゼル発電機（B）系が健全で電力融通が可能な場合。

[号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による給電の判断基準]

2号炉で外部電源、非常用ディーゼル発電機、ガスタービン発電機、及び号炉間電力融通ケーブル（常設）による給電ができない状況において、3号炉の非常用ディーゼル発電機（A）系又は非常用ディーゼル発電機（B）系が健全で電力融通が可能な場合。

(b) 操作手順

号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1. 14. 5 図に、概要図を第 1. 14. 9 図に、タイムチャートを第 1. 14. 10 図及び第 1. 14. 11 図に示す。



[優先 2. 号炉間電力融通ケーブル (常設) を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機 (A) 系による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電の場合]

- ①<sup>a</sup> 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び 3 号炉発電課長に号炉間電力融通ケーブル (常設) を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機 (A) 系による M/C 2F 系, M/C 2C 系及び M/C 2D 系の受電準備を指示する。
- ②<sup>a</sup> 運転員 (中央制御室) A 及び B は、受電前準備としてガスタービン発電機から M/C 2F 系を受電するための遮断器, M/C 2F 系から M/C 2C 系へ給電するための遮断器, M/C 2F 系から M/C 2D 系へ給電するための遮断器, 3 号 M/C 3C 系から M/C 2F 系を受電するための遮断器及び 3 号 M/C 3D 系から M/C 2F 系を受電するための遮断器を「切」又は「切」確認する。
- ③<sup>a</sup> 運転員 (中央制御室) A 及び B は、M/C 2C 系, M/C 2D 系, P/C 2C 系及び P/C 2D 系の動的負荷自動起動防止のため CS を「停止」又は「引ロック」とし、発電課長に M/C 2C 系及び M/C 2D 系の受電準備が完了したことを報告する。
- ④<sup>a</sup> 3 号炉発電課長は、3 号炉運転員に号炉間電力融通ケーブル (常設) を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機 (A) 系による M/C 2C 系及び M/C 2D 系の給電準備を指示する。
- ⑤<sup>a</sup> 3 号炉運転員 (中央制御室) A は、3 号炉非常用ディーゼル発電機 (A) 系の運転継続に不要な負荷の停止操作を実施し、3 号炉発電課長に給電準備が完了したことを報告する。また、3 号炉発電課長は発電課長に報告する。
- ⑥<sup>a</sup> 発電課長は、運転員及び 3 号炉発電課長へ号炉間電力融通ケーブル (常設) を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機 (A) 系による M/C 2F 系への給電開始を指示する。
- ⑦<sup>a</sup> 3 号炉発電課長は、3 号炉運転員に 3 号炉非常用ディーゼル発電機 (A) 系から M/C 2F 系への給電を指示する。
- ⑧<sup>a</sup> 3 号炉運転員 (中央制御室) A は、3 号 M/C 3C 系から M/C 2F 系へ給電するための遮断器を「入」とし、3 号炉発電課長に M/C 2F 系への給電が完了したことを報告する。また、3 号炉発電課長は発電課長に報告する。
- ⑨<sup>a</sup> 発電課長は、運転員に 3 号 M/C 3C 系から M/C 2F 系への受電開始を指示する。
- ⑩<sup>a</sup> 運転員 (中央制御室) A 及び B は、3 号 M/C 3C 系から M/C 2F 系を受電するための遮断器を「入」とし、発電課長に M/C 2F 系の受電が完了したことを報告する。
- ⑪<sup>a</sup> 発電課長は、運転員に号炉間電力融通ケーブル (常設) を使用した M/C

2C 系及び M/C 2D 系への受電開始を指示する。

⑫<sup>a</sup> 運転員（中央制御室）A 及び B は、M/C 2F 系から M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電するための遮断器を「入」とする。

⑬<sup>a</sup> 運転員（中央制御室）A 及び B は、M/C 2F 系から M/C 2C 系及び M/C 2D 系を受電するための遮断器を「入」とし、M/C 2C 系、P/C 2C 系及び MCC 2C 系並びに M/C 2D 系、P/C 2D 系及び MCC 2D 系の受電操作を実施する。

⑭<sup>a</sup> 運転員（中央制御室）A 及び B は、M/C 2C 系、P/C 2C 系及び MCC 2C 系並びに M/C 2D 系、P/C 2D 系及び MCC 2D 系の受電状態に異常がないことを確認後、発電課長に受電が完了したことを報告し、125V 充電器盤 2A、125V 充電器盤 2B 及び中央制御室監視計器の交流電源復旧を確認する。

125V 充電器盤復旧及び中央制御室監視計器復旧操作手順については、「1. 14. 2. 2. (1)b. 所内常設蓄電式直流電源設備による給電」⑧～⑬の操作手順と同様である。

[優先 3. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電の場合]

①<sup>b</sup> 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び 3 号炉発電課長に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2G 系、M/C 2C 系及び M/C 2D 系への受電準備を指示する。

②<sup>b</sup> 発電課長は、発電所対策本部に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設及び電路構成を依頼する。

③<sup>b</sup> 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系から M/C 2C 系及び M/C 2D 系への受電準備開始を指示する。

④<sup>b</sup> 運転員（中央制御室）A 及び B は、M/C 2C 系、M/C 2D 系、P/C 2C 系及び P/C 2D 系の動的負荷自動起動防止のため CS を「停止」又は「引ロック」とする。

⑤<sup>b</sup> 運転員（中央制御室）A 及び B は、M/C 2F 系から M/C 2G 系へ給電するための遮断器及び M/C 2F 系から M/C 2G 系を受電するための遮断器の「切」又は「切」確認する。

⑥<sup>b</sup> 運転員（中央制御室）A 及び B は、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）により M/C 2G 系を受電するための遮断器の「切」を確認し、発電課長に M/C 2C 系及び M/C 2D 系の受電準備が完了したことを報告する。

⑦<sup>b</sup> 3 号炉発電課長は、3 号炉運転員に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2C 系及

びM/C 2D系への給電準備を指示する。

- ⑧<sup>b</sup> 3号炉運転員（中央制御室）Aは、3号炉非常用ディーゼル発電機（A）系の運転継続に、不要な負荷の停止操作を実施する。
- ⑨<sup>b</sup> 3号炉運転員（中央制御室）Aは、3号M/C 3C系からM/C 2G系へ給電するための遮断器及び3号M/C3C系からM/C2F系へ給電するための遮断器の「切」を確認し、3号炉発電課長に給電準備が完了したことを報告する。また、3号炉発電課長は発電課長に報告する。
- ⑩<sup>b</sup> 重大事故等対応要員は、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を保管エリアから2号炉の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口又は3号炉の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口付近に配備し、2号炉の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口及び3号炉の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口間に、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を敷設する。
- ⑪<sup>b</sup> 重大事故等対応要員は、2号炉の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口及び3号炉の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を接続する。
- ⑫<sup>b</sup> 重大事故等対応要員は、発電所対策本部に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）によるM/C 2C系及びM/C 2D系への受電準備が完了したことを、報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑬<sup>b</sup> 発電課長は、運転員及び3号炉発電課長に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機（A）系からM/C 2G系への給電開始を指示する。
- ⑭<sup>b</sup> 3号炉発電課長は、3号炉運転員に3号炉非常用ディーゼル発電機（A）系からM/C 2G系への給電開始を指示する。
- ⑮<sup>b</sup> 3号炉運転員（現場）B及びCは、3号M/C 3C系にて回路構成を実施し、3号炉発電課長に給電準備が完了したことを報告する。
- ⑯<sup>b</sup> 3号炉運転員（中央制御室）Aは、3号M/C 3C系からM/C 2G系へ給電するための遮断器を「入」とし、3号炉発電課長にM/C 2G系への給電が完了したことを報告する。また、3号炉発電課長は発電課長に報告する。
- ⑰<sup>b</sup> 運転員（中央制御室）A及びBは、3号M/C 3C系からM/C 2G系を受電するための遮断器を「入」とし、発電課長にM/C 2G系の受電が完了したことを報告する。
- ⑱<sup>b</sup> 発電課長は、運転員に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した3号M/C 3C系からM/C 2C系及びM/C 2D系への受電開始を指示する。
- ⑲<sup>b</sup> 運転員（中央制御室）A及びBは、M/C 2G系からM/C 2C系及びM/C 2D系へ給電するための遮断器を「入」とする。
- ⑳<sup>b</sup> 運転員（中央制御室）A及びBは、M/C 2G系からM/C 2C系及びM/C 2D

系を受電するための遮断器を「入」とし、M/C 2C 系、P/C 2C 系及び MCC 2C 系並びに M/C 2D 系、P/C 2D 系及び MCC 2D 系の受電操作を実施する。

- ⑳<sup>b</sup> 運転員（中央制御室）A 及び B は、M/C 2C 系、P/C 2C 系及び MCC 2C 系並びに M/C 2D 系、P/C 2D 系及び MCC 2D 系の受電状態に異常がないことを確認後、発電課長に受電が完了したことを報告し、125V 充電器盤 2A、125V 充電器盤 2B 及び中央制御室監視計器の交流電源復旧を確認する。

125V 充電器盤復旧及び中央制御室監視計器復旧操作手順については、「1.14.2.2.(1)b. 所内常設蓄電式直流電源設備による給電」⑧～⑬の操作手順と同様である。

### (c) 操作の成立性

優先 2. の号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電操作は、2 号炉運転員（中央制御室）2 名及び 3 号炉運転員（中央制御室）1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電完了までの所要時間は 30 分以内で可能である。

優先 3. の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電操作は、2 号炉運転員（中央制御室）2 名、3 号炉運転員（中央制御室）1 名、3 号炉運転員（現場）2 名及び重大事故等対応要員 3 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電完了までの所要時間は 225 分以内で可能である。

なお、号炉間電力融通ケーブル（常設）については、M/C 2F 系と 3 号 M/C 3C 系間及び M/C 2F 系と 3 号 M/C 3D 系間に常時敷設されている。

また、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は屋外（第 2 保管エリア）に配備されており、円滑に 2 号炉及び 3 号炉間にケーブルを敷設することが可能である。

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

(添付資料 1.14.2-2)

## 1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順

### (1) 代替直流電源設備による給電

#### a. 所内常設蓄電式直流電源設備による給電

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失，ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル及び電源車による交流電源の復旧ができない場合，125V蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B により，24 時間にわたり直流母線へ給電する。

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失後，充電器を経由した直流母線（125V 直流主母線盤）への給電から，125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B による直流母線（125V 直流主母線盤）への給電に自動で切り替わることを確認する。全交流動力電源喪失から 1 時間後，125V 直流主母線盤の不要な負荷を中央制御室の遠隔操作にて切離しを実施する。全交流動力電源喪失から 8 時間後，更に不要な負荷を現場にて切り離すことで，24 時間にわたり直流母線へ給電する。

所内常設蓄電式直流電源設備から直流母線へ給電している 24 時間以内に，ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車により MCC 2C 系及び MCC 2D 系を受電し，その後，125V 充電器盤 2A 及び 125V 充電器盤 2B を受電して直流電源の機能を回復させる。なお，蓄電池を充電する際は水素ガスが発生するため，蓄電池室の換気を確保した上で蓄電池の回復充電を実施する。また，ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による MCC 2C 系及び MCC 2D 系の受電完了後は，中央制御室監視計器 C 系及び D 系の復旧確認を行う。

#### (a) 手順着手の判断基準

[125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B による給電の判断基準]

全交流動力電源喪失により，125V 充電器盤 2A 及び 125V 充電器盤 2B の交流入力電源の喪失が発生した場合。

[125V 充電器盤 2A，125V 充電器盤 2B の受電及び中央制御室監視計器の復旧確認の判断基準]

全交流動力電源喪失時に，ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車により，MCC 2C 系及び MCC 2D 系の受電が可能となった場合。

#### (b) 操作手順

所内常設蓄電式直流電源設備による給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.14.5 図に，概要図を第 1.14.12 図及び第 1.14.14 図に，タイムチャートを第 1.14.13 図及び第 1.14.15 図に示す。

- ① 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B からの給電が開始されたことの確認を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）A は，125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B による給電が開始され，125V 直流主母線盤 2A 電圧，125V 直流主母線盤 2B 電圧，125V 直流主母線盤 2A-1 電圧及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電圧の指示値が規定電圧であることを確認し，発電課長に給電が完了したことを報告

する。

- ③ 発電課長は、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B による直流母線への給電が全交流動力電源喪失から 1 時間経過後に、遠隔操作により不要な直流負荷の切離しを指示する。
- ④ 運転員（中央制御室）A は、中央制御盤にて不要な直流負荷の切離し操作を実施し、125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2B の異常がないことを確認後、発電課長に不要な直流負荷の切離しが完了したことを報告する。
- ⑤ 発電課長は、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B による直流母線への給電が全交流動力電源喪失から 8 時間経過後に、現場操作により不要な直流負荷の切離しを指示する。
- ⑥ 運転員（現場）B 及び C は、現場にて 125V 直流主母線盤及び 125V 直流分電盤の不要な直流負荷の切離し操作を実施し、発電課長に不要な直流負荷の切離しが完了したことを報告する。
- ⑦ 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に蓄電池による給電開始から 24 時間以内に、常設代替交流電源設備、号炉間電力融通設備又は可搬型代替交流電源設備による MCC 2C 系及び MCC 2D 系への受電完了後、交流電源による 125V 充電器盤 2A 及び 125V 充電器盤 2B の受電準備開始を指示する。
- ⑧ 発電課長は、運転員に 125V 充電器盤 2A 及び 125V 充電器盤 2B が受電されていることを確認するよう指示する。
- ⑨ 運転員（中央制御室）A は、125V 充電器盤 2A 及び 125V 充電器盤 2B が受電されたことを、125V 直流主母線盤 2A 電圧、125V 直流主母線盤 2B 電圧、125V 直流主母線盤 2A-1 電圧及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に受電が完了したことを報告する。
- ⑩ 発電課長は、運転員に DC125V バッテリ室（A）及び DC125V バッテリ室（B）における蓄電池充電時の水素ガス滞留防止のため、計測制御電源室（A）空調及び計測制御電源室（B）空調を起動し、DC125V バッテリ室（A）及び DC125V バッテリ室（B）の換気を指示する。
- ⑪ 運転員（中央制御室）A は、計測制御電源室（A）空調及び計測制御電源室（B）空調の CS を「入」とし、発電課長に DC125V バッテリ室（A）及び DC125V バッテリ室（B）の換気を実施したことを報告する。
- ⑫ 発電課長は、運転員に中央制御室監視計器の復旧確認を指示する。
- ⑬ 運転員（中央制御室）A は、中央制御盤にて中央制御室監視計器が復旧されていることを状態表示により確認し、発電課長に復旧が完了したことを報告する。
- ⑭ 発電課長は、運転員に 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B 給電を 24 時

間継続するため切り離していた 125V 直流負荷の復旧を指示する。

- ⑮ 運転員（中央制御室）A は、中央制御室にて切り離していた 125V 直流負荷の復旧を実施し、発電課長に切り離していた 125V 直流負荷の復旧が完了したことを報告する。
- ⑯ 運転員（現場）B 及び C は、現場にて切り離していた 125V 直流負荷の復旧を実施し、発電課長に切り離していた 125V 直流負荷の復旧が完了したことを報告する。

#### (c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1 名及び運転員（現場）2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・ 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B から不要な直流負荷の切離し操作は、1 時間負荷は 5 分以内で可能であり、8 時間負荷は 60 分以内で可能である。
- ・ 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B 給電を 24 時間継続するため切り離していた 125V 直流負荷の復旧操作は、1 時間負荷は 5 分以内で可能であり、8 時間負荷は 30 分以内で可能である。

（添付資料 1. 14. 4）

- ・ 常設代替交流電源設備、号炉間電力融通設備又は可搬型代替交流電源設備による 125V 充電器盤 2A、125V 充電器盤 2B 及び中央制御室監視計器の復旧は、20 分以内で可能である。

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

（添付資料 1. 14. 2-3）

#### b. 常設代替直流電源設備による給電

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時に、所内常設蓄電式直流電源設備による給電ができない場合に、125V 代替蓄電池及び 250V 蓄電池により、24 時間にわたり直流電源を必要な機器へ給電する。

##### (a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失後、所内常設蓄電式直流電源設備による給電ができない場合。

##### (b) 操作手順

常設代替直流電源設備による給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1. 14. 5 図に、概要図を第 1. 14. 16 図及び第 1. 14. 17 図に、タイムチャートを第 1. 14. 18 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に 125V 代替蓄電池に

よる 125V 直流主母線盤 2B-1 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 への給電開始を指示する。

- ② 運転員（現場）B 及び C は、125V 直流主母線盤 2B-1 の直流負荷のうち、不要な直流負荷のスイッチをあらかじめ「切」とする。
- ③ 運転員（現場）B 及び C は、125V 直流主母線盤 2B から 125V 直流主母線盤 2B-1 を受電するための遮断器を「切」とする。
- ④ 運転員（現場）B 及び C は、125V 代替蓄電池から 125V 直流主母線盤 2B-1 を受電するための遮断器を「入」とし、125V 直流主母線盤 2B-1 電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に受電が完了したことを報告する。
- ⑤ 発電課長は、運転員に 125V 直流電源切替盤 2B にて 125V 直流主母線盤 2B の負荷を、125V 直流主母線盤 2B-1 からの給電へ切替えを指示する。
- ⑥ 運転員（現場）B 及び C は、125V 直流電源切替盤 2B にて必要負荷を 125V 直流主母線盤 2B 給電から 125V 直流主母線盤 2B-1 給電へ切替操作を実施し、発電課長に切替えが完了したことを報告する。
- ⑦ 発電課長は、運転員に 125V 直流主母線盤 2A-1 への給電開始を指示する。
- ⑧ 運転員（現場）B 及び C は、125V 直流主母線盤 2A-1 の直流負荷のうち、不要な直流負荷のスイッチをあらかじめ「切」とする。
- ⑨ 運転員（現場）B 及び C は、125V 直流主母線盤 2A から 125V 直流主母線盤 2A-1 を受電するための遮断器を「切」とする。
- ⑩ 運転員（現場）B 及び C は、125V 代替蓄電池から 125V 直流主母線盤 2A-1 を受電するための遮断器を「入」とし、125V 直流主母線盤 2A-1 電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に受電が完了したことを報告する。
- ⑪ 発電課長は、運転員に 125V 直流電源切替盤 2A にて 125V 直流主母線盤 2A の負荷を 125V 直流主母線盤 2A-1 からの給電へ切替えを指示する。
- ⑫ 運転員（現場）B 及び C は、125V 直流電源切替盤 2A にて必要負荷を 125V 直流主母線盤 2A 給電から 125V 直流主母線盤 2A-1 給電へ切替操作を実施し、発電課長に切替えが完了したことを報告する。
- ⑬ 発電課長は、運転員に 250V 蓄電池からの給電が開始されたことの確認を指示する。
- ⑭ 運転員（中央制御室）A は、250V 蓄電池による給電が開始され、250V 直流主母線盤電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に給電が完了したことを報告する。
- ⑮ 発電課長は、全交流動力電源喪失から 1 時間経過後に、遠隔操作により不要な 250V 直流負荷の切離しを指示する。
- ⑯ 運転員（中央制御室）A は、中央制御盤にて不要な 250V 直流負荷の切離し操作を実施し、250V 直流主母線盤の異常がないことを確認後、発電課



長に不要な 250V 直流負荷の切離しが完了したことを報告する。

- ⑰ 発電課長は、全交流動力電源喪失から 8 時間経過後に、現場操作により不要な 125V 直流負荷の切離しを指示する。
- ⑱ 運転員（現場）B 及び C は、現場にて不要な 125V 直流負荷の切離し操作を実施し、125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 の異常がないことを確認後、発電課長に不要な 125V 直流負荷の切離しが完了したことを報告する。

[125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2A へ給電する場合]

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に 125V 代替蓄電池による 125V 直流主母線盤 2B-1 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 への給電開始を指示する。
- ② 運転員（現場）B 及び C は、125V 直流主母線盤 2B-1 の直流負荷のうち、不要な直流負荷のスイッチをあらかじめ「切」とする。
- ③ 運転員（現場）B 及び C は、125V 直流主母線盤 2B から 125V 直流主母線盤 2B-1 を受電するための遮断器を「切」とする。
- ④ 運転員（現場）B 及び C は、125V 代替蓄電池から 125V 直流主母線盤 2B-1 を受電するための遮断器を「入」とし、125V 直流主母線盤 2B-1 電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に受電が完了したことを報告する。
- ⑤ 発電課長は、運転員に 125V 直流電源切替盤 2B にて 125V 直流主母線盤 2B の負荷を、125V 直流主母線盤 2B-1 からの給電へ切替えを指示する。
- ⑥ 運転員（現場）B 及び C は、125V 直流電源切替盤 2B にて必要負荷を 125V 直流主母線盤 2B 給電から 125V 直流主母線盤 2B-1 給電へ切替操作を実施し、発電課長に切替えが完了したことを報告する。
- ⑦ 発電課長は、運転員に 125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2A への給電開始を指示する。
- ⑧ 運転員（現場）B 及び C は、125V 直流主母線盤 2A-1 の直流負荷のうち、不要な直流負荷のスイッチをあらかじめ「切」とする。
- ⑨ 運転員（現場）B 及び C は、125V 代替蓄電池から 125V 直流主母線盤 2A-1 を受電するための遮断器を「入」とし、125V 直流主母線盤 2A-1 電圧及び 125V 直流主母線盤 2A 電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に受電が完了したことを報告する。

#### (c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1 名、運転員（現場）2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・ 125V 代替蓄電池の給電切替操作は、50 分以内で可能である。

- ・250V 蓄電池からの不要な直流負荷の切離し操作は，1 時間負荷は 5 分以内で可能である。
- ・125V 代替蓄電池からの不要な直流負荷の切離し操作は，8 時間負荷は 15 分以内で可能である。

(添付資料 1. 14. 4)

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

(添付資料 1. 14. 2-4)

#### c. 可搬型代替直流電源設備による給電

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時に，所内常設蓄電式直流電源設備による給電ができない場合に，可搬型代替直流電源設備（電源車，125V 代替蓄電池，125 V 代替充電器盤，250V 蓄電池及び 250 V 充電器盤）により直流電源を必要な機器へ給電する。

また，上記給電を継続するために電源車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については，「1. 14. 2. 4 燃料の補給手順」にて整備する。

##### (a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失後，24 時間以内にガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による給電操作が完了する見込みがない場合。

##### (b) 操作手順

可搬型代替直流電源設備による給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1. 14. 5 図に，概要図を第 1. 14. 19 図及び第 1. 14. 20 図に，タイムチャートを第 1. 14. 21 図に示す。

- ① 運転員は，可搬型代替直流電源設備による給電に先立ち，「1. 14. 2. 2(1)b. 常設代替直流電源設備による給電」の操作手順を実施する。
- ② 発電課長は，運転員に電源車から代替所内電気設備を經由し 125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤への給電開始を指示する。
- ③ 発電課長は，発電所対策本部へ電源車から代替所内電気設備を經由し 125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤への給電開始を依頼する。
- ④ 発電所対策本部は，重大事故等対応要員に電源車から代替所内電気設備を經由し 125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤への給電開始を指示する。
- ⑤ 運転員及び重大事故等対応要員は，125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤への給電に先立ち，「1. 14. 2. 3(1)a. (b) (優先 4. 電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の場合④<sup>d</sup>～⑭<sup>d</sup>)」の操作手順を実施する。
- ⑥ 運転員（中央制御室）A は，125V 直流主母線盤 2A-1 電圧，125V 直流主母線盤 2B-1 電圧及び 250V 直流主母線盤電圧の指示値が規定電圧であるこ

とを確認し、発電課長に受電が完了したことを報告する。

- ⑦ 発電課長は、運転員に DC125V 代替バッテリー室及び DC250V バッテリー室における蓄電池充電時の水素ガス滞留防止のため、計測制御電源室 (A) 空調を起動し、DC125V 代替バッテリー室及び DC250V バッテリー室の換気を指示する。
- ⑧ 運転員 (中央制御室) A は、計測制御電源室 (A) 空調の電源を MCC 2C 系から MCC 2G 系への切替えを実施する。
- ⑨ 運転員 (中央制御室) A は、計測制御電源室 (A) 空調を起動し、発電課長に 125V 代替蓄電池室の換気を実施したことを報告する。
- ⑩ 発電課長は、運転員に 125V 代替蓄電池給電を 24 時間継続するため切り離していた 125V 直流負荷の復旧を指示する。
- ⑪ 運転員 (現場) は、B 及び C は、現場にて切り離していた 125V 直流負荷の復旧を実施し、125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 の異常がないことを確認後、発電課長に切り離していた 125V 直流負荷の復旧が完了したことを報告する。

#### (c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員 (中央制御室) 1 名、運転員 (現場) 2 名及び重大事故等対応要員 3 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・可搬型代替直流電源設備による 125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤の受電完了は 130 分以内で可能である。
- ・125V 代替蓄電池を 24 時間継続するため切り離していた 125V 直流負荷の復旧操作は、30 分以内で可能である。

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

(添付資料 1.14.2-5)

#### d. 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時、所内常設蓄電式直流電源設備が機能喪失した場合で、かつ可搬型代替直流電源設備 (電源車、125V 代替蓄電池、125 V 代替充電器盤、250V 蓄電池及び 250 V 充電器盤) による給電ができない場合に、電源車を 125V 代替充電器盤用電源車接続設備に接続し、125V 代替充電器盤へ給電する。

また、上記給電を継続するために電源車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については、「1.14.2.4 燃料の補給手順」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失後、24 時間以内にガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車による給電操作が完了する見込みがない場合において、可搬型代替直流電源設備による給電ができない場合。

(b) 操作手順

125V 代替充電器盤用電源車接続設備による 125V 代替充電器盤給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1. 14. 5 図に、概要図を第 1. 14. 22 図に、タイムチャートを第 1. 14. 23 図に示す。

(制御建屋北側の電源車接続口（建屋内）を使用する場合（制御建屋南側の電源車接続口（建屋外）を使用の場合は⑤、⑥、⑦を除く）)

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に電源車、125V 代替充電器盤用電源車接続設備による 125V 代替充電器盤への給電準備開始を指示する。
- ② 発電課長は、発電所対策本部に電源車による 125V 代替充電器盤用電源車接続設備への給電準備を依頼する。
- ③ 運転員（中央制御室）A は、125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電に先立ち「1. 14. 2. 2(1). b 常設代替直流電源設備による給電②～⑫」の手順を実施する。
- ④ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に電源車による 125V 代替充電器盤用電源車接続設備への給電準備開始を指示する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、電源車接続口（建屋内）へ電源車ケーブルを接続する場合は、発電所対策本部に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放依頼を連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。
- ⑥ 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、電源車接続口（建屋内）へ電源車ケーブルを接続する場合は、運転員に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放を指示する。
- ⑦ 運転員（現場）B 及び C は、発電課長に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放を行い報告する。また、発電課長は、発電所対策本部に連絡する。
- ⑧ 重大事故等対応要員は、電源車を電源車接続口付近に配置し、電源車から電源車接続口までの間に電源車搭載のケーブルを敷設する。
- ⑨ 重大事故等対応要員は、電源車接続口に電源車ケーブルを接続し、発電所対策本部に給電準備が完了したことを報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑩ 運転員（現場）B 及び C は、MCC 2G 系から 125V 代替充電器盤へ給電するための遮断器を「切」とし、発電課長に給電準備が完了したことを報告する。

- ⑪ 発電課長は、発電所対策本部へ電源車による 125V 代替充電器盤用電源車接続設備への給電を依頼する。
- ⑫ 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に電源車による 125V 代替充電器盤用電源車接続設備への給電開始を指示する。
- ⑬ 重大事故等対応要員は、電源車を起動し、発電所対策本部に代替直流電源用切替盤へ給電が完了したことを報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑭ 発電課長は、運転員に電源車から代替直流電源用切替盤の受電開始を指示する。
- ⑮ 運転員（中央制御室）A は、電源車から代替直流電源用切替盤を受電するための遮断器を「入」とし、発電課長に受電が完了したことを報告する。
- ⑯ 発電課長は、運転員に電源車から代替直流電源用切替盤を経由し 125V 代替充電器盤の受電開始を指示する。
- ⑰ 運転員（現場）B 及び C は、代替直流電源用切替盤から 125V 代替充電器盤を受電するための遮断器を「入」とし、125V 代替充電器盤出力電圧が規定電圧であることを確認し、発電課長に受電されたことを報告する。
- ⑱ 運転員（中央制御室）A は、125V 直流主母線盤 2A-1 電圧及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に異常のないことを報告する。
- ⑲ 発電課長は、運転員へ 125V 代替蓄電池の遮断器の「切」を指示する。
- ⑳ 運転員（現場）B 及び C は、125V 代替充電器盤の 125V 代替蓄電池へ給電するための遮断器を「切」とし、125V 代替充電器盤出力電圧が規定電圧であることを確認し、発電課長に 125V 代替蓄電池の切離しが完了したことを報告する。
- ㉑ 運転員（中央制御室）A は、125V 直流主母線盤 2A-1 電圧及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に異常のないことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び重大事故等対応要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・125V 代替充電器盤用電源車接続設備による 125V 代替充電器盤の受電完了は 140 分以内で可能である。

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

(添付資料 1. 14. 2-6)

### 1. 14. 2. 3 代替所内電気設備による対応手順

#### (1) 代替所内電気設備による給電

- a. ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電

非常用所内電気設備である M/C 2C 系及び M/C 2D 系が機能喪失した場合に，ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車から代替所内電気設備へ給電することで，発電用原子炉の冷却，原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要なとなる設備の電源を復旧する。

代替交流電源設備による P/C2G 系及び MCC2G 系への給電の優先順位は以下のとおり。

1. ガスタービン発電機
2. 号炉間電力融通ケーブル（常設）
3. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）
4. 電源車

また，上記給電を継続するために電源車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については「1. 14. 2. 4 燃料の補給手順」にて整備する。

#### (a) 手順着手の判断基準

非常用所内電気設備である M/C 2C 系及び M/C 2D 系が同時に機能喪失した場合で，ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車から P/C 2G 系及び MCC 2G 系への給電が可能な場合。

#### (b) 操作手順

ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1. 14. 5 図に，概要図を第 1. 14. 24 図に，タイムチャートを第 1. 14. 25 図から第 1. 14. 28 図に示す。

[優先 1. ガスタービン発電機による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の場合]

- ①<sup>a</sup> 発電課長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員にガスタービン発電機自動起動により，M/C 2G 系，P/C 2G 系及び MCC 2G 系が受電されていることを確認するよう指示する。
- ②<sup>a</sup> 運転員（中央制御室）A は，M/C 2G 系，P/C 2G 系及び MCC 2G 系が受電されていることを確認し，発電課長に受電されたことを報告する。
- ③<sup>a</sup> 発電課長は，運転員に 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C，460V 原子

炉建屋交流電源切替盤 2D, 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G 及び 120V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G の負荷の切替操作を指示する。

- ④<sup>a</sup> 運転員（中央制御室）A は、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C, 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D, 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G 及び 120V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G の各負荷を「代替所内電気設備側」へ切替操作を実施し、発電課長に負荷の切替えが完了したことを報告する。
- ⑤<sup>a</sup> 運転員（中央制御室）A は、各負荷の電源が復旧したことを状態表示にて確認する。

[優先 2. 号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の場合]

- ①<sup>b</sup> 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び 3 号炉発電課長に号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2F 系の受電準備を指示する。
- ②<sup>b</sup> 運転員（中央制御室）A は、受電前準備として、ガスタービン発電機から M/C 2F 系を受電するための遮断器、3 号 M/C 3C 系から M/C 2F 系を受電するための遮断器、3 号 M/C 3D 系から M/C 2F 系を受電するための遮断器、M/C 2F 系から M/C 2C 及び M/C 2D 系へ給電するための遮断器及び M/C 2F 系から M/C 2G 系へ給電する遮断器の「切」又は「切」確認し、発電課長に受電準備が完了したことを報告する。
- ③<sup>b</sup> 3 号炉発電課長は、3 号炉運転員に号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2F 系の給電準備を指示する。
- ④<sup>b</sup> 3 号炉運転員（中央制御室）A は、3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系の運転継続に不要な負荷の停止操作を実施し、3 号炉発電課長に給電準備が完了したことを報告する。また、3 号炉発電課長は発電課長に報告する。
- ⑤<sup>b</sup> 発電課長は、運転員及び 3 号炉発電課長へ号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2F 系への給電開始を指示する。  
M/C 2F 系の給電手順については、「1.14.2.1(1)b.(b) 優先 2. 号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電の場合」の⑦<sup>a</sup>～⑩<sup>a</sup> 操作手順と同様である。
- ⑥<sup>b</sup> 発電課長は、運転員に号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した M/C 2G 系への受電開始を指示する。
- ⑦<sup>b</sup> 運転員（中央制御室）A は、M/C 2F 系から M/C 2G 系を給電するための

遮断器を「入」とし、M/C 2G 系、P/C 2G 系及び MCC 2G 系の受電操作を実施する。

- ⑧<sup>b</sup> 運転員（中央制御室）A は、M/C 2G 系、P/C 2G 系及び MCC 2G 系の受電状態に異常がないことを確認し、発電課長に受電が完了したことを報告する。
- ⑨<sup>b</sup> 発電課長は、運転員に 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C 又は 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G 及び 120V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G の負荷の切替操作を指示する。
- ⑩<sup>b</sup> 運転員（中央制御室）A は、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C 又は 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G 及び 120V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G の各負荷を「代替所内電機設備側」へ切替操作を実施し、発電課長に負荷の切替えが完了したことを報告する。
- ⑪<sup>b</sup> 運転員（中央制御室）A は、各負荷の電源が復旧したことを状態表示にて確認する。

[優先 3. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の場合]

- ①<sup>c</sup> 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び 3 号炉発電課長に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2G 系への受電準備開始を指示する。
- ②<sup>c</sup> 発電課長は、発電所対策本部に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設及び電路構成を依頼する。
- ③<sup>c</sup> 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系から M/C 2G 系への受電準備開始を指示する。
- ④<sup>c</sup> 運転員（中央制御室）A は、M/C 2G 系の受電準備として、M/C 2F 系から M/C 2G 系へ給電するための遮断器及び M/C 2F 系から M/C 2G 系を受電するための遮断器、M/C 2G 系から M/C2C 及び M/C2D 系へ給電するための遮断器の「切」又は「切」確認する。
- ⑤<sup>c</sup> 運転員（中央制御室）A は、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）により M/C 2G 系を受電するための遮断器の「切」を確認し、発電課長に M/C 2G 系の受電準備が完了したことを報告する。
- ⑥<sup>c</sup> 3 号炉発電課長は、3 号炉運転員に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による M/C 2G 系への給電準備開始を指示する。

3 号炉の給電準備及び号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設手順については、「1. 14. 2. 1(1)b. (b) 優先 3. 号炉間電力融通ケーブル（可



搬型)を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機(A)系によるM/C 2C系又はM/C 2D系受電の場合」の⑧<sup>b</sup>～⑪<sup>b</sup>操作手順と同様である。

⑦<sup>c</sup> 重大事故等対応要員は、発電所対策本部に号炉間電力融通ケーブル(可搬型)によるM/C 2G系への受電準備が完了したことを報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。

⑧<sup>c</sup> 発電課長は、運転員及び3号炉発電課長へ号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機(A)系からM/C 2G系への給電開始を指示する。

M/C 2G系の給電手順については、「1.14.2.1(1)b.(b)優先3.号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機(A)系によるM/C 2C系及びM/C 2D系受電の場合」の⑭<sup>b</sup>～⑰<sup>b</sup>操作手順と同様である。

⑨<sup>c</sup> 運転員(中央制御室)Aは、M/C 2G系、P/C 2G系及びMCC 2G系の受電状態に異常がないことを確認し、発電課長に受電が完了したことを報告する。

⑩<sup>c</sup> 発電課長は、運転員に460V原子炉建屋交流電源切替盤2C又は460V原子炉建屋交流電源切替盤2D、460V原子炉建屋交流電源切替盤2G及び120V原子炉建屋交流電源切替盤2Gの負荷の切替操作を指示する。

⑪<sup>c</sup> 運転員(中央制御室)Aは、460V原子炉建屋交流電源切替盤2C又は460V原子炉建屋交流電源切替盤2D、460V原子炉建屋交流電源切替盤2G及び120V原子炉建屋交流電源切替盤2Gの各負荷を「代替所内電機設備側」へ切替操作を実施し、発電課長に負荷の切替えが完了したことを報告する。

⑫<sup>c</sup> 運転員(中央制御室)Aは、各負荷の電源が復旧したことを状態表示にて確認する。

#### [優先4. 電源車によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電の場合]

(原子炉建屋東側の電源車接続口(建屋内)を使用する場合(原子炉建屋西側の電源車接続口(建屋外)を使用の場合は④<sup>d</sup>、⑤<sup>d</sup>、⑥<sup>d</sup>を除く))

①<sup>d</sup> 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に電源車によるP/C 2G系及びMCC 2G系の受電準備開始を指示する。

②<sup>d</sup> 発電課長は、発電所対策本部へ電源車によるM/C 2G系への給電準備開始を依頼する。

③<sup>d</sup> 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に電源車からM/C 2G系への給電準備開始を指示する。

④<sup>d</sup> 重大事故等対応要員は、電源車接続口(建屋内)へ電源車ケーブルを接続する場合は、発電所対策本部に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放依頼を連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。

- ⑤<sup>d</sup> 発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、電源車接続口（建屋内）へ電源車ケーブルを接続する場合は、運転員に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放を指示する。
- ⑥<sup>d</sup> 運転員（現場）B 及び C は、発電課長に電源車ケーブルの敷設に必要な扉の開放を行い報告する。また、発電課長は、発電所対策本部に連絡する。
- ⑦<sup>d</sup> 運転員（中央制御室）A は、M/C 2G 系にて、M/C 2F 系から M/C 2G 系を受電するための遮断器を「切」又は「切」確認を実施し、発電課長に M/C 2G 系の受電準備が完了したことを報告する。
- ⑧<sup>d</sup> 重大事故等対応要員は、電源車を電源車接続口付近に配置し、電源車から電源車接続口までの間に電源車搭載のケーブルを敷設する。
- ⑨<sup>d</sup> 重大事故等対応要員は、電源車接続口にて、電源車ケーブルを接続し、発電所対策本部に給電準備が完了したことを報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑩<sup>d</sup> 発電課長は、発電所対策本部へ電源車から M/C 2G 系へ給電を依頼する。
- ⑪<sup>d</sup> 発電所対策本部は、重大事故等対応要員に電源車から M/C 2G 系への給電開始を指示する。
- ⑫<sup>d</sup> 重大事故等対応要員は、電源車を起動し、発電所対策本部に M/C 2G 系へ給電したことを報告する。また、発電所対策本部は発電課長に報告する。
- ⑬<sup>d</sup> 発電課長は、運転員に M/C 2G 系、P/C 2G 系及び MCC 2G 系へ受電開始を指示する。
- ⑭<sup>d</sup> 運転員（中央制御室）A は、電源車から M/C 2G 系を受電するための遮断器を「入」とし、M/C 2G 系、P/C 2G 系及び MCC 2G 系が受電されたことを確認後、発電課長に受電が完了したことを報告する。
- ⑮<sup>d</sup> 発電課長は、運転員に 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C, 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D, 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G 及び 120V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G の負荷の切替操作を指示する。
- ⑯<sup>d</sup> 運転員（中央制御室）A は、460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2C, 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2D, 460V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G 及び 120V 原子炉建屋交流電源切替盤 2G の各負荷を「代替所内電気設備側」へ切替操作を実施し、発電課長に負荷の切替えが完了したことを報告する。
- ⑰<sup>d</sup> 運転員（中央制御室）A は、各負荷の電源が復旧したことを状態表示にて確認する。

(c) 操作の成立性

優先1. のガスタービン発電機による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・ガスタービン発電機による P/C 2G 系及び MCC 2G 系の受電完了までの所要時間は 15 分以内で可能である。

優先2. の号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電操作は、2 号炉運転員（中央制御室）1名及び 3 号炉運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電完了までの所要時間は 35 分以内で可能である。

優先3. の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機（A）系による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電操作は、2 号炉運転員（中央制御室）1名、3 号炉運転員（中央制御室）1名、3 号炉運転員（現場）2名及び重大事故等対応要員 3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから所要時間は以下のとおり。

- ・号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電完了までの所要時間は 225 分以内で可能である。

優先4. の電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名、重大事故等対応要員 3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系の受電完了までの所要時間は 130 分以内で可能である。

（添付資料 1.14.2-7）

#### 1.14.2.4 燃料の補給手順

- (1) 軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給  
重大事故等の対処に必要なガスタービン発電機、電源車、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、熱交換器ユニット、可搬型窒素ガス供給装置及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）に燃料を補給する。

上記設備に燃料を補給するため、軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクとタンクローリをホースで接続し、タンクローリへ軽油の補給を行う。

なお、補給する軽油は、復旧が見込めない非常用ディーゼル発電機が接続されている軽油タンクの軽油を使用する。

また、非常用ディーゼル発電機により重大事故等の対処に必要な電源が確保されている場合は、停止しているガスタービン発電機が接続されているガスタービン発電設備軽油タンクの軽油を使用する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等の対処に必要なガスタービン発電機、電源車、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、熱交換器ユニット、可搬型窒素ガス供給装置及び大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を使用する場合。

b. 操作手順

軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの軽油補給手順の概要（軽油タンク（A）又はガスタービン発電設備軽油タンク（A）使用）は以下のとおりである。

（軽油タンク（B）～（F）及びガスタービン発電設備軽油タンク（B）、（C）を使用する手順も同様。）

概要図を第 1. 14. 29 図及び第 1. 14. 30 図に、タイムチャートを第 1. 14. 31 図に示す。

- ① 発電所対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、プラント状況からタンクローリへの軽油補給に使用するタンク（軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンク）を決定し、重大事故等対応要員にタンクローリへの軽油補給の開始を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、補給活動に必要な装備品・資機材を準備し、タンクローリ保管場所へ移動し、タンクローリの健全性を確認する。

[軽油タンク（A）から補給する場合]

- ③<sup>a</sup> 重大事故等対応要員は、補給先に指定された軽油タンクへ移動し、軽油タンクのマンホール（上蓋）を開放し、D/G（A）軽油タンク（A）払出口止め弁の閉止フランジを取り外し、専用接続金具を取り付ける。
- ④<sup>a</sup> 重大事故等対応要員は、タンクローリのタンク底部の給排用ノズルへ専用接続金具を取り付けた後、ホースを接続する。
- ⑤<sup>a</sup> 重大事故等対応要員は、タンクローリに接続したホースをD/G（A）軽油タンク（A）払出口止め弁に取り付けた専用接続金具へ接続する。
- ⑥<sup>a</sup> 重大事故等対応要員は、D/G（A）軽油タンク（A）出口弁を「閉」及びD/G（A）軽油タンク（A）払出口止め弁を「開」とする。
- ⑦<sup>a</sup> 重大事故等対応要員は、タンクローリへ軽油を補給するため、車両付ポンプを作動させ、タンクローリの吸入元弁を「開」とし軽油タンク（A）からタンクローリへの補給を開始する。
- ⑧<sup>a</sup> 重大事故等対応要員は、タンクローリの補給状態をタンク頂部のハッチか

ら目視で確認し、タンク内の満タンを確認後、タンクローリの吸入元弁及びD/G (A) 軽油タンク (A) 払出口止め弁を「閉」操作し、タンクローリからホースを取り外した後（継続的にホースを使用する場合は、当該ホースを軽油タンク側に接続したままとする）、発電所対策本部に軽油タンクからタンクローリへの補給が完了したことを報告する。

- ⑨<sup>a</sup> 重大事故等対応要員は、「1. 14. 2. 4(2)タンクローリから各機器への補給」の操作手順にて給油した後、タンクローリの軽油の残量に応じて、上記手順④<sup>a</sup>から⑧<sup>a</sup>（③<sup>a</sup>は軽油タンク側にホースを接続済みのため実施不要）を繰り返す。

[ガスタービン発電設備軽油タンク (A) から補給する場合]

- ⑩<sup>b</sup> 重大事故等対応要員は、補給先に指定されたガスタービン発電設備軽油タンクへ移動し、GTG 軽油タンク (A) 払出口止め弁の閉止フランジを取り外し、専用接続金具を取り付ける。
- ⑪<sup>b</sup> 重大事故等対応要員は、タンクローリのタンク底部の給排用ノズルへ専用接続金具を取り付けた後、ホースを接続する。
- ⑫<sup>b</sup> 重大事故等対応要員は、タンクローリに接続したホースを GTG 軽油タンク (A) 払出口止め弁に取り付けた専用接続金具へ接続する。
- ⑬<sup>b</sup> 重大事故等対応要員は、GTG 軽油タンク (A) 出口弁の「閉」及びGTG 軽油タンク (A) 払出口止め弁の「開」とする。
- ⑭<sup>b</sup> 重大事故等対応要員は、タンクローリへ軽油を補給するため、車両付ポンプを作動させ、タンクローリの吸入元弁を「開」とし、GTG 軽油タンクからタンクローリへの補給を開始する。
- ⑮<sup>b</sup> 重大事故等対応要員は、タンクローリの補給状態をタンク頂部のハッチから目視で確認し、タンク内の満タンを確認後、タンクローリの吸入元弁及びGTG 軽油タンク (A) 払出口止め弁を「閉」操作し、タンクローリからホースを取り外した後（継続的にホースを使用する場合は、当該ホースをガスタービン発電設備軽油タンク側に接続したままとする）、発電所対策本部にガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給が完了したことを報告する。
- ⑯<sup>b</sup> 重大事故等対応要員は、「1. 14. 2. 4(2)タンクローリから各機器への補給」の操作手順にて給油した後、タンクローリの軽油の残量に応じて、上記手順④<sup>b</sup>から⑧<sup>b</sup>（③<sup>b</sup>はガスタービン発電設備軽油タンク側にホースを接続済みのため実施不要）を繰り返す。

### c. 操作の成立性

上記の操作は、タンクローリ 1 台当たり重大事故等対応要員 2 名で作業を実

施した場合、タンクローリへの補給完了までの所要時間は 140 分以内で可能である。

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

(添付資料 1.14.2-8)

## (2) タンクローリから各機器への補給

タンクローリから各機器への補給は 2 台で行うこととしており、注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I)、熱交換器用の大容量送水ポンプ (タイプ I) 及び熱交換器ユニットに対してタンクローリ 1 台、ガスタービン発電機に対してタンクローリ 1 台で補給することとしている。

重大事故等の対処に必要なガスタービン発電機、注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I)、熱交換器用の大容量送水ポンプ (タイプ I) 及び熱交換器ユニットに対して、タンクローリを用いて燃料の補給を行う。

### a. 手順着手の判断基準

重大事故等の対処に必要なガスタービン発電機、注水用の大容量送水ポンプ (タイプ I)、熱交換器用の大容量送水ポンプ (タイプ I) 及び熱交換器ユニットの燃料保有量及び燃費からあらかじめ算出した補給時間<sup>※1</sup>となった場合。

※1: 補給間隔は以下のとおりであり、各設備の燃料が枯渇するまでに補給することを考慮して作業に着手する。ただし、以下の設備は代表例であり各設備の燃料保有量及び燃費から燃料が枯渇する前に補給することとし、同一箇所での作業が重複する際は適宜、補給間隔を考慮して作業を実施する。

- ・ガスタービン発電設備軽油タンク : 運転開始後約 10 時間以降、4 時間
- ・大容量送水ポンプ (タイプ I) : 運転開始後約 5 時間
- ・熱交換器ユニット : 運転開始後約 15 時間

### b. 操作手順

タンクローリから各機器への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.14.32 図に、タイムチャートを第 1.14.33 図に示す。

[大容量送水ポンプ (タイプ I)、熱交換器ユニットへ補給する場合]

大容量送水ポンプ (タイプ I)、熱交換器ユニットへの補給手順の概要は以下のとおり。

- ① 発電所対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、プラント状況から補給が必要な機器を判断し、重大事故等対応要員に各機器への補給の開始を指示する。

- ② 重大事故等対応要員は、補給対象設備の近傍まで移動し、補給のためタンクローリーの補給前準備を行い、必要な距離分の補給ホースを引き出す。
- ③ 重大事故等対応要員は、タンクローリーから対象の設備へ補給するため、車両付ポンプを作動させる。
- ④ 重大事故等対応要員は、補給対象設備の燃料タンクの蓋及びタンクローリーの吸入元弁を「開」とし、補給ノズルレバーを握り、タンクローリーによる補給対象設備への補給を開始する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、補給対象設備の補給状態を目視で確認し、必要量の補給完了を確認後、補給ノズルレバーを開放し、タンクローリーによる補給対象設備への補給を完了する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、タンクローリーの油量を確認し、定格負荷運転時の燃料補給間隔を目安に、以降「1. 14. 2. 4 (1)b. 軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリーへの軽油補給」手順④<sup>a</sup>から⑧<sup>a</sup>又は④<sup>b</sup>から⑧<sup>b</sup>、及び「1. 14. 2. 4 (2)b. タンクローリーから各機器への補給」手順②から⑤を繰り返す。

[軽油タンクへ補給する場合]

- ① 発電所対策本部は、手順

[ガスタービン発電設備軽油タンクへ補給する場合]

ガスタービン発電設備軽油タンクへの補給手順の概要は以下のとおり。

- ① 発電所対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対応要員にガスタービン発電設備軽油タンクへの補給を指示する。
- ② 重大事故等対応要員は、ガスタービン発電設備軽油タンク近傍まで移動し、GTG 軽油タンク (A) 払出口止め弁の閉止フランジを取り外し、専用接続金具を取り付ける。
- ③ 重大事故等対応要員は、タンクローリーのタンク底部の給排用ノズルへ専用接続金具を取り付けた後、ホースを接続する。
- ④ 重大事故等対応要員は、タンクローリーに接続したホースを GTG 軽油タンク (A) 給油口に取り付けた専用接続金具へ接続する。
- ⑤ 重大事故等対応要員は、車両付ポンプを作動させ、タンクローリーの吸入・排出口元弁を「開」とし、タンクローリーから GTG 軽油タンク (A) への補給を開始する。
- ⑥ 重大事故等対応要員は、ガスタービン発電設備軽油タンクの補給状態を油面レベルで確認し、必要量の補給完了を確認後、各バルブを「閉」操作し、タンクローリーによるガスタービン発電設備軽油タンクへの給油が完了したことを発電所対策本部に報告する。
- ⑦ 重大事故等対応要員は、運転時の補給間隔を目安に、上記操作手順②から⑥を繰り返す。また、タンクローリーの軽油の残量に応じて、「(1) 軽油

タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給」の操作手順にてタンクローリへ軽油を補給する。

#### c. 操作の成立性

上記の操作は、タンクローリ 1 台当たり重大事故等対応要員 2 名で作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・タンクローリにて各機器へ補給する場合：40 分
  - ・タンクローリにてガスタービン発電設備軽油タンクへ補給する場合：55 分
- 円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

なお、各設備の燃料が枯渇しないよう以下の時間までに補給を実施する。

- ・ガスタービン発電機の燃費は、定格容量にて約 2,460L/h であり、起動から枯渇までの時間は約 186 時間。
- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）の燃費は、定格容量にて約 188L/h であり、起動から枯渇までの時間は約 5.2 時間。
- ・熱交換器ユニットの燃費は、定格容量にて約 56L/h であり、起動から枯渇までの時間は約 16 時間。

また、多くの補給対象設備が必要となる事象を想定した場合、事象発生後 7 日間、それらの設備（ガスタービン発電機、大容量送水ポンプ（タイプ I）、熱交換器ユニット）の運転継続するために必要な燃料（軽油）の燃料消費量は約 234kL であり、軽油タンク（約 660kL）又はガスタービン発電設備用軽油タンク（約 330kL）から燃料補給が供給可能であるため、事象発生後 7 日間対応可能である。タイムチャートを第 1.14.34 図に示す。

（添付資料 1.14.2-9）

#### 1.14.2.5 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

##### (1) 非常用交流電源設備による給電

非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が健全な場合、自動起動信号（非常用高圧母線電圧低）による作動、又は中央制御室からの手動操作により非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を起動し、非常用高圧母線に給電する。

非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の運転により消費された燃料は、非常用ディーゼル発電設備燃料デイトank又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトankの油面が規定値以下まで低下すると非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプが自動起動し、軽油タンクから非常用ディーゼル発



電設備燃料デイトンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンクへの補給が開始される。その後燃料補給の完了に伴い、非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプが自動停止する。

a. 手順着手の判断基準

外部電源が喪失した場合又は M/C 2C 系, M/C 2D 系又は M/C 2H 系の電圧がないことを確認した場合。

b. 操作手順

非常用交流電源設備による給電手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1. 14. 35 図及び第 1. 14. 36 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員（中央制御室）に非常用交流電源設備による給電開始を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）A は、非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が自動起動信号（非常用高圧母線電圧低）により自動起動し、受電遮断器が投入されたことを確認する。あるいは、中央制御室から手動操作により非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を起動し、受電遮断器を投入する。
- ③ 運転員（中央制御室）A は、非常用高圧母線へ給電が開始されたことを M/C 電圧指示値の上昇及び非常用 D/G 電力指示値又は高圧炉心スプレイ系 D/G 電力指示値の上昇により確認し、発電課長に給電が完了したことを報告する。

c. 操作の成立性

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

(2) 非常用直流電源設備による給電

外部電源並びに非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失後、充電器を経由した直流母線（125V 直流主母線盤）への給電から、125V 蓄電池 2A, 125V 蓄電池 2B 及び 125V 蓄電池 2H による直流母線（125V 直流主母線盤）への給電に自動で切り替わることを確認する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により、125V 充電器盤 2A, 125V 充電器盤 2B 及び 125V 充電器盤 2H の交流入力電源の喪失が発生した場合。

## b. 操作手順

125V 蓄電池 2A, 125V 蓄電池 2B 及び 125V 蓄電池 2H による給電手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1. 14. 37 図に示す。

- ① 発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に 125V 蓄電池 2A, 125V 蓄電池 2B 及び 125V 蓄電池 2H からの給電が開始されたことの確認を指示する。
- ② 運転員(中央制御室) A は、125V 充電器盤 2A, 125V 充電器盤 2B 及び 125V 充電器盤 2H による給電が停止したことを M/C 2A 電圧, M/C 2B 電圧及び M/C 2H 電圧にて確認し、125V 蓄電池 2A, 125V 蓄電池 2B 及び 125V 蓄電池 2H による給電が開始され、125V 直流主母線盤電圧の指示値が規定電圧であることを確認し、発電課長に給電が完了したことを報告する。

## c. 操作の成立性

125V 蓄電池 2A, 125V 蓄電池 2B 及び 125V 蓄電池 2H からの給電は、運転員(中央制御室) 1 名にて直流母線(125V 直流主母線盤)へ自動で給電されることを確認する。中央制御室での電圧確認であるため、速やかに対応できる。

### 1. 14. 2. 6 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1. 14. 38 図及び第 1. 14. 39 図に示す。

#### (1) 代替電源(交流)による対応手段

全交流動力電源喪失時に炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するための給電手段として、ガスタービン発電機及び電源車による給電並びに号炉間電力融通ケーブルを使用した 3 号炉の非常用ディーゼル発電機からの電力融通による給電がある。

短期的には、低圧代替注水として用いる復水補給水系への給電、中長期的には、発電用原子炉及び原子炉格納容器の除熱で用いる残留熱除去系の給電が主な目的となることから、これらの必要な負荷を運転するための十分な容量があり、かつ短時間で給電が可能であるガスタービン発電機(優先 1)による給電を優先する。

優先 1 のガスタービン発電機からの給電ができず 3 号炉の非常用ディーゼル発電機からの給電が可能な場合は、優先 2 の号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用した電力融通を行う。

ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブル(常設)による給電ができない場合は、優先 3 の号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用した電力融通を行う。

ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル（常設）及び号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による給電ができない場合は，優先4の電源車から給電する。

なお，号炉間電力融通ケーブルを使用した電力融通を行う場合は，電源を供給する3号炉の発電用原子炉の冷却状況，非常用ディーゼル発電機の運転状況及び電源を受電する2号炉の受電体制を確認した上で実施する。

上記の優先1から優先4までの給電手順を連続して実施した場合，125V充電器盤の受電まで約395分で実施可能であり，所内常設蓄電式直流電源設備から給電されている24時間以内に十分な余裕を持って給電を開始する。

## (2) 代替電源（直流）による対応手段

全交流動力電源喪失時，直流母線への給電ができない場合の対応手段として，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備及び125V代替充電器盤用電源車接続設備がある。

原子炉圧力容器への注水で用いる原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系及び低圧代替注水系，発電用原子炉の減圧で用いる自動減圧系，原子炉格納容器内の減圧及び除熱で用いる原子炉格納容器フィルタベント系への給電が主な目的となる。短時間で電力供給が可能であり，長期間にわたる運転を期待できる手段から優先して準備する。

全交流動力電源の喪失により125V充電器盤を経由した125V直流主母線盤への給電ができない場合は，代替交流電源設備による給電を開始するまでの間は，125V蓄電池2A，125V蓄電池2Bを使用することで24時間にわたり原子炉隔離時冷却系の運転，及び自動減圧系の作動等に必要な直流電源の供給を行う。

全交流動力電源喪失後，125V蓄電池2A，125V蓄電池2Bによる給電ができない場合は，125V代替蓄電池，250V蓄電池を使用することで24時間にわたり高圧代替注水系及び低圧代替注水系の運転に必要な直流電源の供給を行う。

全交流動力電源喪失後，24時間以内に代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合は，可搬型代替直流電源設備又は125V代替充電器盤用電源車接続設備を用いて直流電源母線へ給電するが，短時間で給電可能な可搬型代替直流電源設備を優先して準備する。

代替交流電源設備により交流電源が復旧した場合には，125V充電器盤を受電して直流電源の機能を回復させる。

第 1.14.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順  
 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	非常用交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機 非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ 非常用ディーゼル発電機～非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 系電路 非常用高压母線 2H 系 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高压母線 2H 系電路	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	非常時操作手順書 (設備別) 「M/C C(D)母線受電」  非常時操作手順書 (設備別) 「M/C H 母線受電」
			軽油タンク タンクローリ ガスタービン発電設備軽油タンク 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 ホース ガスタービン発電設備燃料移送配管・弁 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	重大事故等対処設備	
		非常用直流電源設備による給電	125V 蓄電池 2H ※ 125V 充電器盤 2H 125V 蓄電池 2H 及び 125V 充電器盤 2H～125V 直流主母線盤 2H 電路	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	非常時操作手順書 (徴候ベース) 「電源回復」
	125V 蓄電池 2A ※ 125V 蓄電池 2B ※ 125V 充電器盤 2A 125V 充電器盤 2B 125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器盤 2A～125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 電路 125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器盤 2B～125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路	重大事故等対処設備			

※ 125V 蓄電池 2A, 125V 蓄電池 2B 及び 125V 蓄電池 2H からの給電は, 運転員による操作は不要である。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失)	常設代替交流電源設備による給電	ガスタービン発電機 ガスタービン発電設備軽油タンク タンクローリ 軽油タンク ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁 ホース 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 ガスタービン発電機～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路 ガスタービン発電機～緊急用低圧母線 2G 系電路	重大事故等対処設備 非常時操作手順書 (設備別) 「M/C C (D) 母線受電」
		可搬型代替交流電源設備による給電	電源車 軽油タンク ガスタービン発電設備軽油タンク タンクローリ 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁 ホース 電源車～電源車接続口 (原子炉建屋) 電路 電源車接続口 (原子炉建屋)～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路 電源車接続口 (原子炉建屋)～緊急用低圧母線 2G 系電路	重大事故等対応要領書 「M/C C (D) 母線受電」
		号炉間電力融通設備による給電	号炉間電力融通ケーブル (常設) 号炉間電力融通ケーブル (可搬型) 号炉間電力融通ケーブル (常設)～非常用高圧母線 2C 系又は非常用高圧母線 2D 系電路 号炉間電力融通ケーブル (可搬型)～非常用高圧母線 2C 系又は非常用高圧母線 2D 系電路	自主対策設備 非常時操作手順書 (設備別) 「M/C C (D) 母線受電」 重大事故等対応要領書 「M/C C (D) 母線受電」

対応手段、対処設備、手順書一覧 (3/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
代替直流電源設備による給電	非常用交流電源設備(全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備	所内常設蓄電式直流電源設備による給電	125V 蓄電池 2A ※ 125V 蓄電池 2B ※ 125V 充電器盤 2A 125V 充電器盤 2B 125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器盤 2A～125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 電路 125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器盤 2B～125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路	重大事故等対処設備  非常時操作手順書 (設備別) 「125V 蓄電池 2A (2B) の不要負荷切り離し」
		常設代替直流電源設備による給電	125V 代替蓄電池 ※ 250V 蓄電池 ※ 125V 代替蓄電池～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路 250V 蓄電池～250V 直流主母線盤電路	重大事故等対処設備  非常時操作手順書 (設備別) 「125V 代替蓄電池による 125V 直流主母線盤 2A-1 (2B-1) への給電」  非常時操作手順書 (設備別) 「250V 蓄電池による 250V 直流主母線盤への給電」
	非常用交流電源設備(全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備 (常設直流電源系統喪失)	可搬型代替直流電源設備による給電	125V 代替蓄電池 ※ 250V 蓄電池 ※ 125V 代替充電器盤 250V 充電器盤 電源車 軽油タンク ガスタービン発電設備軽油タンク タンクローリ 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁 ホース 125V 代替蓄電池～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路 250V 蓄電池～250V 直流主母線盤電路 電源車～電源車接続口 (原子炉建屋) 電路 電源車接続口 (原子炉建屋) ～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路 電源車接続口 (原子炉建屋) ～250V 直流主母線盤電路	重大事故等対処設備  非常時操作手順書 (設備別) 「125V 代替蓄電池による 125V 直流主母線盤 2A-1 (2B-1) への給電」  非常時操作手順書 (設備別) 「250V 蓄電池による 250V 直流主母線盤への給電」  重大事故等対応要領書 「電源車による 125V 代替充電器盤および 250V 充電器盤への給電 (G 母線接続)」

※ 125V 蓄電池 2A, 125V 蓄電池 2B, 125V 代替蓄電池及び 250V 蓄電池からの給電は、運転員による操作不要の動作である。

対応手段、対処設備、手順書一覧 (4/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
代替直流電源設備による給電	非常用交流電源設備(全交流動力電源喪失) 所内常設蓄電式直流電源設備(常設直流電源系統喪失, 可搬型交流電源設備の電源車から給電喪失)	1 2 5 V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電	125V 代替充電器盤 代替直流電源用切替盤 代替直流電源用変圧器 電源車 軽油タンク ガスタービン発電設備軽油タンク タンクローリ 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁 ホース 電源車～電源車接続口(制御建屋) 電路 電源車接続口(制御建屋)～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路	非常時操作手順書(設備別) 「125V 代替蓄電池による 125V 直流主母線盤 2A-1 (2B-1) への給電」  重大事故等対応要領書 「電源車による 125V 代替充電器盤への給電 (125V 代替直流電源切替盤接続)」
代替所内電気設備による給電	非常用所内電気設備	代替所内電気設備による給電	ガスタービン発電機接続盤 緊急用高圧母線 2F 系 緊急用高圧母線 2G 系 緊急用動力変圧器 2G 系 緊急用低圧母線 2G 系 緊急用交流電源切替盤 2G 系 緊急用交流電源切替盤 2C 系 緊急用交流電源切替盤 2D 系 非常用高圧母線 2C 系 非常用高圧母線 2D 系	非常時操作手順書(設備別) 「緊急用 G 母線受電」  重大事故等対応要領書 「緊急用 G 母線受電」
燃料補給	—	燃料補給設備による補給	軽油タンク ガスタービン発電設備軽油タンク タンクローリ 非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁 ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁 ホース	重大事故等対応要領書 「燃料補給設備による給油」

第 1.14.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.14.2.1 代替電源 (交流) による対応手順 (1) 代替交流電源設備による給電 a. ガスタービン発電機又は電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電		
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」  重大事故等対応要領書 「ガスタービン発電機による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電」	判断基準  電源の確保	275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧
	操作  GTG 運転監視	GTG 発電機電圧 GTG 発電機周波数 GTG 発電機電力
	操作  電源	6-2C 母線電圧 4-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2D 母線電圧
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」  重大事故等対応要領書 「電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電」	判断基準  電源の確保	275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 GTG 発電機電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧
	操作  電源車運転監視	電源車電圧 電源車周波数
	操作  電源	6-2G 母線電圧 6-2C 母線電圧 4-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 4-2D 母線電圧



監視計器一覧 (2/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)								
1.14.2.1 代替電源 (交流) による対応手順 (1) 代替交流電源設備による給電 b. 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電										
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」  重大事故等対応要領書 「号炉間電力融通ケーブル (常設) による電力融通」	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="660 416 719 779" rowspan="2">判断基準</td> <td data-bbox="719 416 975 607">電源の確保</td> <td data-bbox="975 416 1489 607">                             275kV 母線電圧                              66kV 塚浜線電圧                              6-2C 母線電圧                              6-2D 母線電圧                              GTG 発電機電圧                              6-2F-1 母線電圧                              6-2F-2 母線電圧                         </td> </tr> <tr> <td data-bbox="660 779 975 1055">操作</td> <td data-bbox="975 779 1489 1055"> <table border="1"> <tr> <td data-bbox="660 779 719 891">電源</td> <td data-bbox="719 779 975 891">                             6-2F-1 母線電圧                              6-2F-2 母線電圧                              6-2C 母線電圧                              6-2D 母線電圧                         </td> </tr> <tr> <td data-bbox="660 891 719 1055">D/G 運転監視 (3号炉)</td> <td data-bbox="719 891 975 1055">                             D/G (3A) 電圧 (3号炉)                              D/G (3B) 電圧 (3号炉)                              D/G (3A) 電力 (3号炉)                              D/G (3B) 電力 (3号炉)                              D/G (3A) 周波数 (3号炉)                              D/G (3B) 周波数 (3号炉)                         </td> </tr> </table> </td> </tr> </table>	判断基準	電源の確保	275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 GTG 発電機電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧	操作	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="660 779 719 891">電源</td> <td data-bbox="719 779 975 891">                             6-2F-1 母線電圧                              6-2F-2 母線電圧                              6-2C 母線電圧                              6-2D 母線電圧                         </td> </tr> <tr> <td data-bbox="660 891 719 1055">D/G 運転監視 (3号炉)</td> <td data-bbox="719 891 975 1055">                             D/G (3A) 電圧 (3号炉)                              D/G (3B) 電圧 (3号炉)                              D/G (3A) 電力 (3号炉)                              D/G (3B) 電力 (3号炉)                              D/G (3A) 周波数 (3号炉)                              D/G (3B) 周波数 (3号炉)                         </td> </tr> </table>	電源	6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧	D/G 運転監視 (3号炉)	D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)
判断基準	電源の確保		275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 GTG 発電機電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧							
	操作	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="660 779 719 891">電源</td> <td data-bbox="719 779 975 891">                             6-2F-1 母線電圧                              6-2F-2 母線電圧                              6-2C 母線電圧                              6-2D 母線電圧                         </td> </tr> <tr> <td data-bbox="660 891 719 1055">D/G 運転監視 (3号炉)</td> <td data-bbox="719 891 975 1055">                             D/G (3A) 電圧 (3号炉)                              D/G (3B) 電圧 (3号炉)                              D/G (3A) 電力 (3号炉)                              D/G (3B) 電力 (3号炉)                              D/G (3A) 周波数 (3号炉)                              D/G (3B) 周波数 (3号炉)                         </td> </tr> </table>	電源	6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧	D/G 運転監視 (3号炉)	D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)				
電源	6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧									
D/G 運転監視 (3号炉)	D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)									
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」  重大事故等対応要領書 「号炉間電力融通ケーブル (可搬型) による電力融通」	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="660 1055 719 1417" rowspan="2">判断基準</td> <td data-bbox="719 1055 975 1245">電源の確保</td> <td data-bbox="975 1055 1489 1245">                             275kV 母線電圧                              66kV 塚浜線電圧                              6-2C 母線電圧                              6-2D 母線電圧                              GTG 発電機電圧                              6-2F-1 母線電圧                              6-2F-2 母線電圧                         </td> </tr> <tr> <td data-bbox="660 1417 975 1662">操作</td> <td data-bbox="975 1417 1489 1662"> <table border="1"> <tr> <td data-bbox="660 1417 719 1503">電源</td> <td data-bbox="719 1417 975 1503">                             6-2G 母線電圧                              6-2C 母線電圧                              6-2D 母線電圧                         </td> </tr> <tr> <td data-bbox="660 1503 719 1662">D/G 運転監視 (3号炉)</td> <td data-bbox="719 1503 975 1662">                             D/G (3A) 電圧 (3号炉)                              D/G (3B) 電圧 (3号炉)                              D/G (3A) 電力 (3号炉)                              D/G (3B) 電力 (3号炉)                              D/G (3A) 周波数 (3号炉)                              D/G (3B) 周波数 (3号炉)                         </td> </tr> </table> </td> </tr> </table>	判断基準	電源の確保	275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 GTG 発電機電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧	操作	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="660 1417 719 1503">電源</td> <td data-bbox="719 1417 975 1503">                             6-2G 母線電圧                              6-2C 母線電圧                              6-2D 母線電圧                         </td> </tr> <tr> <td data-bbox="660 1503 719 1662">D/G 運転監視 (3号炉)</td> <td data-bbox="719 1503 975 1662">                             D/G (3A) 電圧 (3号炉)                              D/G (3B) 電圧 (3号炉)                              D/G (3A) 電力 (3号炉)                              D/G (3B) 電力 (3号炉)                              D/G (3A) 周波数 (3号炉)                              D/G (3B) 周波数 (3号炉)                         </td> </tr> </table>	電源	6-2G 母線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧	D/G 運転監視 (3号炉)	D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)
判断基準	電源の確保		275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 GTG 発電機電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧							
	操作	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="660 1417 719 1503">電源</td> <td data-bbox="719 1417 975 1503">                             6-2G 母線電圧                              6-2C 母線電圧                              6-2D 母線電圧                         </td> </tr> <tr> <td data-bbox="660 1503 719 1662">D/G 運転監視 (3号炉)</td> <td data-bbox="719 1503 975 1662">                             D/G (3A) 電圧 (3号炉)                              D/G (3B) 電圧 (3号炉)                              D/G (3A) 電力 (3号炉)                              D/G (3B) 電力 (3号炉)                              D/G (3A) 周波数 (3号炉)                              D/G (3B) 周波数 (3号炉)                         </td> </tr> </table>	電源	6-2G 母線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧	D/G 運転監視 (3号炉)	D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)				
電源	6-2G 母線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧									
D/G 運転監視 (3号炉)	D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)									

監視計器一覧 (3/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)
1. 14. 2. 2 代替電源 (直流) による対応手順 (1) 代替直流電源設備による給電 a. 所内常設蓄電式直流電源設備による給電			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」  重大事故等対応要領書 「所内常設蓄電式直流電源設備による給電」	判断基準	電源の確保	275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧
	操作	電源	125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」  重大事故等対応要領書 「125V 充電器盤 2A 受電」	判断基準	電源の確保	4-2C 母線電圧
	操作	電源	125V 直流主母線 2A 電圧
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」  重大事故等対応要領書 「125V 充電器盤 2B 受電」	判断基準	電源の確保	4-2D 母線電圧
	操作	電源	125V 直流主母線 2B 電圧
1. 14. 2. 2 代替電源 (直流) による対応手順 (1) 代替直流電源設備による給電 b. 常設代替直流電源設備による給電			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」  重大事故等対応要領書 「可搬型代替直流電源設備による給電」	判断基準	電源の確保	125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧 250V 直流主母線電圧
	操作	電源車運転監視	電源車電圧 電源車周波数
		電源	125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧 250V 直流主母線電圧
1. 14. 2. 2 代替電源 (直流) による対応手順 (1) 代替直流電源設備による給電 c. 可搬型代替直流電源設備による給電			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」  重大事故等対応要領書 「可搬型代替直流電源設備による給電」	判断基準	電源の確保	125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧 250V 直流主母線電圧
	操作	電源車運転監視	電源車電圧 電源車周波数
		電源	6-2G 母線電圧 4-2G 母線電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧 250V 直流主母線電圧

監視計器一覧 (4/6)

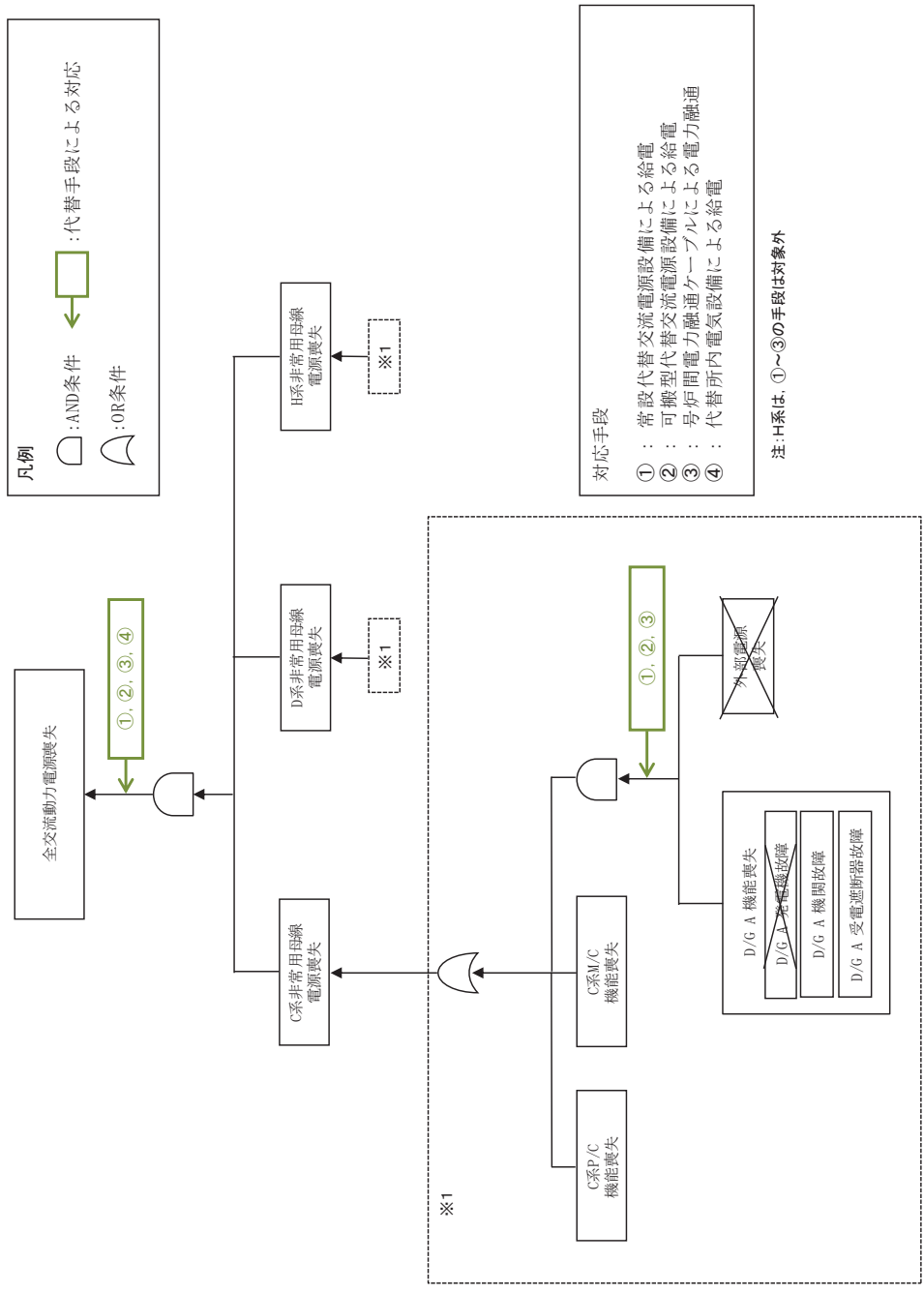
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)
1. 14. 2. 2 代替電源 (直流) による対応手順 (1) 代替直流電源設備による給電 d. 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」  重大事故等対応要領書 「125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電」	判断基準	電源の確保	125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧 6-2G 母線電圧 4-2G 母線電圧
		操作	電源車運転監視
	操作	電源	125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧
1. 14. 2. 3 代替所内電気設備による対応手順 (1) 代替所内電気設備による給電 a. ガスタービン発電機, 号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」  重大事故等対応要領書 「ガスタービン発電機による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電」	判断基準	電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧
		操作	GTG 運転監視
	操作	電源	6-2G 母線電圧 4-2G 母線電圧
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「全交流動力電源喪失・全直流電源喪失」  重大事故等対応要領書 「電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電」	判断基準	電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 GTG 発電機電力 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧
		操作	電源車運転監視
	操作	電源	6-2G 母線電圧 4-2G 母線電圧
重大事故等対応要領書 「号炉間電力融通ケーブル (常設) による電力融通」	判断基準	電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 GTG 発電機電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧 D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)
		操作	電源
	操作	D/G 運転監視 (3号炉)	D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)

監視計器一覧 (5/6)

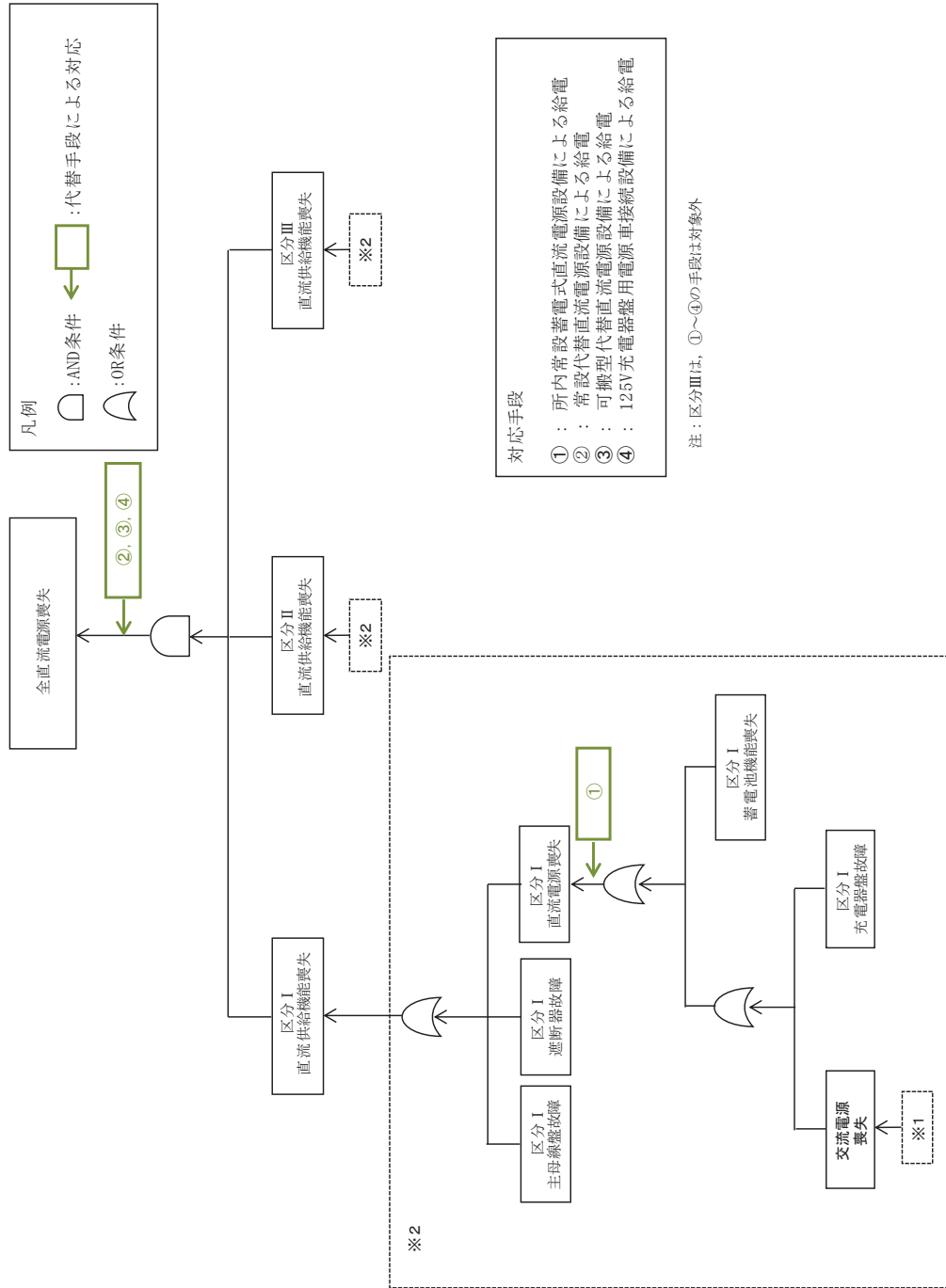
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)
1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順 (1)代替所内電気設備による給電 a. ガスタービン発電機, 号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電			
重大事故等対応要領書 「号炉間電力融通ケーブル (可搬型) による電力融通」	判断基準	電源の確保	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 GTG 発電機電圧 6-2F-1 母線電圧 6-2F-2 母線電圧
			D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)
	操作	電源	6-2G 母線電圧 4-2G 母線電圧
		D/G 運転監視 (3号炉)	D/G (3A) 電圧 (3号炉) D/G (3B) 電圧 (3号炉) D/G (3A) 電力 (3号炉) D/G (3B) 電力 (3号炉) D/G (3A) 周波数 (3号炉) D/G (3B) 周波数 (3号炉)
1.14.2.4 燃料の補給手順 (1)軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給			
重大事故等対応要領書 「軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給」	判断基準	補機監視機能	軽油タンク (A) 油面 軽油タンク (B) 油面 軽油タンク (C) 油面 軽油タンク (D) 油面 軽油タンク (E) 油面 軽油タンク (F) 油面 ガスタービン発電設備軽油タンク (A) 油面 ガスタービン発電設備軽油タンク (B) 油面 ガスタービン発電設備軽油タンク (C) 油面 タンクローリ油タンクレベル
		操作	補機監視機能
1.14.2.4 燃料の補給手順 (2)タンクローリから各機器への補給			
重大事故等対応要領書 「タンクローリから各機器への補給」	判断基準	補機監視機能	タンクローリ油タンクレベル 各機器油タンクレベル
	操作	補機監視機能	タンクローリ油タンクレベル 各機器油タンクレベル

監視計器一覧 (6/6)

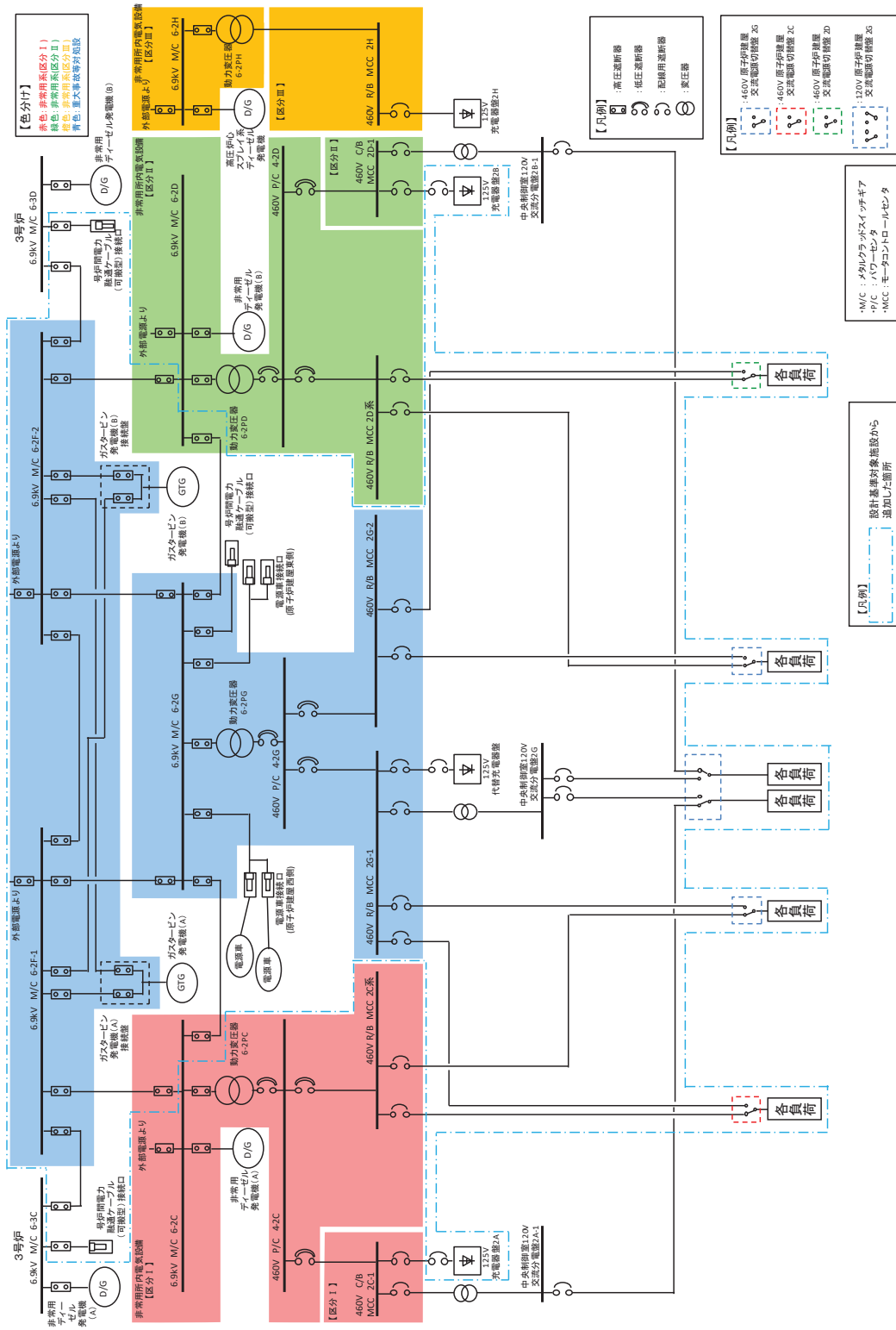
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.14.2.5 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) の対応手順 (1) 非常用交流電源設備による給電			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」  重大事故等対応要領書 「交流/直流電源供給回復」	判断基準	電源の確保	275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 6-2H 母線電圧
		電源	6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 6-2H 母線電圧
	操作	D/G 運転監視	D/G (2A) 電圧 D/G (2B) 電圧 D/G (2H) 電圧 D/G (2A) 電力 D/G (2B) 電力 D/G (2H) 電力 D/G (2A) 周波数 D/G (2B) 周波数 D/G (2H) 周波数
補機監視機能		軽油タンク (A) 油面 軽油タンク (B) 油面 軽油タンク (C) 油面 軽油タンク (D) 油面 軽油タンク (E) 油面 軽油タンク (F) 油面 原子炉補機冷却水系 A 系 系統流量 原子炉補機冷却水系 B 系 系統流量 原子炉補機冷却水系 A 系冷却水供給圧力 原子炉補機冷却水系 B 系冷却水供給圧力 原子炉補機冷却水系 A 系冷却水供給温度 原子炉補機冷却水系 B 系冷却水供給温度 高圧炉心スプレー補機冷却水系冷却水供給圧力 高圧炉心スプレー補機冷却水系冷却水供給温度	
1.14.2.5 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (2) 非常用直流電源設備による給電			
非常時操作手順書 (徴候ベース) 「交流/直流電源供給回復」  重大事故等対応要領書 「交流/直流電源供給回復」	判断基準	電源の確保	275kV 母線電圧 66kV 塚浜線電圧 6-2C 母線電圧 6-2D 母線電圧 6-2H 母線電圧
		操作	電源



第 1.14.1 図 機能喪失原因対策分析 (1/2)

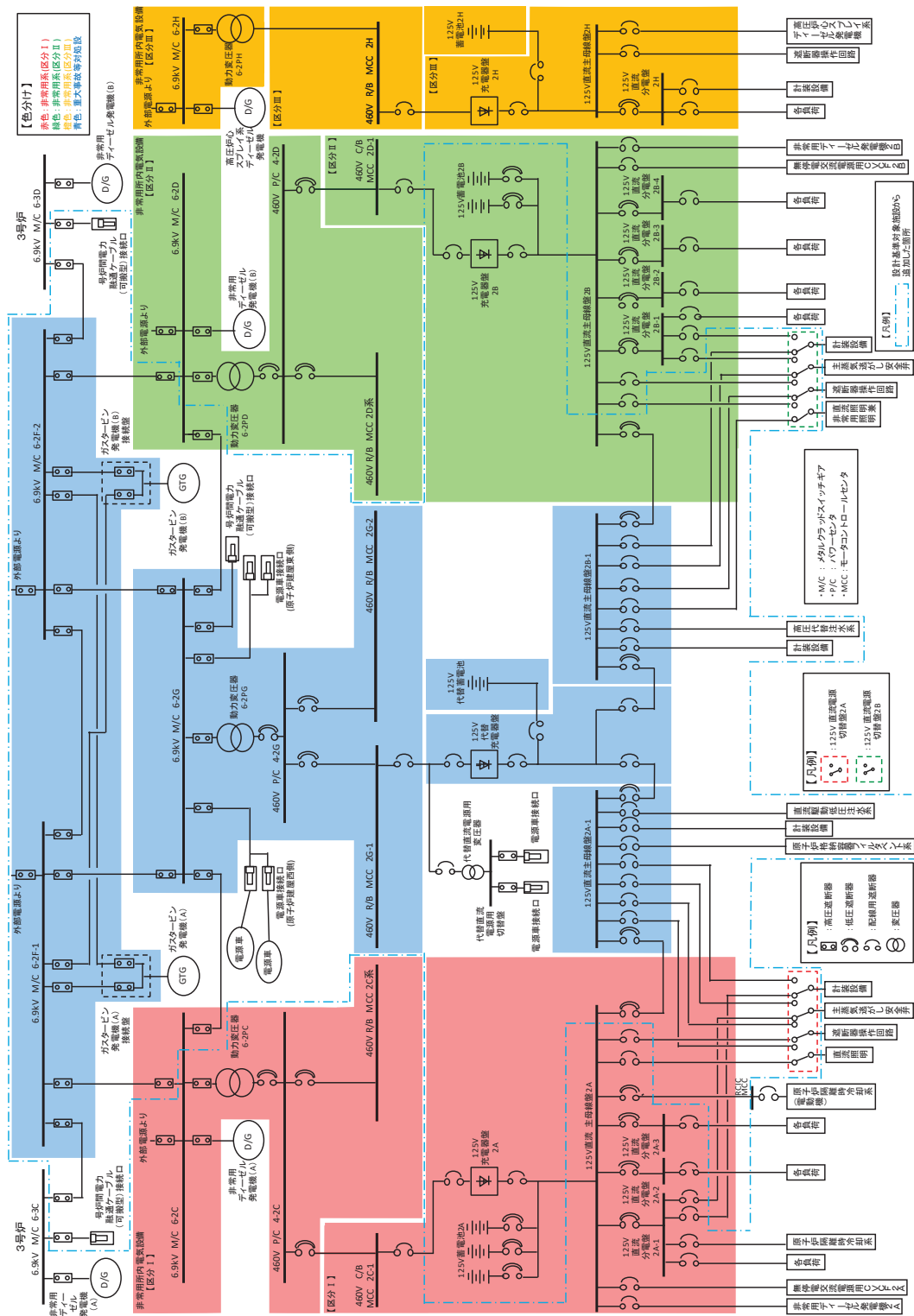


第 1.14.1 図 機能喪失原因対策分析 (2/2)

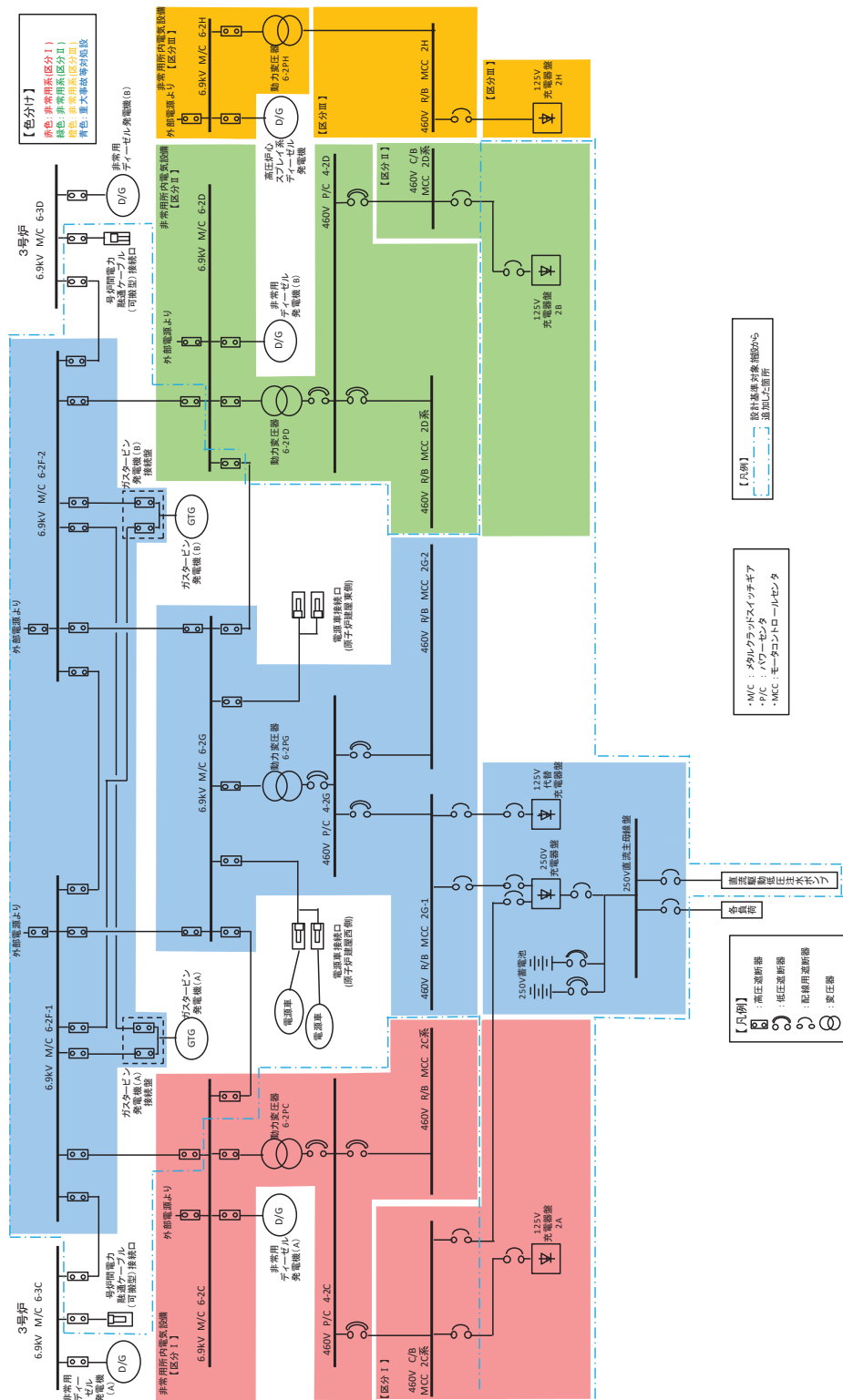


第 1.14.2 図 交流電源単線結線図

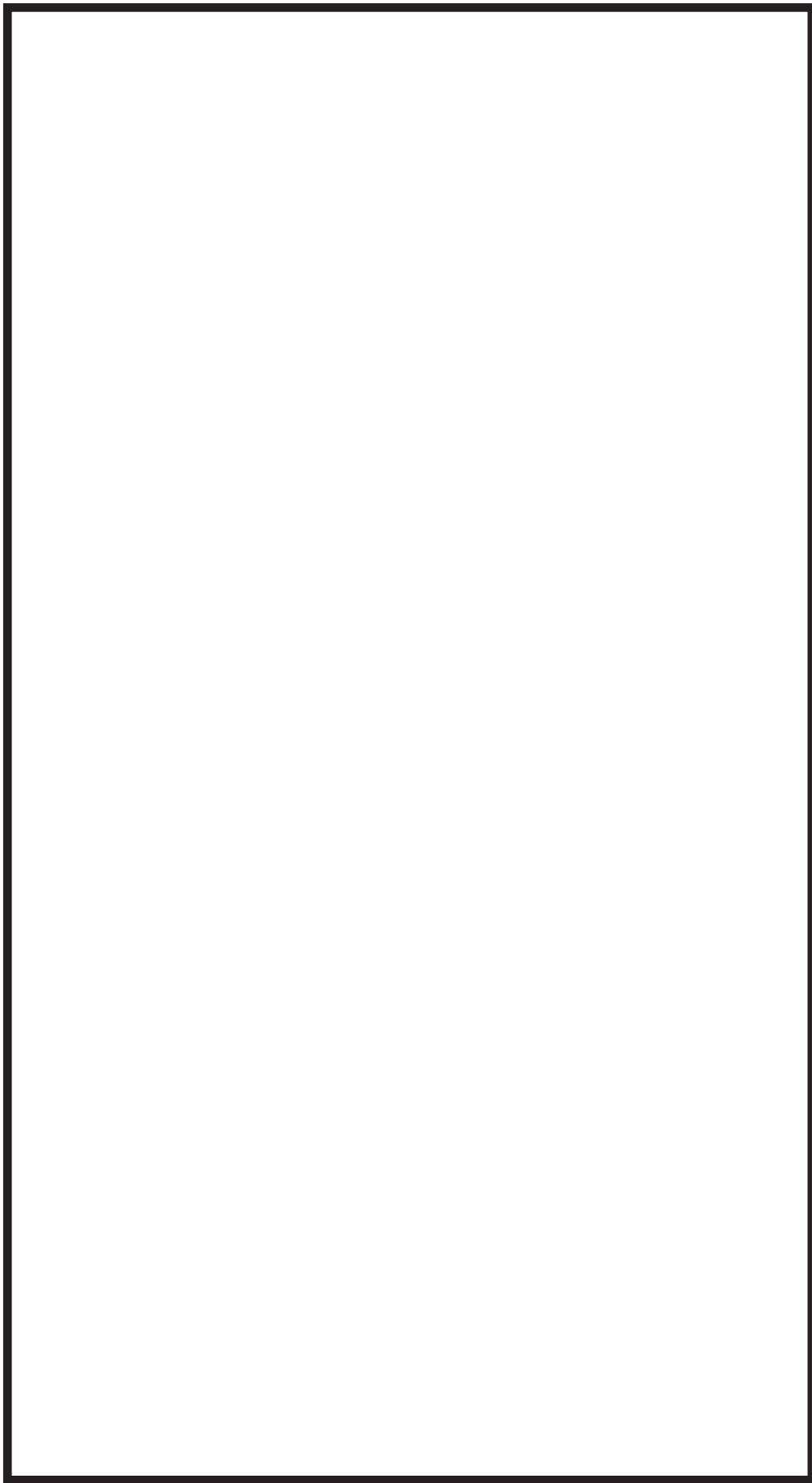




第 1.14.3 図 直流電源単線結線図 (125V 負荷)

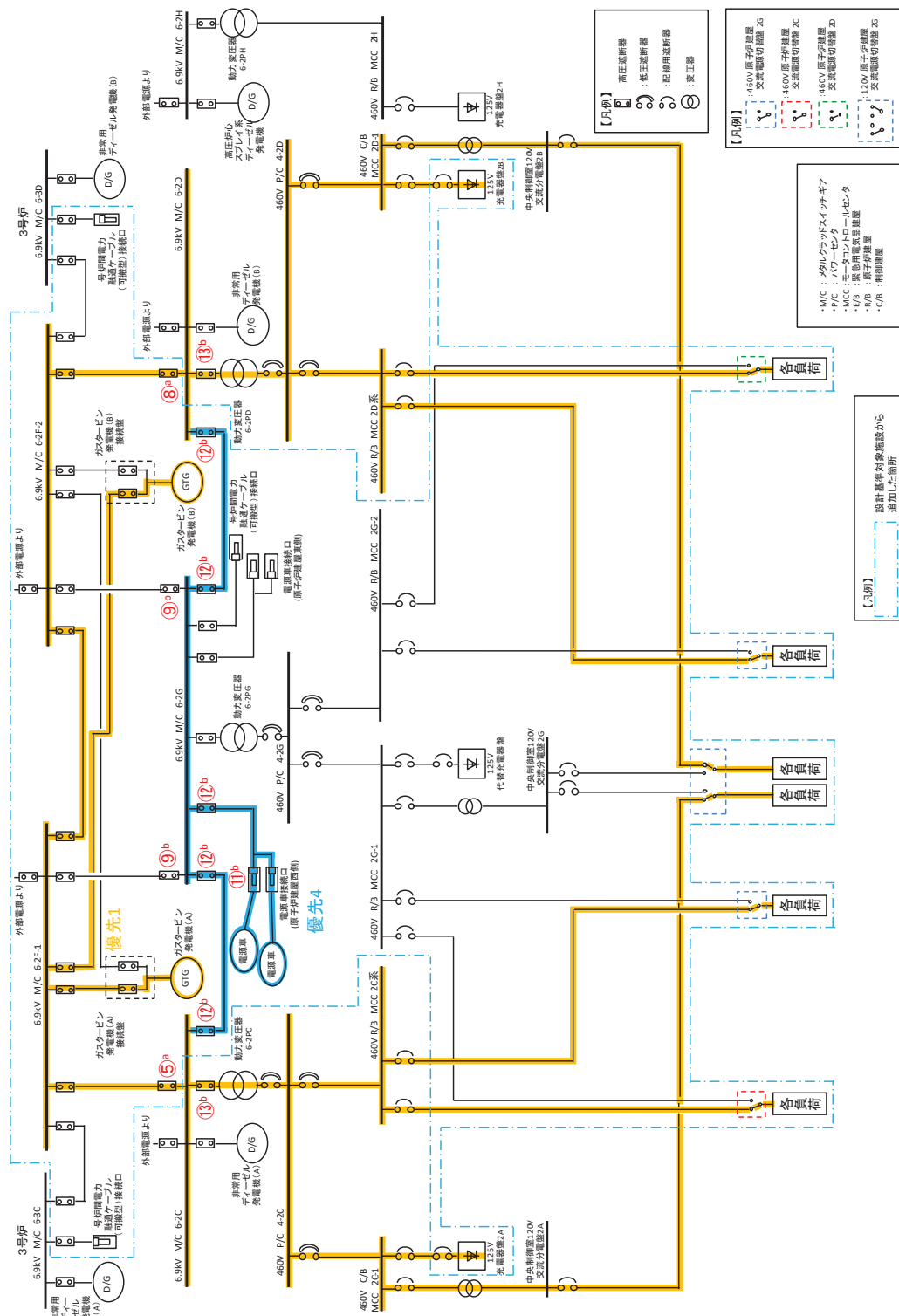


第 1.14.4 図 直流電源単線結線図 (250V 負荷)



第 1.14.5 図 非常時操作手順書（徴候ベース）〔電源回復〕における手順の対応フロー

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



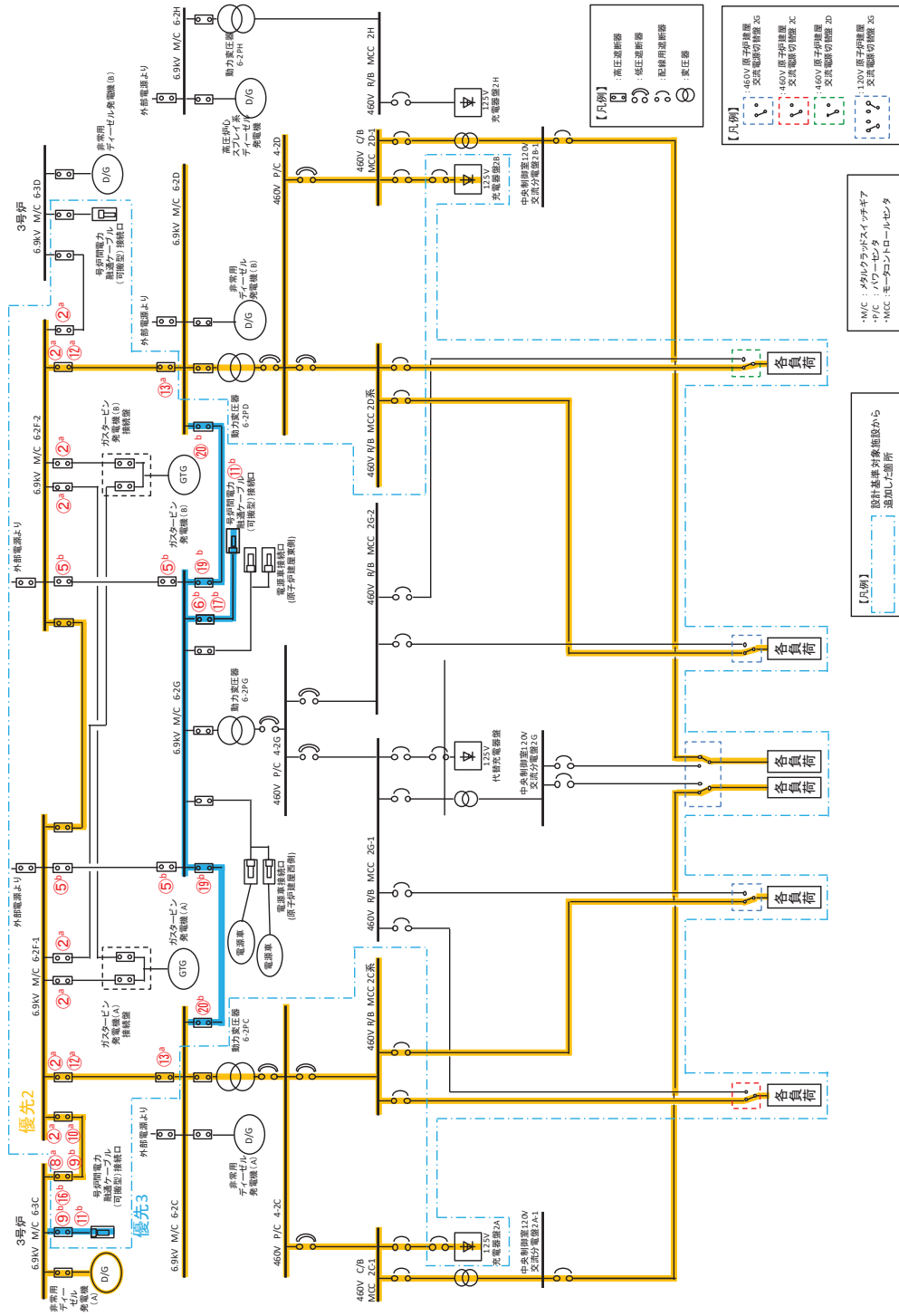
第 1.14.6 図 ガスタービン発電機又は電源機による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電 概要図



手順の項目	要員(数)	経過時間(分)															備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	
優先4. 電源車によるM/C 2C系及びCN/C 2D系受電の場合	運転員(中央制御室)A,B	電源車給電 M/C 2D系受電 120分125分															操作手順
		M/C 2C系及びCN/C 2D系受電前準備操作※1															
	2																
	2																
	3																

※1：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※2：中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※3：中央制御室から班までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※4：電源車の保管場所から第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア  
 ※5：緊急時対応箇所から第2保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※6：電源車の走行前点検の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※7：電源車の保管場所から電源車接続口までの移動の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※8：電源車の準備(ケーブルの敷設及び接続)の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※9：電源車の起動の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※10：電源車の給電の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.14.8 図 ガスタービン発電機又は電源車によるM/C 2C系及びM/C 2D系受電  
(電源車使用の場合) タイムチャート



第 1.14.9 図 号炉間電力融通ケーブルを使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機 (A) 系による M/C2C 系又は M/C2D 系受電 概要図

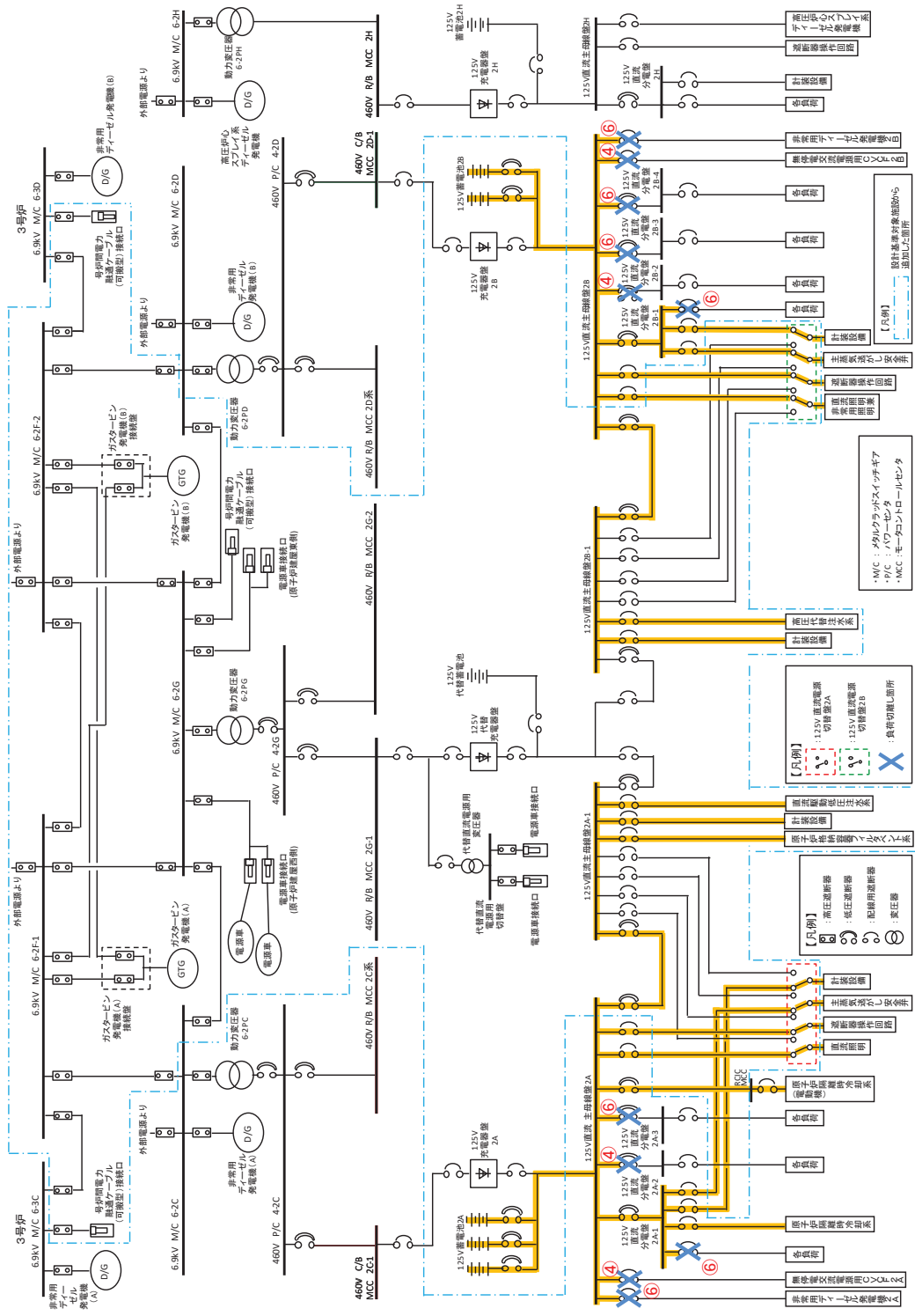




手順の項目	要員(数)	経過時間(分)																								備考				
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	200	210	220	230	240		250	260		
優先3号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機(可搬型)によるM/C 2D系及びM/C 2D系受電	2号炉運転員(中央制御室) A, B	M/C 2D系、M/C 2C系及びM/C 2D系受電機操作 <sup>※1</sup>																											④①②③ ⑦ ⑨⑩⑪⑫	
	3号炉運転員(中央制御室) A	3号炉操作 <sup>※1</sup>																												
	3号炉運転員(待機)B, C	3号炉操作 <sup>※1</sup> M/C 2D系受電機操作 <sup>※1</sup>																												
優先3号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機(可搬型)によるM/C 2D系及びM/C 2D系受電	3号炉運転員(待機)B, C	3号炉操作 <sup>※1</sup> M/C 2D系受電機操作 <sup>※1</sup>																												⑥ <sup>+</sup> ⑩ <sup>+</sup> ⑪ <sup>+</sup>
	重大事故等対応要員	3号炉操作 <sup>※1</sup> M/C 2D系受電機操作 <sup>※1</sup>																												

※1：機器の稼働時間に余裕を見込みの時間  
 ※2：中央制御室での状況確認に必要な想定時間  
 ※3：運転員の作業場所は移動開始した時刻を起点とした移動開始後の余裕を考慮した時間  
 ※4：常時監視室から常時監視エリアへ移動する際の余裕を考慮した時間  
 ※5：常時監視室から非常用発電機室へ移動する際の余裕を考慮した時間  
 ※6：運転員及び搭載ケーブルの設計状況を考慮して計算された作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.14.11 図 号炉間電力融通ケーブルを使用した3号炉非常用ディーゼル発電機(A)系によるM/C2C系又はM/C 2D系受電(号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用した場合)タイムチャート



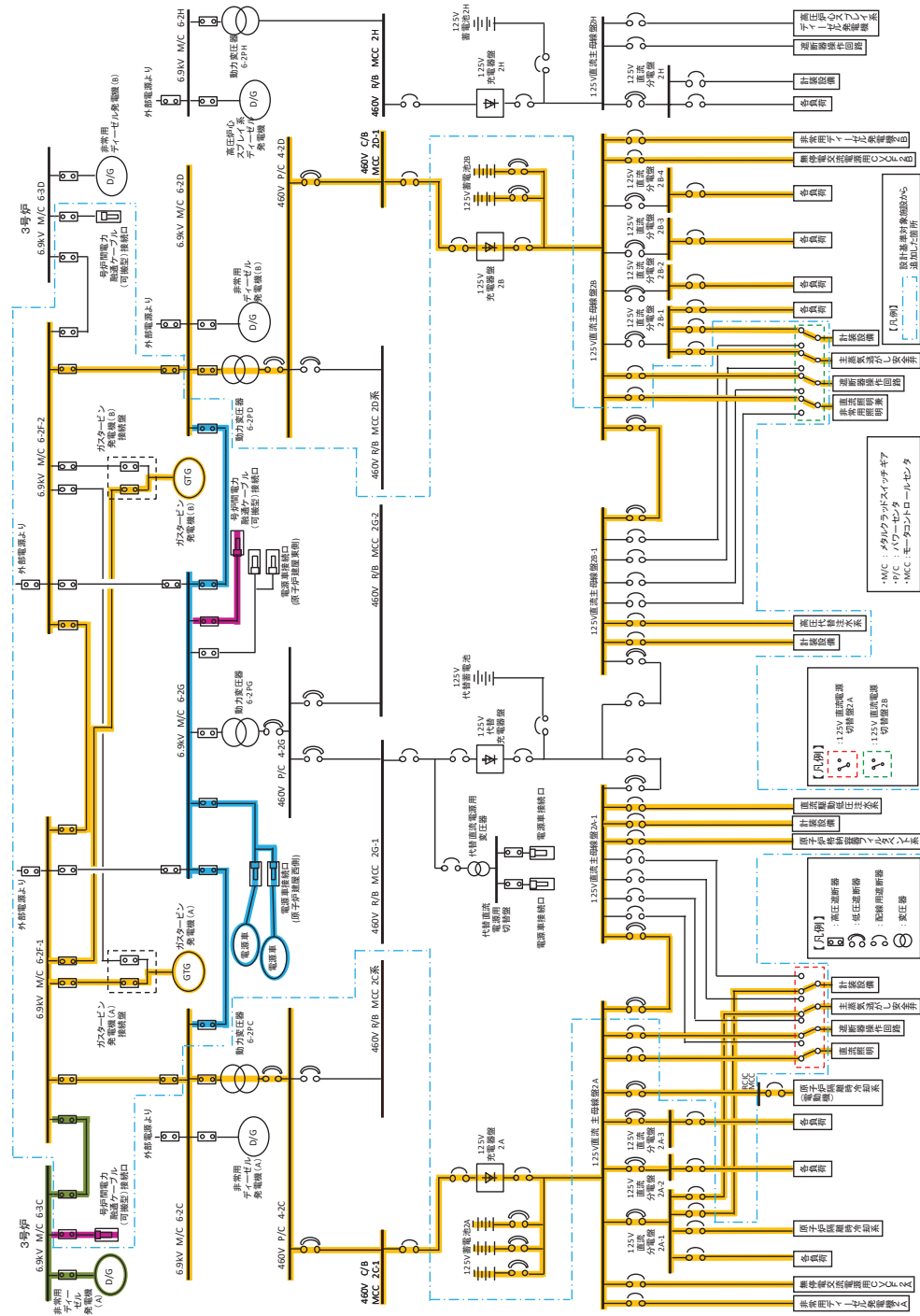
第 1.14.12 図 所内常設蓄電式直流電源設備による給電 概要図

手順の項目		要員（数）		経過時間（時）																								備考
				1	2	3	8	9	10	22	23	24																
所内常設蓄電式直流電源設備による給電	要員（数）	1時間負荷切離し 8時間負荷切離し 8時間																							操作手順			
	運転員（中央制御室）A	1	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 20px; height: 10px; background-color: blue;"></div> <span>電源確認※1</span> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between; margin-top: 10px;"> <div style="width: 20px; height: 10px; background-color: blue;"></div> <span>不要直流負荷切離し※2</span> </div>																							②		
	運転員（現場）B, C	2	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 20px; height: 10px; background-color: blue;"></div> <span>不要直流負荷切離し※2</span> </div>																							④		
			<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 20px; height: 10px; background-color: blue;"></div> <span>不要直流負荷切離し※2</span> </div>																						⑥			

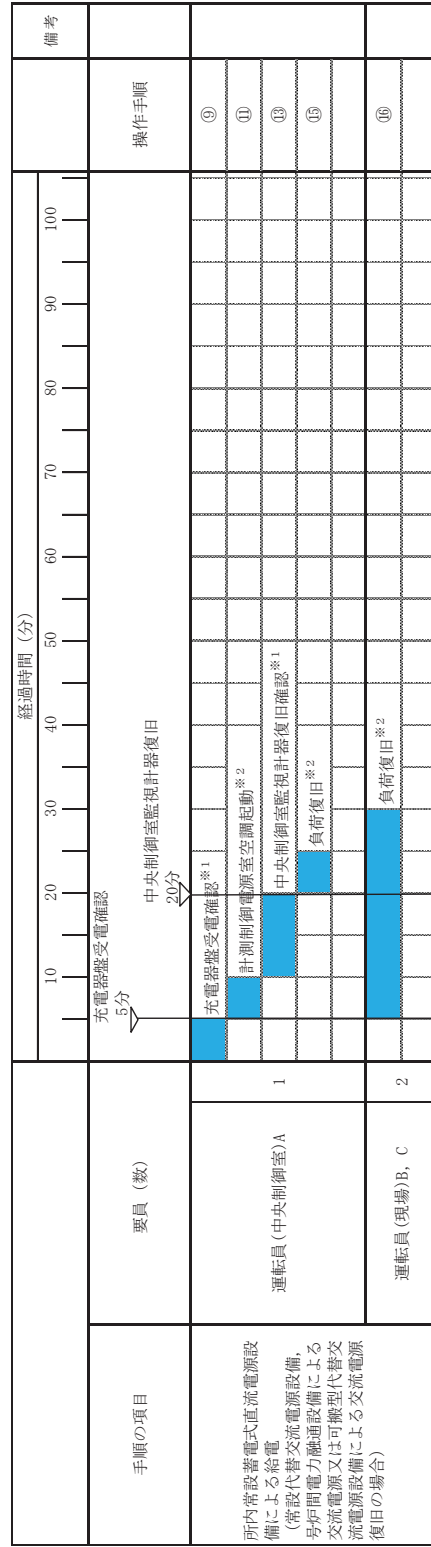
※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.14.13 図 所内常設蓄電式直流電源設備による給電タイムチャート



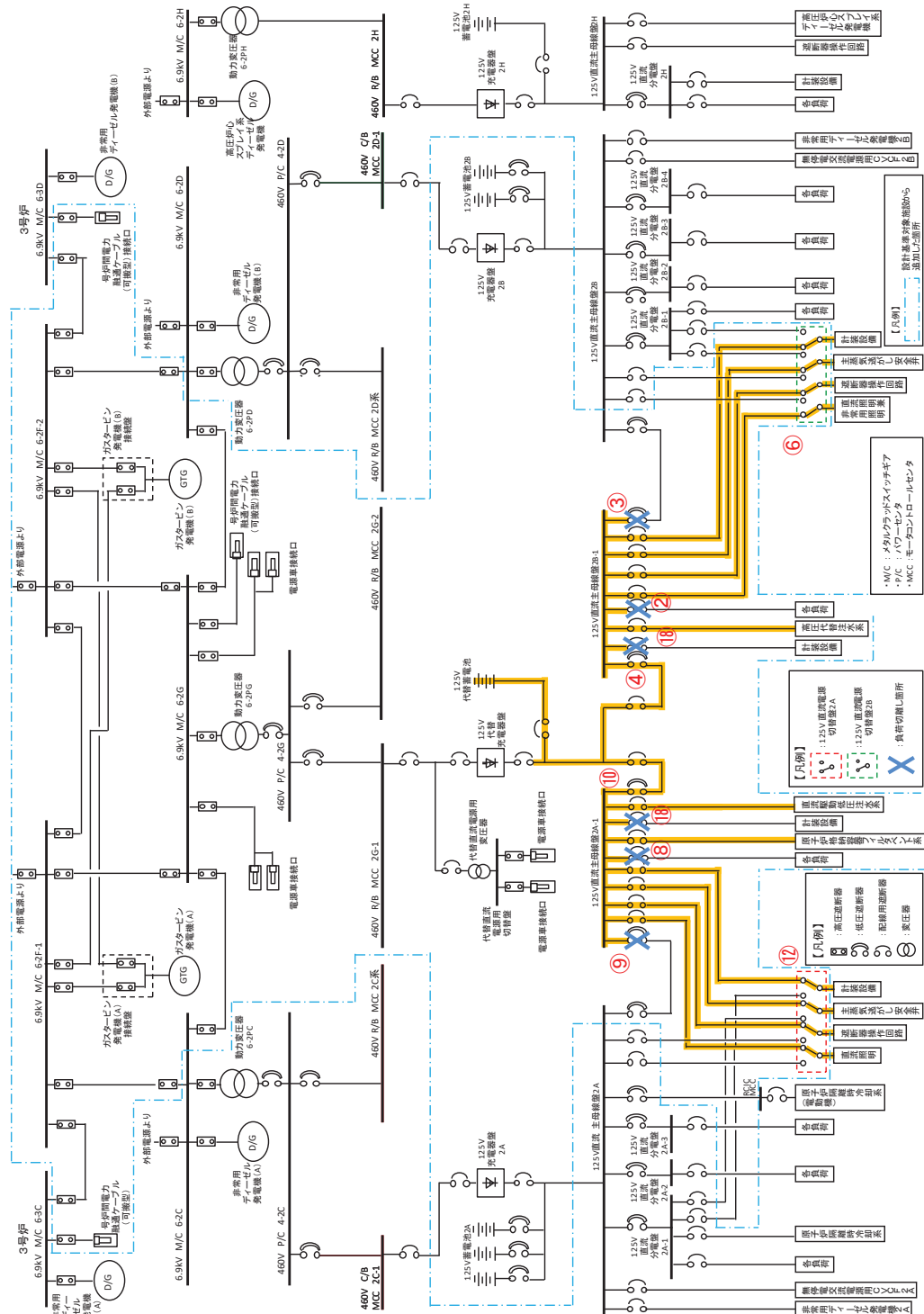
第 1.14.14 図 所内常設蓄電式直流電源設備による給電 (常設代替交流電源設備, 号炉間電力融通設備 又は可搬型代替交流電源設備による交流電源復旧の場合) 概要図



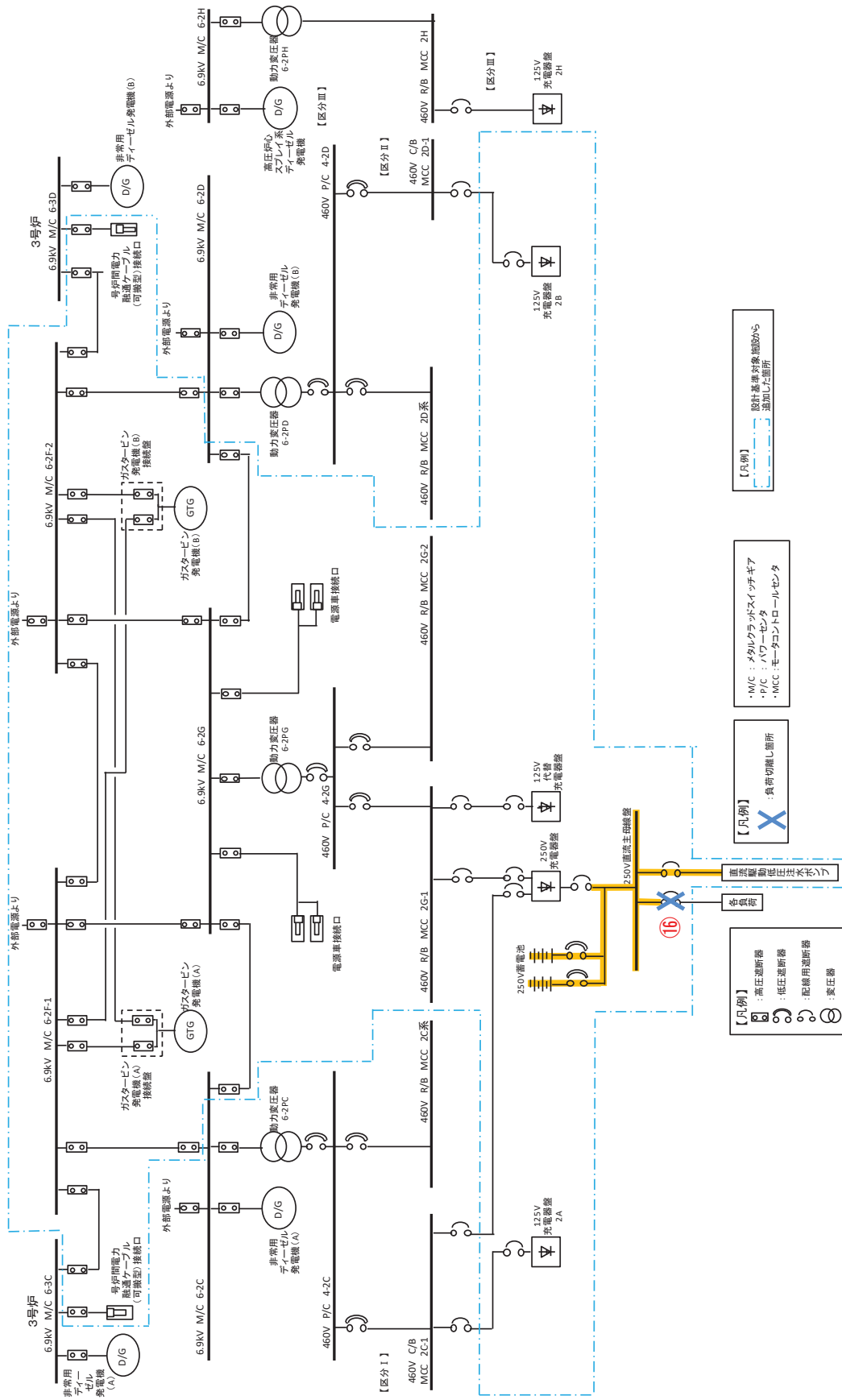
※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1.14.15 図 所内常設蓄電式直流電源設備による給電 (常設代替交流電源設備、  
号炉間電力融通設備又は可搬型代替交流電源設備による交流電源復旧の場合) タイムチャート



第 1.14.16 図 常設代替直流電源設備 (125V 系統) による給電 概要図



第 1.14.17 図 常設代替直流電源設備 (250V 系統) による給電 概要図

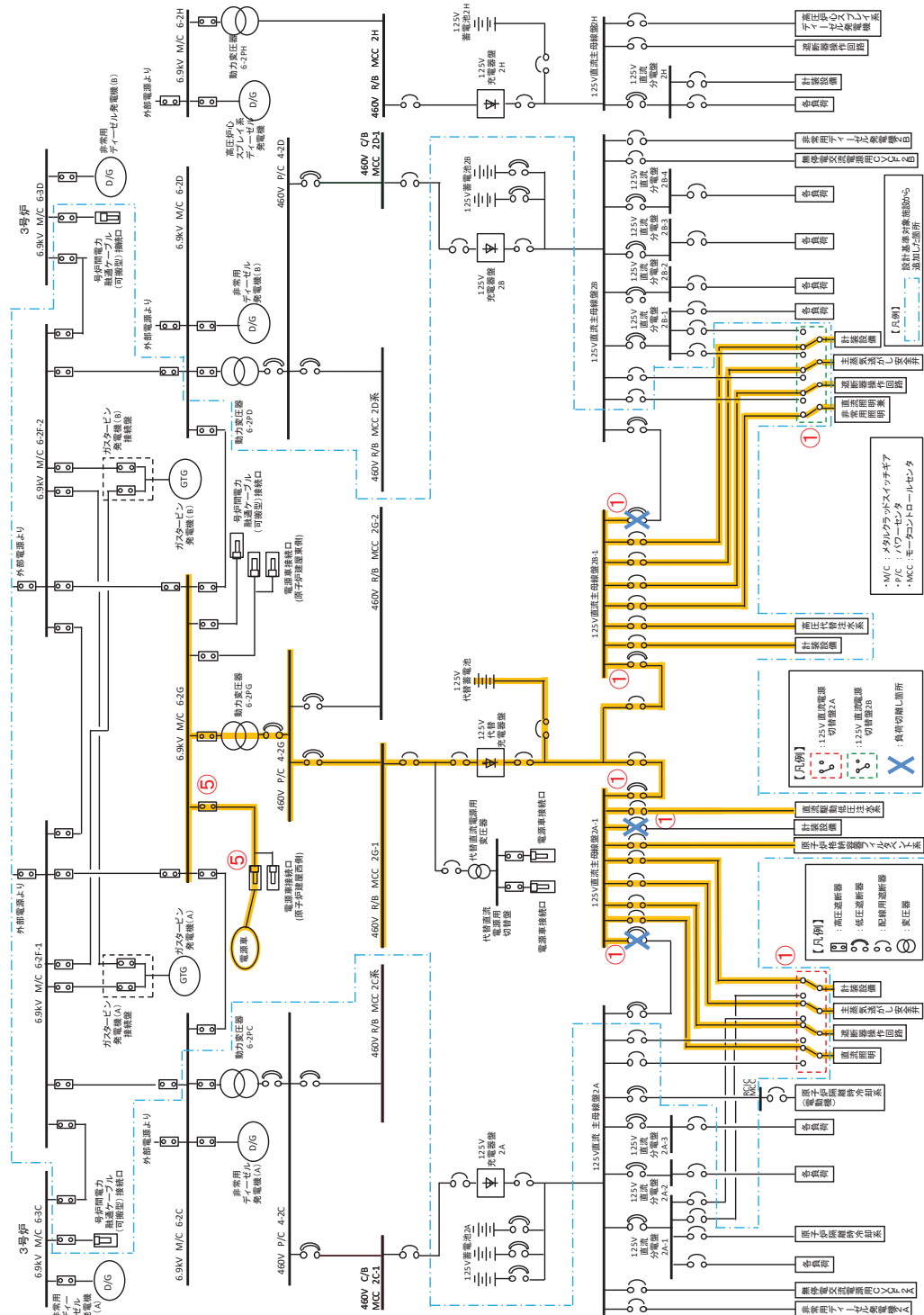
手順の項目	要員(数)	経過時間										備考												
		10分	20分	30分	40分	50分	60分	70分	7時間	8時間	9時間		10時間											
常設代替直流電源設備による給電	運転員(中央制御室)A	250V蓄電池による受電確認※2																						
		1時間負荷切離し 事象発生から60分																						
	運転員(現場)B,C	250V不要直流負荷切離し※1																						
		125V直流主母線盤の給電切替操作(B系)※1																						
		125V直流主母線盤の給電切替操作(A系)※1																						
		不要直流負荷切離し※1																						

※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

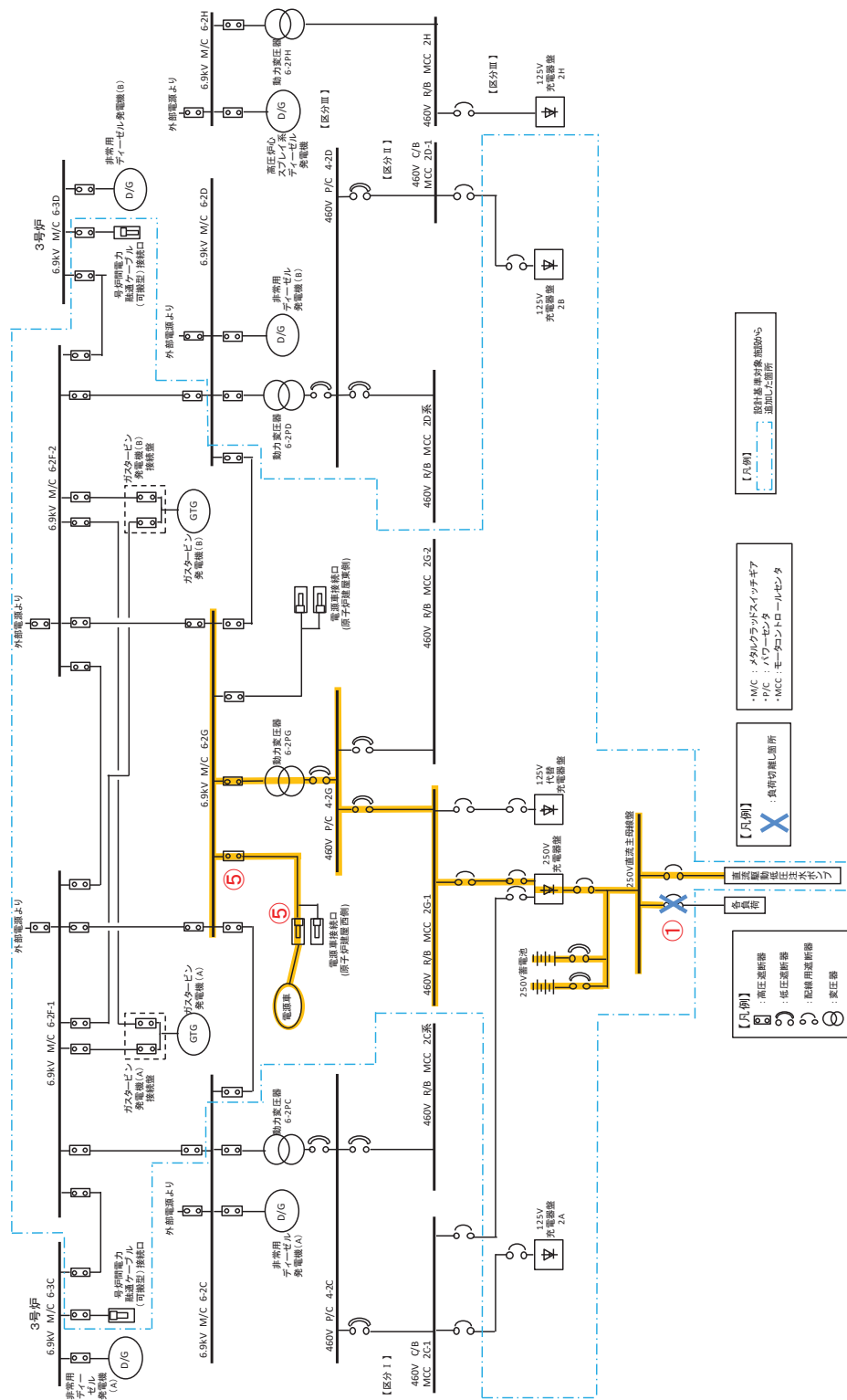
※2: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

第 1.14.18 図 常設代替直流電源設備による給電タイムチャート





第 1.14.19 図 可搬型代替直流電源設備 (125V 系統) による給電 概要図

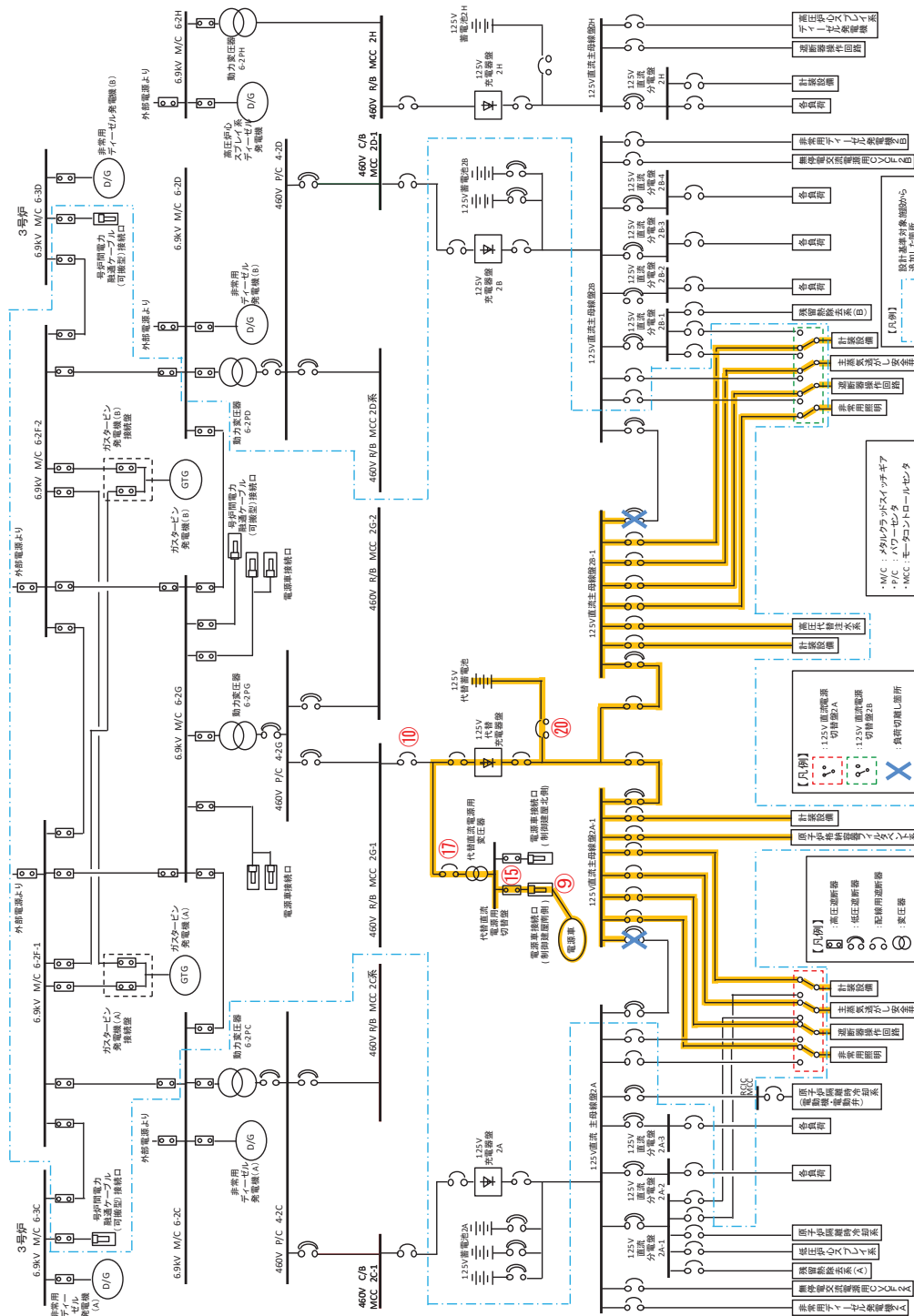


第 1.14.20 図 可搬型代替直流電源設備 (250V 系統) による給電 概要図

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考														
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150	160	170	180	190							
可搬型代替直流電源設備による給電	1 運転員(中央制御室A)	250V蓄電池による受電確認※2	120分	130分	140分	150分	160分	170分	180分	190分																操作手順		
		1時間負荷切離し 事象発生から60分																									①	
		250V不要直流負荷切離し※1																									①	
		M/C 25系受電準備操作※1																									⑤	
		M/C 25系受電操作、受電確認※1、※2 及び既系主母線受電確認※2																										⑤⑥
		計測制御電源空調起動※1																										⑧⑨
		25V直流主母線盤の給電切替操作 (b系) ※1																										①
		125V直流主母線の給電切替操作 (A系) ※1																										①
		原開放 (原子炉建屋内の電源系統統口を使用する場合) ※3																										⑤
		保安場所への移動※4、※5																										⑤
重大事故等対応要員	3	電源車走行前点検※6																								⑤		
		電源車の移動※7																								⑤		
		電源車準備※8																								⑤		
		電源車起動※9																									⑤	
		電源車給電※10																									⑤	

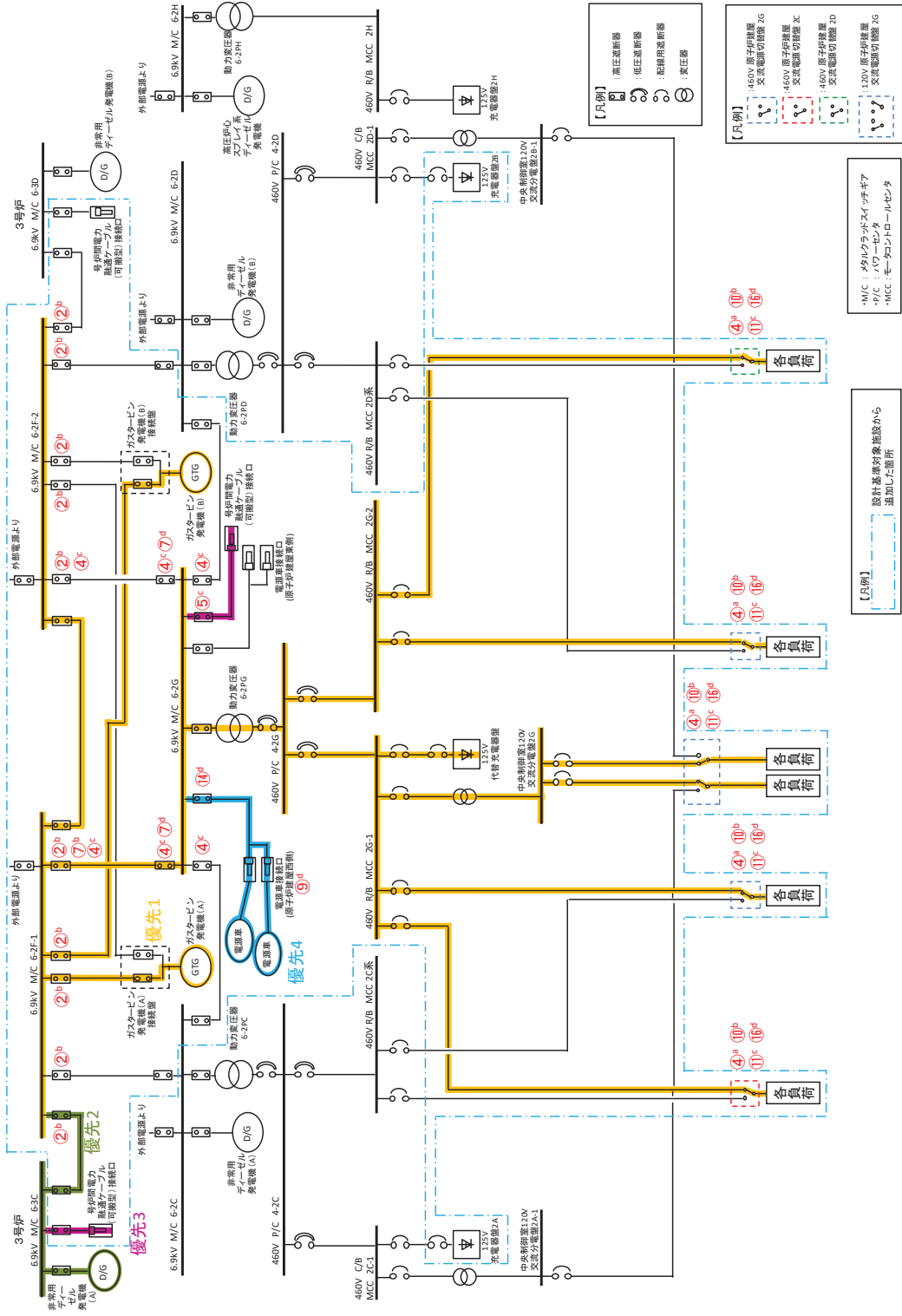
※1：機器の動作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※2：中央制御室での状況確認に必要な最短時間  
 ※3：中央制御室から原までの移動時間及び原印の原開放構想時間に余裕を見込んだ時間  
 ※4：電源車の保安場所から原までの移動時間、第3保安エリア、第4保安エリア及び第4保安エリア  
 ※5：緊急時対応要員から第3保安エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※6：電源車の走行前点検の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※7：電源車の保安場所から電源車接続口までの移動の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※8：電源車の準備(原開放及び接続)の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※9：電源車の起動の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※10：電源車の充電の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.14.21 図 可搬型代替直流電源設備による給電タイムチャート



第 1.14.22 図 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電 概要図





第 1.14.24 図 ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電 概要図

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
ガスタービン発電機による P/C 2G系及びMCC 2G系受電		ガスタービン発電機による P/C 2G系及びMCC 2G系受電										操作手順	
優先1. ガスタービン発電機 によるP/C 2G系及びMCC 2G 系受電の場合	運転員 (中央制御室)A 1	15分 電源確認※1 負荷切替操作※2 中央制御室監視器復旧確認※1											
													② <sup>a</sup>
													④ <sup>a</sup>
													⑤ <sup>a</sup>

※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

第 1. 14. 25 図 ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電  
(ガスタービン発電機による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の場合) タイムチャート

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)										備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100				
優先? 号炉間電力融通ケーブル (常設) を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機 (A) 系によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電の場合	2号炉運転員 (中央制御室) A		M/C 2G系受電前準備操作*												操作手順
		1	M/C 2F系受電操作、受電確認*1、*2												
	3号炉運転員 (中央制御室) A		D/G負荷抑制*1												④ <sup>b</sup> ⑤ <sup>b</sup>

\*1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

\*2: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

第 1.14.26 図 ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電 (号炉間電力融通ケーブル (常設) を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機 (A) 系による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の場合) タイムチャート

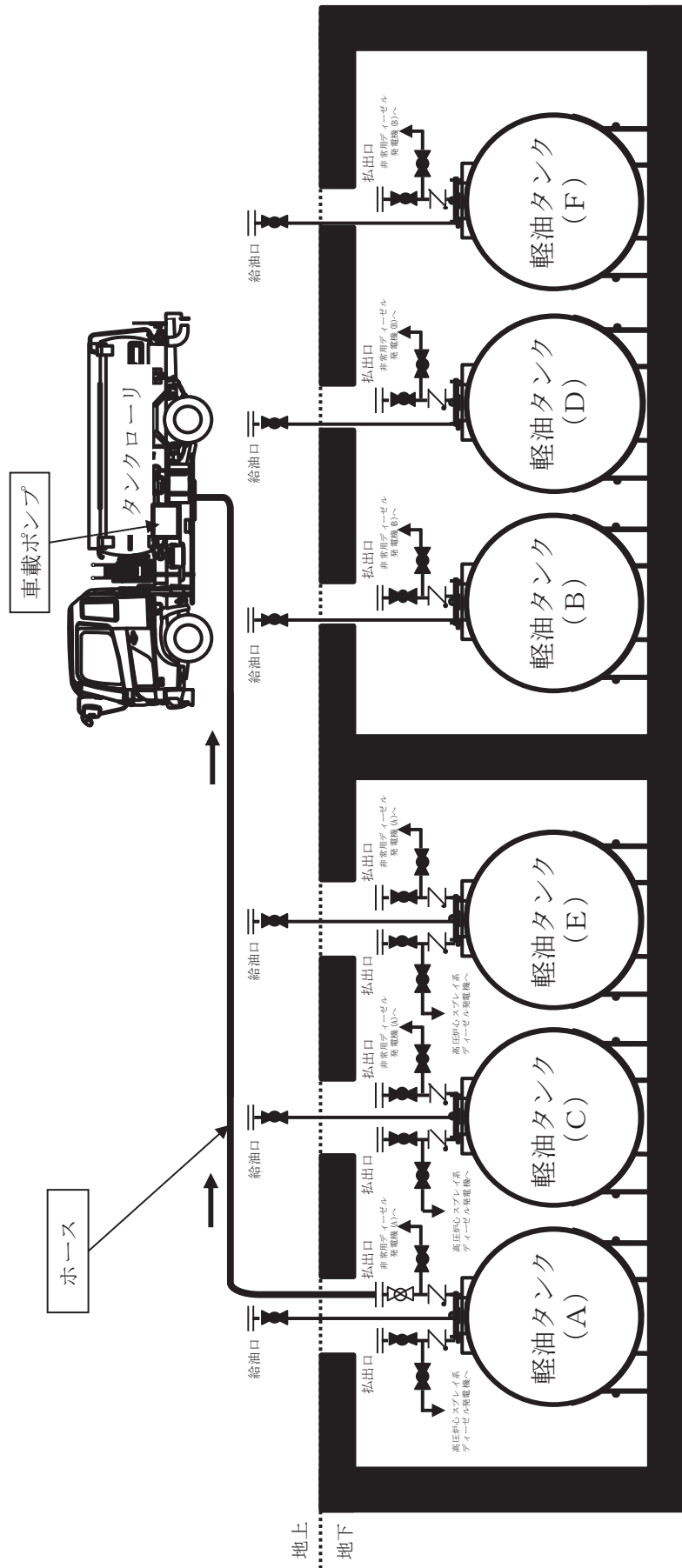




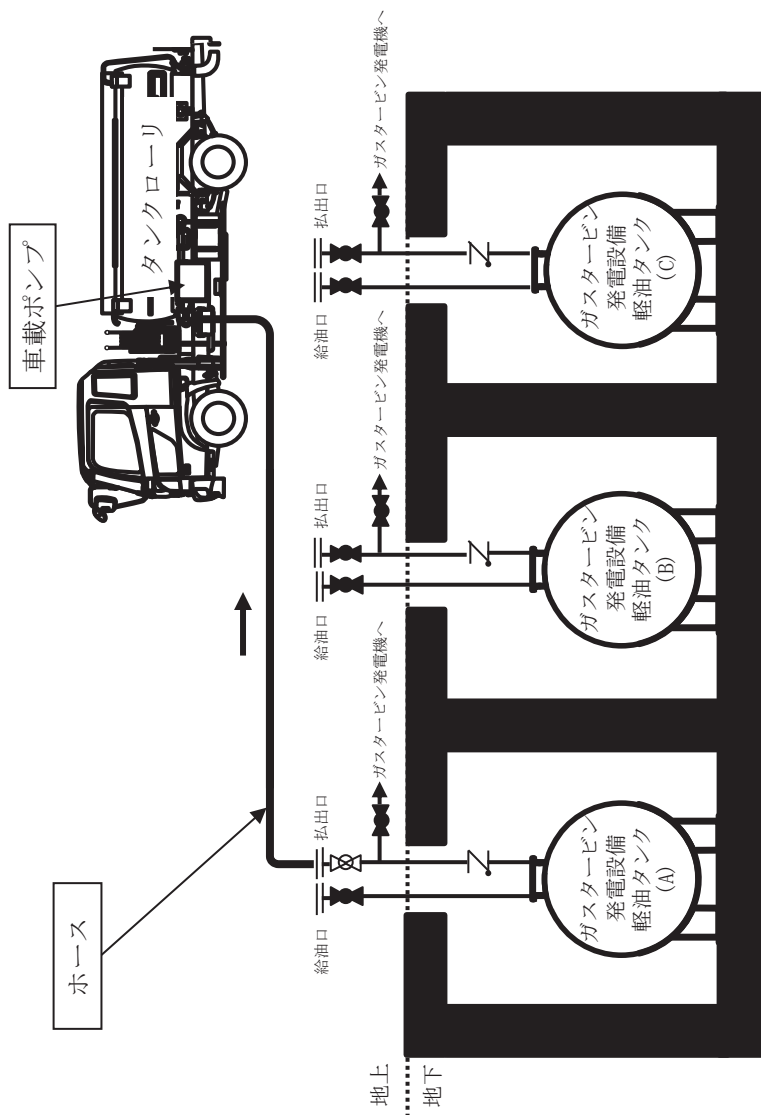
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考						
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150	160	170	180
優先4. 電源車によるP/C 2G 系及びMCC 2G系受電の場合	運転員(中央制御室)A 1	電源車給電 120分												操作手順						
		電源車によるP/C 2G系およびMCC 2G系受電 130分																		
		M/C 2G系受電前準備操作*1																		
	M/C 2G系受電操作, 受電確認*1, *2																			
	負荷切替操作*1																			
	中央制御室監視計器後田確認*2																			
	運転員(現場)B, C 2																			
	加開放(原子炉建屋内の電源車接続口を使用する場合)*3																			
	重大事故等対応要員 3																			
	保管場所への移動*4, *5																			
電源車走行前点検*6																				
電源車の移動*7																				
電源車準備*8																				
電源車起動*9																				
電源車給電*10																				

※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※2: 中央制御室での状態確認に必要な想定時間  
 ※3: 中央制御室から扉までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間  
 ※4: 中央制御室から扉までの移動時間及び第4保管エリア  
 ※5: 電源車の保管場所から第2保管エリア、第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間  
 ※6: 緊急時対応要員から第3保管エリアまでの移動の時間を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※7: 電源車の走行前点検の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※8: 電源車の保管場所から電源車接続口までの移動の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※9: 電源車の準備(ケーブルの敷設及び接続)の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間  
 ※10: 電源車の起動の実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

第 1.14.28 図 ガスタービン発電機, 号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電  
 (電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の場合) タイムチャート



第 1.14.29 図 軽油タンクからタンクローリへの補給 概要図

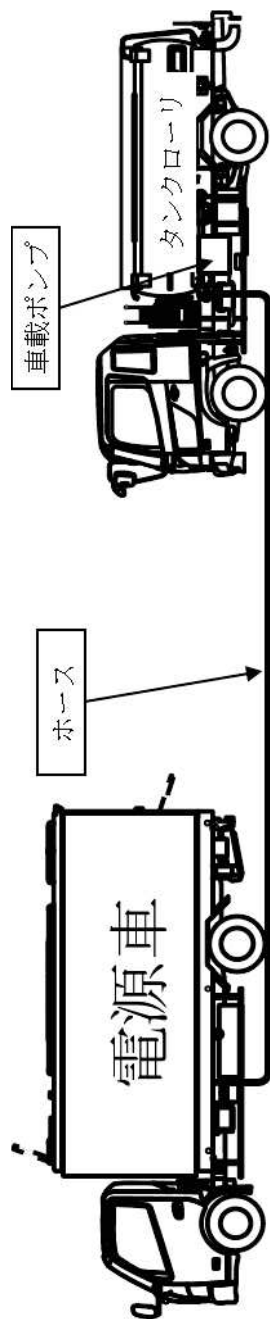


第 1.14.30 図 ガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給 概要図

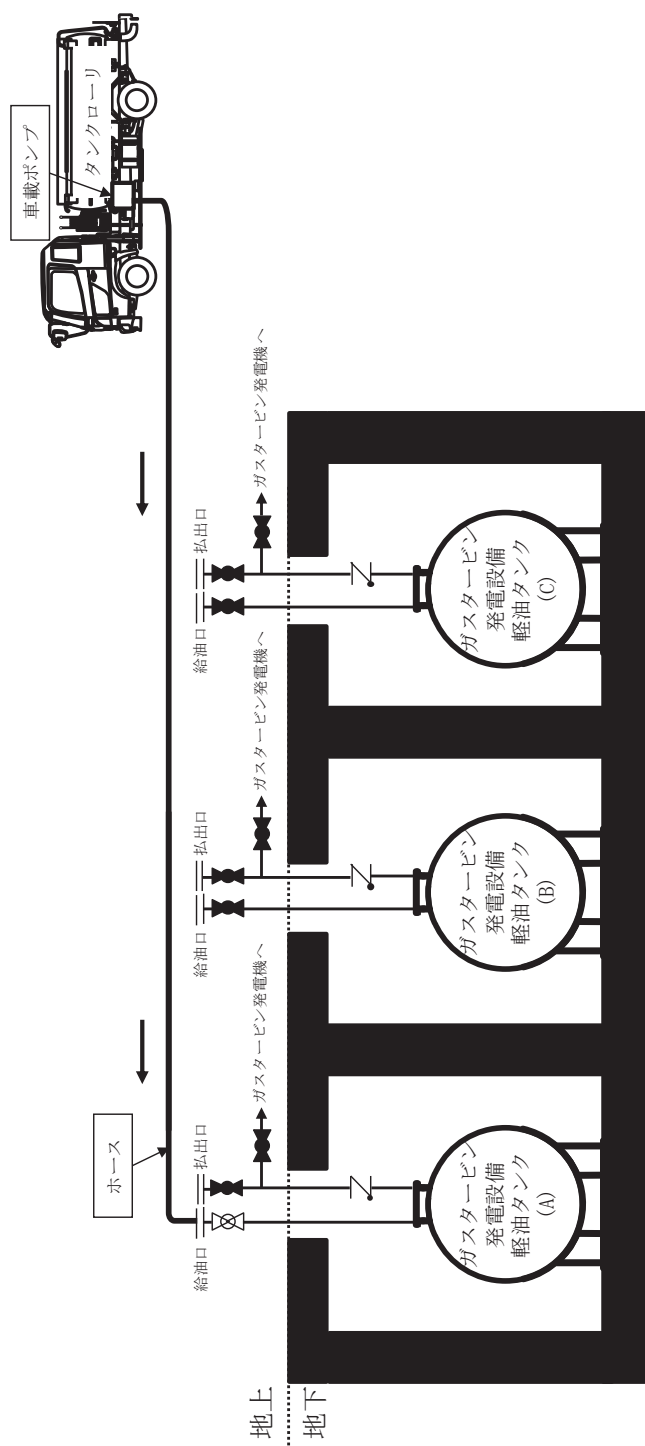
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)														備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140			
軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの軽油補給	2 重大事故等対応要員A,B	軽油タンク又はガスタービン発電設備 軽油タンクからタンクローリへの軽油補給 140分														操作手順		
		保管場所への移動※1, ※2															②	
		タンクローリの移動・設置※3																② <sup>a</sup> , ② <sup>b</sup>
		補給準備※4																

※1: タンクローリの保管場所は第2保管エリア, 第3保管エリア, 4保管エリア  
 ※2: 重大事故等対応要員の移動は, 緊急時対応箇所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間  
 ※3: タンクローリの移動は, 注水用の大容量送水ポンプ(タイプI) 設置場所から熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプI) 設置場所までの移動を想定した時間  
 ※4: タンクローリへの補給は軽油補給作業の表に余裕を見込んだ想定時間

第 1.14.31 図 軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給 タイムチャート



第 1.14.32 図 タンクローリから各機器への補給 概要図



第 1.14.33 図 タンクローリからガスタービン発電設備軽油タンクへの補給 概要図

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)														備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140			
タンクローリから各機器への補給	2	タンクローリから各機器への補給 45分														操作手順		
		移動*1																②
		補給準備*2																②③④ <sup>a</sup>
		補給*2																⑤⑥ <sup>a</sup>

※1: タンクローリの移動距離として第2保管エリアから軽油タンクまでの移動を想定した移動時間

※2: 各機器への補給は類似作業の実績を基に余裕を見込んだ想定時間

第 1.14.34 図 タンクローリから各機器への補給 タイムチャート



手順の項目	要員(数)	経過時間(分)														備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140				
タンクローリからガスタービン発電設備軽油タンクへの補給	2	タンクローリからガスタービン発電設備軽油タンクへの補給 55分														操作手順			
		移動※1		補給準備※2		補給※2													②
																			②③④ <sup>h</sup>
																			⑤⑥ <sup>h</sup>

※1: タンクローリの移動距離として軽油タンクからガスタービン発電設備軽油タンクまでの移動を想定した移動時間

※2: 各機器への補給は類似作業の実績を基に余裕を見込んだ想定時間

第 1. 14. 35 図 タンクローリからガスタービン発電設備軽油タンクへの補給 タイムチャート

手続の項目	要員(数)	経過時間(時間)																								備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24		25		
タンクローリーAによる補給手続(注水用の大容量送水ポンプ(タイプ1)、熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプ1)及び熱交換器ユニットへの補給)	重大事故等対応要員A, B	移動 <sup>①</sup> ①																										重大事故等対応要員及びタンクローリーの動き	
		補給 <sup>②</sup> ②																											
		移動 <sup>③</sup> ③																											
		補給 <sup>④</sup> ④																											
		移動 <sup>⑤</sup> ⑤																											
		補給 <sup>⑥</sup> ⑥																											
		移動 <sup>⑦</sup> ⑦																											
		補給 <sup>⑧</sup> ⑧																											
		移動 <sup>⑨</sup> ⑨																											
		補給 <sup>⑩</sup> ⑩																											
		移動 <sup>⑪</sup> ⑪																											
		補給 <sup>⑫</sup> ⑫																											
		移動 <sup>⑬</sup> ⑬																											
		補給 <sup>⑭</sup> ⑭																											
移動 <sup>⑮</sup> ⑮																													

※1: タンクローリーの保管場所は第2保管エリア、第4保管エリア

※2: 重大事故等対応要員の移動は、緊急時対策所から保管エリアまでの移動を想定した時間

※3: タンクローリーの移動は、移動時間が最大となる注水用の大容量送水ポンプ(タイプ1)設置場所から熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプ1)設置場所までの移動を想定した時間

※4: タンクローリーへの補給は軽油補給作業の実績に余裕を見込んだ想定時間

※5: 各機器への補給は類似作業の実績に余裕を見込んだ想定時間

※6: 熱交換器ユニットへの補給は15時間以内で評価するため、実運用の際は不要

※7: タンクローリーAの補給は15時間以内で評価するため、実運用の際は不要

### 第 1.14.36 図 タンクローリーから各機器への補給約 7 日間サイクル タイムチャート (1 日分の記載、内訳については各タイムチャートの軽油補給、燃料補給時間参照)

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)																									備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25				
タンクローリーによる補給手順(軽油タンクからガスタービン発電設備軽油タンクへの補給)	重大事故等対応要員C、D 2	移動 <sup>※1,※2</sup>																										重大事故等対応要員及びタンクローリーの動き		
		補給 <sup>※3,※4</sup>																												
		移動 <sup>※5</sup>																												
		補給 <sup>※5</sup>																												
		補給 <sup>※5</sup>																												
		補給 <sup>※5</sup>																												
																												操作手順		
																													① <sup>※6</sup>	
																													② <sup>※4</sup> 、③ <sup>※6</sup>	
																													④ <sup>※6</sup>	
																													⑤	
																													⑥、⑦	

※1：タンクローリーの保管場所は第2保管エリア、第3保管エリア、第4保管エリア

※2：重大事故等対応要員の移動は、緊急時対策所から保管エリアまでの移動を想定した時間

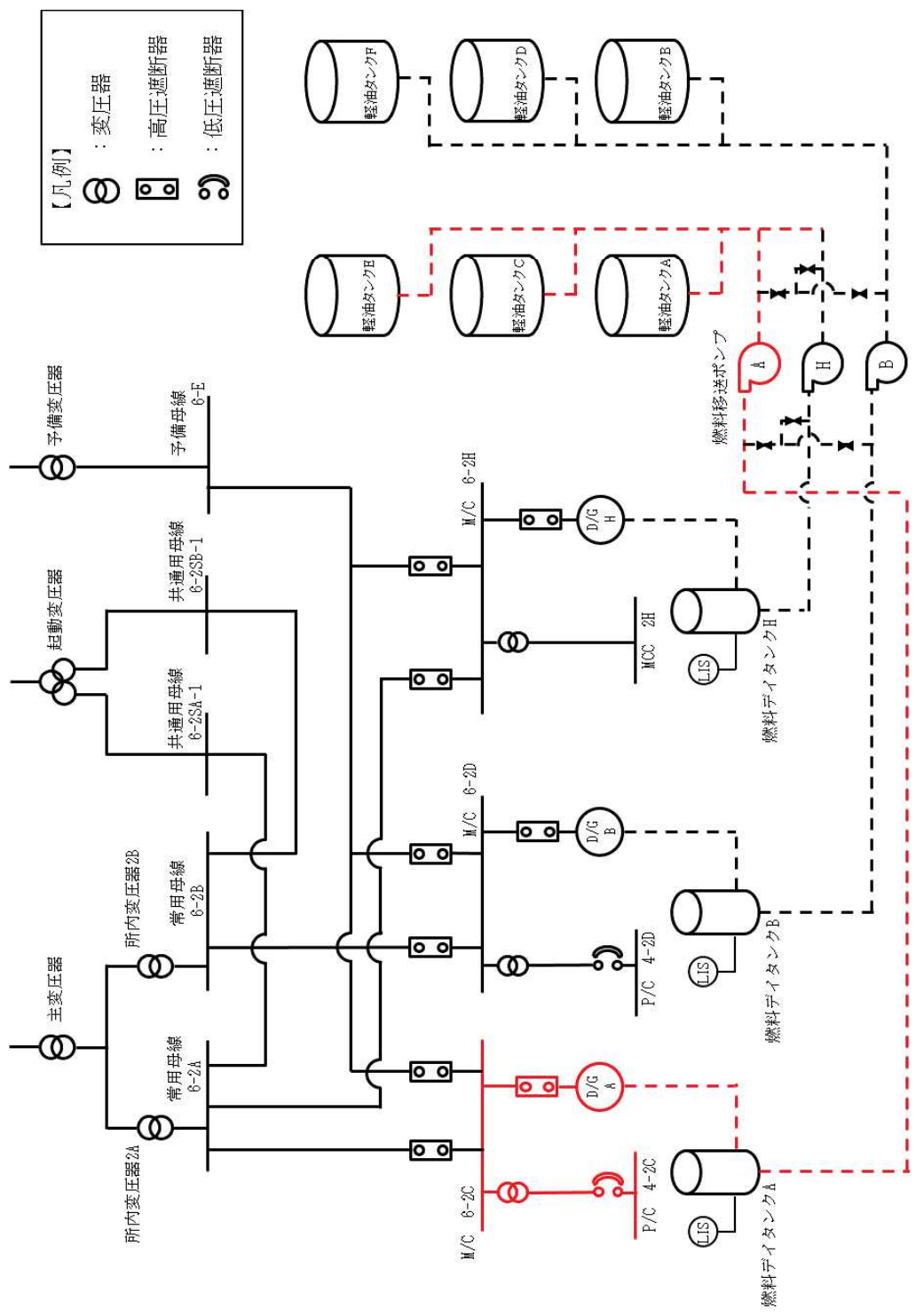
※3：タンクローリーの移動は、移動時間が最大となる軽油タンクからガスタービン発電設備軽油タンクまでの移動を想定した時間

※4：タンクローリーへの補給は、軽油補給作業の実績に余裕を見込んだ想定時間

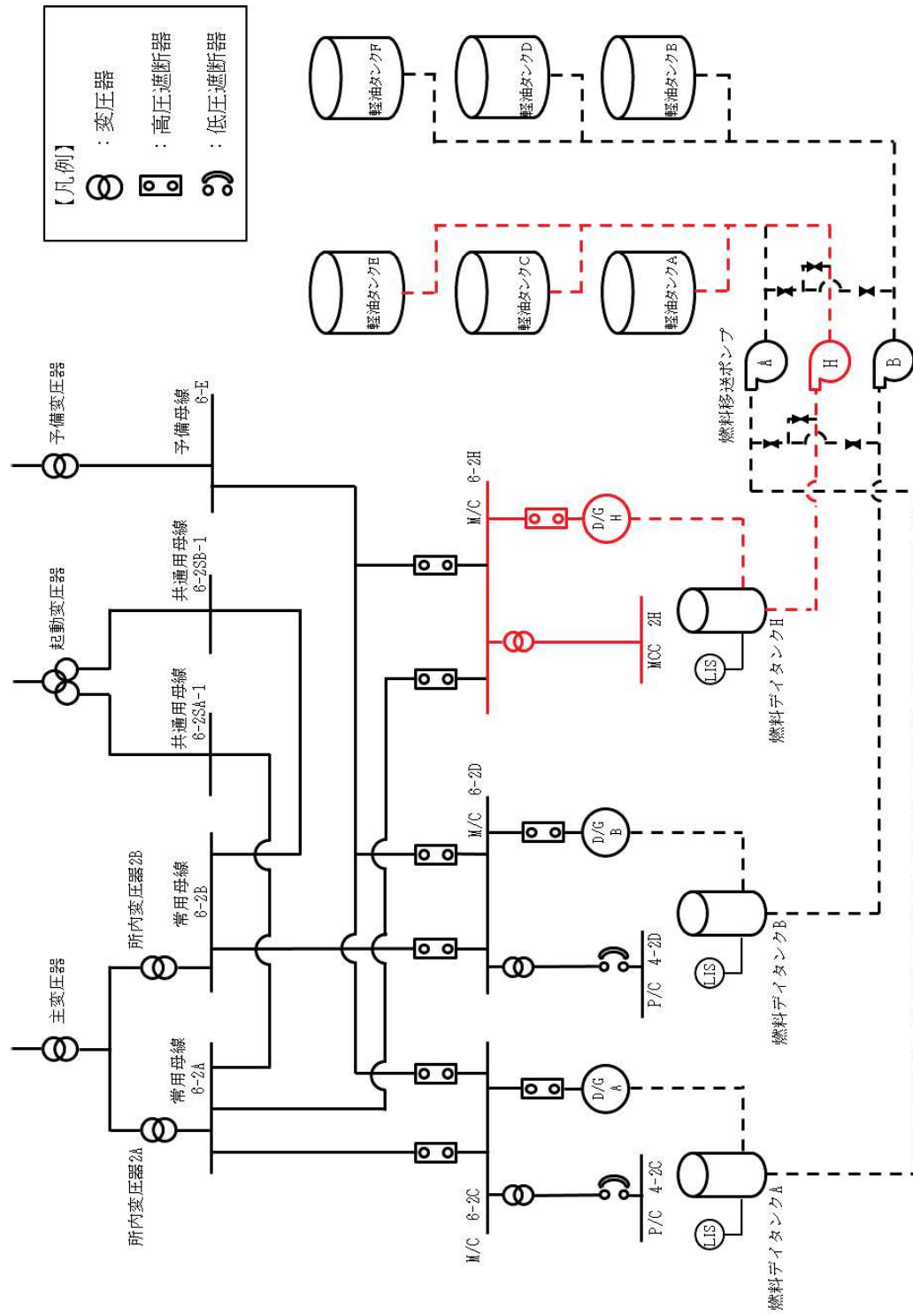
※5：ガスタービン発電設備軽油タンクへの補給は類似作業の実績に余裕を見込んだ想定時間

※6：タンクローリーの手順①②③④はアクセスルートの復旧が完了する事象発生後4時間から、燃料補給を開始する事象発生後10時間までに実施する

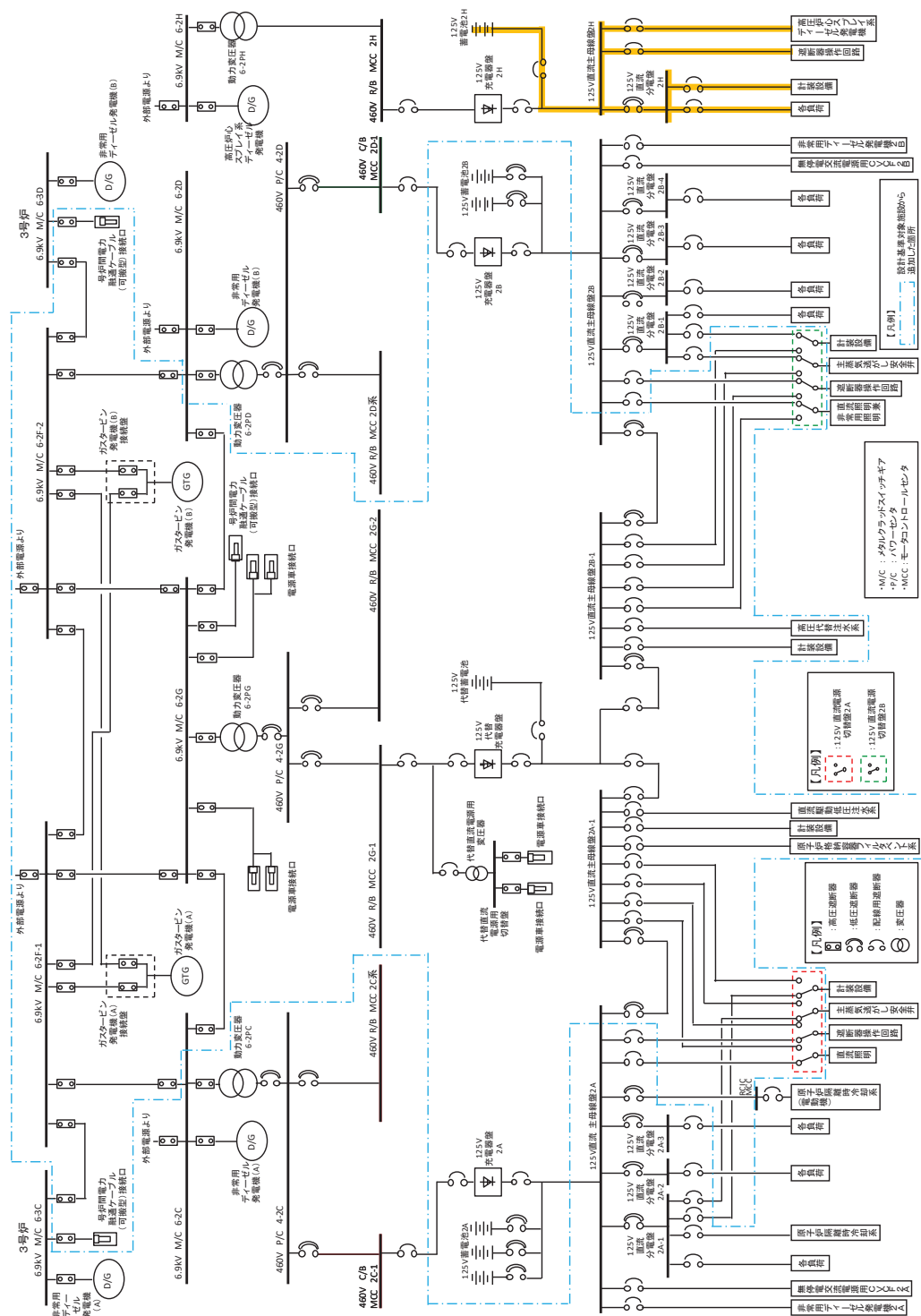
第 1.14.37 図 タンクローリーからガスタービン発電設備軽油タンクへの補給約7日間サイクル タイムチャート (1日分の記載、内訳については各タイムチャートの軽油補給、燃料補給時間参照)



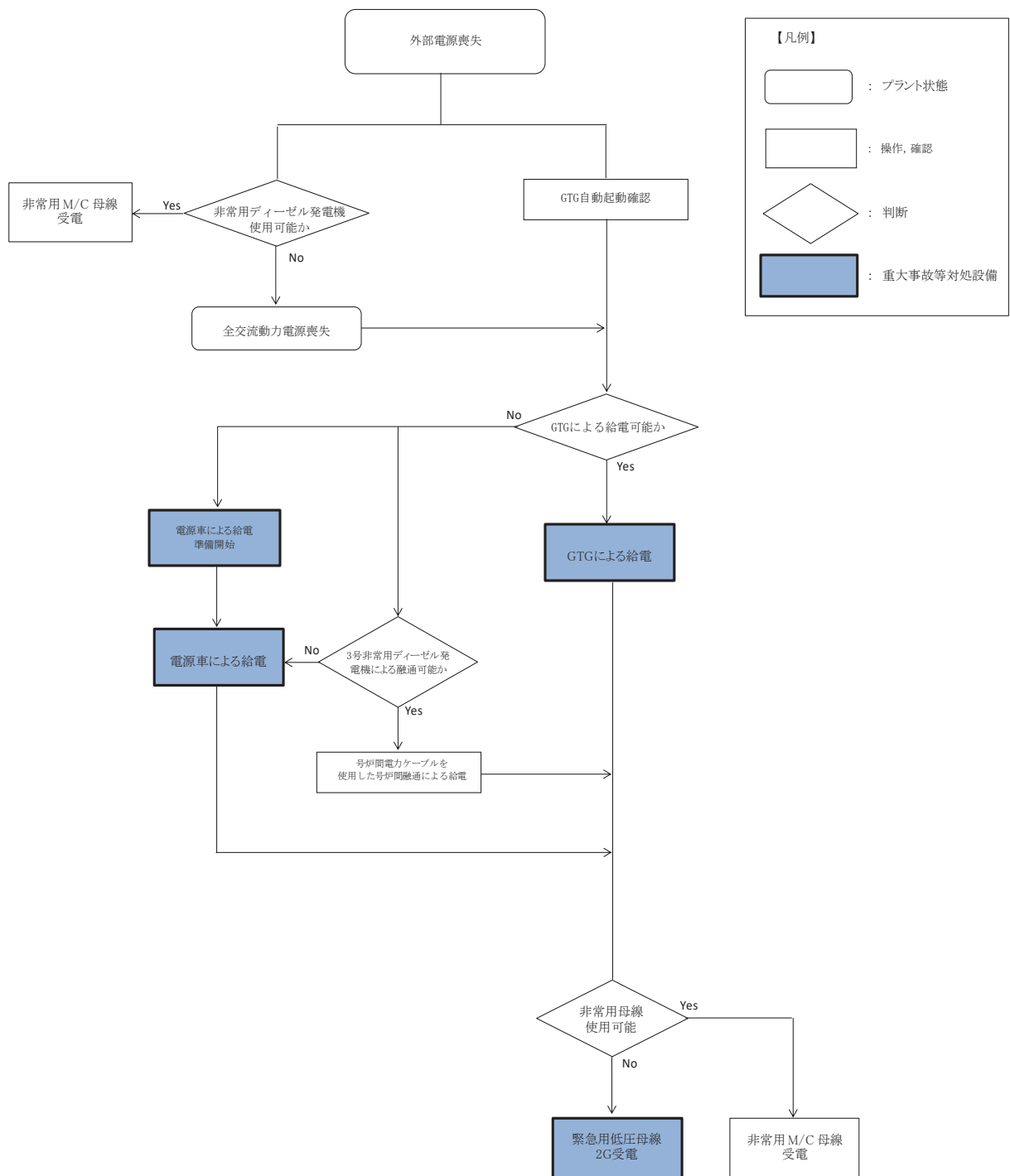
第 1.14.38 図 非常用交流電源設備による給電 概要図



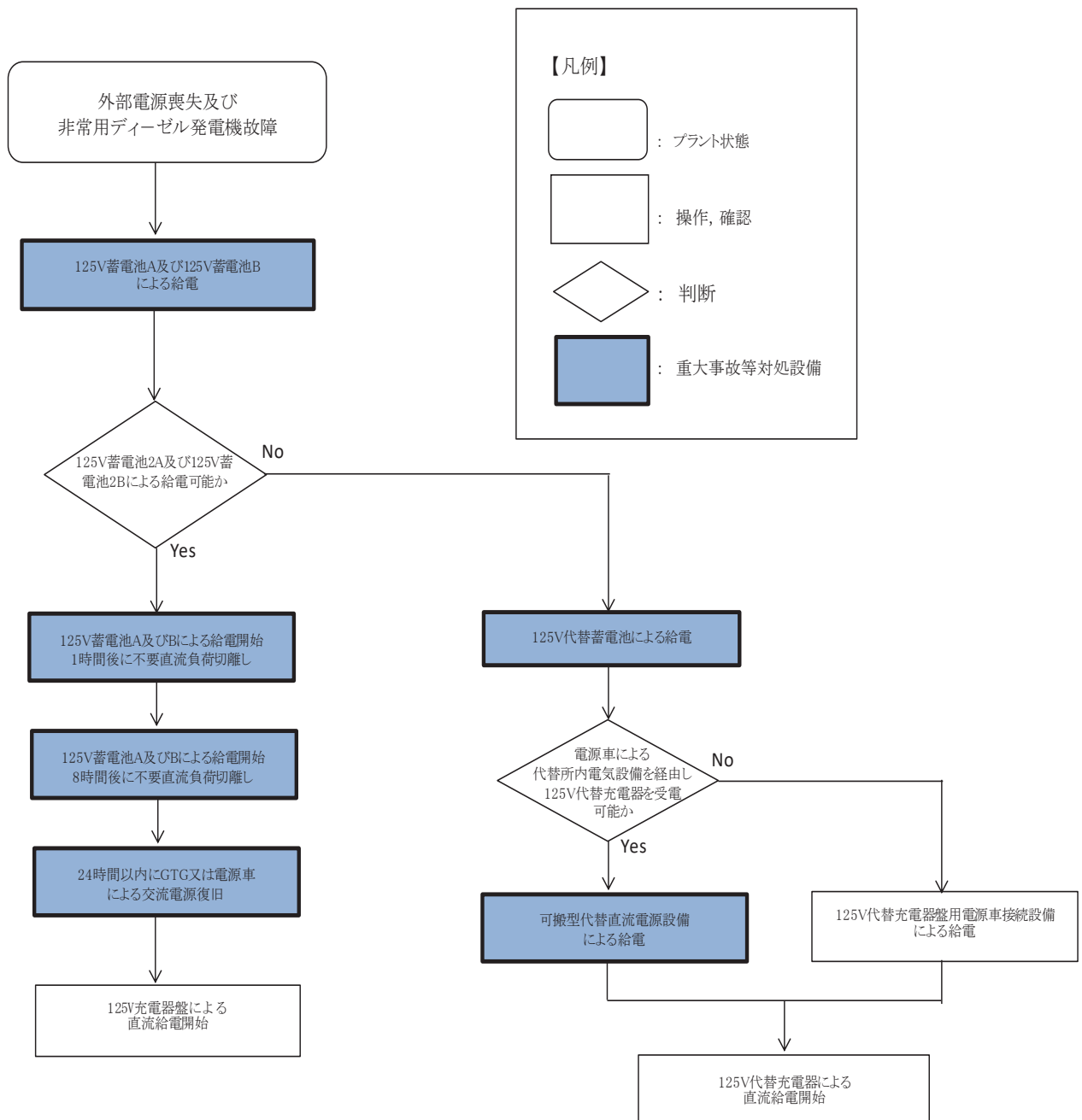
第 1.14.39 図 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備による給電 概要図



第 1.14.40 図 非常直流電源設備による給電 概要図



第 1. 14. 41 図 重大事故等時の対応手段の選択フローチャート  
(代替電源 (交流) による対応手段)



第 1. 14. 42 図 重大事故等時の対応手段の選択フローチャート  
代替電源（直流）による対応手段



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（1.14）	番号	設置許可基準規則（57条）	技術基準規則（72条）	番号
<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、第四十五条第一項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を施設しなければならない。</p>	⑤
<p>【解釈】</p> <p>1 「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) 炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保</p> <p>a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	a) 代替電源設備を設けること。 i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。	a) 代替電源設備を設けること。 i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。	⑥
		ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。	ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。	⑦
		iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。	iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。	⑧
<p>b) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電を開始できること。</p>	③	b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わず」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。	b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わず」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。	⑨
		c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。	c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。	⑩
<p>c) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。</p>	—	d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。	d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。	—
<p>d) 所内電気設備（モーターコントロールセンター（MCC）、パワーセンター（P/C）及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）（MC）等）は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>	④	e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター（MCC）、パワーセンター（P/C）及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）（MC）等）は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。	e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター（MCC）、パワーセンター（P/C）及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）（MC）等）は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。	⑪
—	—	<p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。</p> <p>a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。</p>	<p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。</p> <p>a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。</p>	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/6)

■ : 重大事故等対処設備 □ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段			自主対策						
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使 用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
非常用交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機	既設	① ⑤	-	-	-	-	-	-
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	既設							
	非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク	既設							
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク	既設							
	軽油タンク	既設							
	タンクローリ	新設							
	ガスタービン発電設備軽油タンク	新設							
	非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	既設							
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	既設							
	非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁[燃料流路]	既設							
	ホース	新設							
	ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁	新設							
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁[燃料流路]	既設							
	非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線 2C 系及び非常用高圧母線 2D 系電路[電路]	既設							
非常用高圧母線 2H 系	既設								
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線 2H 系電路[電路]	既設								
非常用直流電源設備による給電	125V 蓄電池 2A	既設	① ⑤	-	-	-	-	-	-
	125V 蓄電池 2B	既設							
	125V 充電器盤 2A	既設							
	125V 充電器盤 2B	既設							
	125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器盤 2A～125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 電路[電路]	新設							
	125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器盤 2B～125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路[電路]	新設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/6)

■ : 重大事故等対処設備 □ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使 用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
非常用直流電源設備 による給電	125V 蓄電池 2H	既設	① ⑤	-	-	-	-	-	-
	125V 充電器盤 2H	既設							
	125V 蓄電池 2H 及び 125V 充電器盤 2H~125V 直流主母線盤 2H 電路 [電路]	既設							
常設代替交流電源設備による給電	ガスタービン発電機	新設	① ② ⑤ ⑦ ⑧	-	-	-	-	-	-
	ガスタービン発電設備 軽油タンク	新設							
	タンクローリ	新設							
	軽油タンク	既設							
	ガスタービン発電設備 燃料移送ポンプ	新設							
	ガスタービン発電設備 燃料移送系配管・弁	新設							
	ホース	新設							
	非常用ディーゼル発電 設備燃料移送系配管・ 弁	新設							
	高圧炉心スプレイ系デ ィーゼル発電設備燃料 移送系配管・弁	新設							
	ガスタービン発電機～ 非常用高圧母線 2C 系及 び非常用高圧母線 2D 系 電路	既設 新設							
ガスタービン発電機～ 緊急用低圧母線 2G 系電 路	新設								
可搬型代替交流電源設備による給電	電源車	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑧	-	-	-	-	-	-
	軽油タンク	既設							
	ガスタービン発電設備 軽油タンク	新設							
	タンクローリ	新設							
	非常用ディーゼル発電 設備燃料移送系配管・ 弁[燃料流路]	既設							
	高圧炉心スプレイ系デ ィーゼル発電設備燃料 移送系配管・弁[燃料流 路]	既設							
	ガスタービン発電設備 燃料移送系配管・弁[燃 料流路]	新設							
	ホース[燃料流路]	新設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/6）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
可搬型代替交流電源設備による給電	電源車～電源車接続口 （原子炉建屋） 電路〔電路〕	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑧	-	-	-	-	-	-
	電源車接続口（原子炉建屋）～非常用高压母線 2C 系及び非常用高压母線 2D 系電路〔電路〕	既設 新設							
	電源車接続口（原子炉建屋）～緊急用低压母線 2G 系電路〔電路〕	新設							
号炉間電力融通設備による給電	-	-	-	号炉間電力融通設備による給電	号炉間電力融通ケーブル（常設）	常設	30分 可搬型ケーブル (225分)	3名 可搬型ケーブル (8名)	自主対策とする理由は本文 1.14.1(2)a.(b)参照
					号炉間電力融通ケーブル（可搬型）	可搬			
					号炉間電力融通ケーブル（常設）～非常用高压母線 2C 系又は非常用高压母線 2D 系電路	常設			
					号炉間電力融通ケーブル（可搬型）～非常用高压母線 2C 系又は非常用高压母線 2D 系電路	可搬			
					号炉間電力融通ケーブル（常設）～緊急用低压母線 2G 系電路	常設			
					号炉間電力融通ケーブル（可搬型）～緊急用低压母線 2G 系電路	常設 可搬			
所内常設蓄電式直流電源設備による給電	125V 蓄電池 2A	既設	① ② ⑤ ⑨	-	-	-	-	-	-
	125V 蓄電池 2B	既設							
	125V 充電器盤 2A	既設							
	125V 充電器盤 2B	既設							
	125V 蓄電池 2A 及び 125V 充電器盤 2A～125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 電路	既設 新設							
	125V 蓄電池 2B 及び 125V 充電器盤 2B～125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路	既設 新設							
	125V 代替蓄電池	新設							
常設代替直流電源設備による給電	250V 蓄電池	既設	① ② ⑤ ⑥ ⑧ ⑩	-	-	-	-	-	-
	125V 代替蓄電池～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路	新設							
	250V 蓄電池～250V 直流主母線盤電路	既設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (5/6)

■ : 重大事故等対処設備 □ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
可搬型代替直流電源設備による給電	125V 代替蓄電池	新設	① ② ⑤ ⑥ ⑧ ⑩	1 2 5 4 代替充電器盤用電源車接続設備	125V 代替充電器	可搬	130分	6名	自主対策とする理由は本文1.14.1(2)b.(d)参照
	250V 蓄電池	既設			代替直流電源用切替盤	常設			
	125V 代替充電器盤	新設			代替直流電源用変圧器	常設			
	250V 充電器盤	既設			電源車	常設			
	電源車	新設			軽油タンク	常設			
	軽油タンク	既設			ガスタービン発電設備軽油タンク	常設			
	ガスタービン発電設備軽油タンク	新設			タンクローリ	新設			
	タンクローリ	新設			非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	常設			
	非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	既設			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	常設			
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	既設			ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁	常設			
	ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁	新設			ホース	可搬			
	ホース	新設			電源車～電源車接続口(制御建屋) 電路	常設			
	125V 代替蓄電池及び125V 代替充電器盤～125V 直流主母線盤 2A-1 及び125V 直流主母線盤 2B-1 電路	新設			電源車接続口(制御建屋)～代替直流電源用切替盤～代替直流電源用変圧器～125V 代替充電器盤 電路	常設 可搬			
	250V 蓄電池及び250V 充電器盤～250V 直流主母線盤 電路	既設			—	—			
	電源車～電源車接続口(原子炉建屋) 電路	新設			—	—			
電源車接続口(原子炉建屋)～125V 直流主母線盤 2A-1 及び125V 直流主母線盤 2B-1 電路	新設	—	—						
電源車接続口(原子炉建屋)～250V 直流主母線盤 電路	既設 新設	—	—						

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6/6）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使 用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
代替所内電気設備による給電	ガスタービン発電機接続盤	新設	① ④ ⑤ ⑪	-	-	-	-	-	-
	緊急用高圧母線 2F 系	新設							
	緊急用高圧母線 2G 系	新設							
	緊急用動力変圧器 2G 系	新設							
	緊急用低圧母線 2G 系	新設							
	緊急用交流電源切替盤 2G 系	新設							
	緊急用交流電源切替盤 2C 系	新設							
	緊急用交流電源切替盤 2D 系	新設							
	非常用高圧母線 2C 系	既設							
	非常用高圧母線 2D 系	既設							
燃料補給設備による補給	軽油タンク	既設	① ② ⑤	-	-	-	-	-	-
	ガスタービン発電設備軽油タンク	新設							
	タンクローリ	新設							
	非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	既設							
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁	既設							
	ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁	新設							
	ホース	新設							

## 重大事故対策の成立性

## 1. ガスタービン発電機又は電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電

## (1) 電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電の受電前準備操作

## a. 操作概要

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電できない場合において、電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電の受電前準備操作として MCC 2C 系及び MCC 2D 系の負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器の「切」操作を実施する。

## b. 作業場所

原子炉建屋	地下 1 階（非管理区域）
制御建屋	地下 1 階（非管理区域）

## c. 必要要員数及び操作時間

電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電のうち、受電前準備操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：2 名（運転員（現場）2 名）  
想定時間：110 分（訓練実績等）

## d. 操作の成立性について

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

移動経路：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、容易に実施可能である。

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

(2) 電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電の電源車ケーブル敷設、接続及び電源車操作

a. 操作概要

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電できない場合において、電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電の際、電源車と電源車接続口（原子炉建屋西側又は東側）間に電源車ケーブルを敷設及び接続し、その後電源車を起動し、M/C 2C 系及び M/C 2D 系に給電する。

b. 作業場所

屋外 電源車接続口（原子炉建屋西側又は原子炉建屋東側）近傍

c. 必要要員数及び操作時間

電源車による M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電のうち、電源車ケーブル敷設、接続、電源車起動、M/C 2C 系給電及び M/C 2D 系給電に必要な要員数、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）

想定時間：120分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、夜間においてもアクセス可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：電源車ケーブルの接続は屋外の接続口含めプラグイン式（コネクタ接続）であることから、容易に敷設及び接続可能であり、また、電源車の起動は電源車の操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。





MCC 負荷の切離し操作



電源車ケーブル接続

## 2. 号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電

### (1) 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機による M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電の給電準備操作

#### a. 操作概要

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失、ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブル（常設）により M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電できない場合において、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機による M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電の際、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の接続後、M/C 3C 系又は M/C 3D 系において M/C 3C 系又は M/C 3D 系と M/C 2G 系を連絡するための遮断器の給電準備操作を実施する。

#### b. 作業場所

3 号炉 原子炉建屋 地下 1 階又は地下 2 階（非管理区域）

#### c. 必要要員数及び操作時間

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機による M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電のうち、3 号炉非常用ディーゼル発電機による M/C 2C 系又は M/C 2D 系の給電準備操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：1 名（3 号炉運転員（現場）1 名）

想定時間：15 分（訓練実績等）

#### d. 操作の成立性について

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

移動経路：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、容易に実施可能である。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下に

において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置により中央制御室に連絡することが可能である。

## (2) 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設及び接続

### a. 操作概要

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失、ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブル（常設）により M/C 2C 系及び M/C 2D 系へ給電できない場合において、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機から M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電の際、M/C 2G 系と 3 号 M/C 3C 系又は M/C 3D 系間に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設及び接続を実施する。

### b. 作業場所

屋外（2 号炉号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口近傍及び 3 号炉号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口近傍）

### c. 必要要員数及び操作時間

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した 3 号炉非常用ディーゼル発電機による M/C 2C 系又は M/C 2D 系受電のうち、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設及び接続に必要な要員数、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）

想定時間：195 分（訓練実績等）

### d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、夜間においてもアクセス可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の接続はプラグイン式（コネクタ接続）であることから容易に接続可能であり、操作性に支障はない。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

### 3. 所内常設蓄電式直流電源設備による給電

#### (1) 不要直流負荷の切離し操作

##### a. 操作概要

全交流動力電源喪失事象発生から8時間経過した時点で125V直流主母線盤2A, 125V直流主母線盤2B, 125V直流分電盤2A-1, 125V直流分電盤2B-1, 125V直流分電盤2A-2, 125V直流分電盤2B-2, 125V直流分電盤2A-3, 125V直流分電盤2B-3及び125V直流分電盤2B-4の不要な直流負荷の切離し操作を実施する。

##### b. 作業場所

制御建屋 地下1階（非管理区域）

##### c. 必要要員数及び操作時間

125V直流主母線盤2A, 125V直流主母線盤2B, 125V直流分電盤2A-1, 125V直流分電盤2B-1, 125V直流分電盤2A-2, 125V直流分電盤2B-2, 125V直流分電盤2A-3, 125V直流分電盤2B-3及び125V直流分電盤2B-4の不要な直流負荷の切離し操作に必要な要員数, 時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員（現場）2名）

想定時間：60分（訓練実績等）

##### d. 操作の成立性について

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

移動経路：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、容易に実施可能である。

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



不要直流負荷切離し操作

(1) 125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B 給電を 24 時間継続するため切り離していた 125V 直流負荷の復旧操作

a. 操作概要

全交流動力電源喪失事象発生から、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B 給電を 24 時間継続するため切り離していた 125V 直流主母線盤 2A, 125V 直流主母線盤 2B, 125V 直流分電盤 2A-1, 125V 直流分電盤 2B-1 の直流負荷の復旧操作を実施する。

b. 作業場所

制御建屋 地下 1 階 (非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

125V 直流主母線盤 2A, 125V 直流主母線盤 2B, 125V 直流分電盤 2A-1, 125V 直流分電盤 2B-1 の直流負荷の復旧操作に必要な要員数, 時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2 名 (運転員 (現場) 2 名)

想定時間 : 30 分 (訓練実績等)

d. 操作の成立性について

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

移動経路 : 可搬型照明 (ヘッドライト及び懐中電灯) を携行しており, 建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また, アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常運転時に行う遮断器操作と同じであり, 容易に実施可能である。

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

#### 4. 常設代替直流電源設備による給電

##### (1) 125V 直流主母線盤の給電切替操作

###### a. 操作概要

125V 代替蓄電池による 125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 への給電の際、125V 直流主母線盤 2A 及び 2B に給電されないようあらかじめしゃ断器の「切」操作を実施する。また、125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 の不要な直流負荷のスイッチをあらかじめ「切」とする。

###### b. 作業場所

原子炉建屋 地上 1 階（非管理区域）

###### c. 必要要員数及び操作時間

125V 直流主母線盤 2A 及び 2B に給電されないように、あらかじめしゃ断器の「切」操作を実施し、さらに 125V 直流主母線盤 2B-1 及び 125V 直流主母線盤 2A-1 の不要な直流負荷のスイッチをあらかじめ「切」とする操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：2 名（運転員（現場）2 名）

想定時間：50 分（訓練実績等）

###### d. 操作の成立性について

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

移動経路：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、容易に実施可能である。

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



(2) 125V 直流主母線盤の不要直流負荷の切離し操作

a. 操作概要

全交流動力電源喪失事象発生から 8 時間経過した時点で 125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 の不要な直流負荷の切離し操作を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上 1 階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 の不要な直流負荷の切離し操作に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数：2 名（運転員（現場）2 名）

想定時間：15 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

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

移動経路：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており，建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常運転時に行う遮断器操作と同じであり，容易に実施可能である。

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

## 5. 可搬型代替直流電源設備による給電

### (1) 電源車による 125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤への給電

#### a. 操作概要

全交流動力電源喪失後，125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B から直流電源母線への給電ができない場合において，電源車により MCC 2G 系を經由し，125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤の給電操作を実施する。

#### b. 作業場所

屋外 電源車接続口（原子炉建屋西側又は原子炉建屋東側）近傍

#### c. 必要要員数及び操作時間

電源車による 125V 代替充電器盤及び 250V 充電器盤への給電のうち，電源車ケーブル敷設，接続，電源車起動，P/C 2G 系給電及び MCC 2G 系給電に必要な要員数，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）

想定時間：120分（訓練実績等）

#### d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており，夜間においてもアクセス可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：電源車ケーブルの接続は屋外の接続口含めプラグイン式（コネクタ接続）であることから，容易に敷設及び接続可能であり，また，電源車の起動は電源車の操作パネルでの簡易なボタン操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。



電源車ケーブル接続

(2) 125V 代替蓄電池を 24 時間継続するため切り離していた 125V 直流負荷の復旧操作

a. 操作概要

全交流動力電源喪失事象発生から、125V 代替蓄電池を 24 時間継続するため切り離していた 125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 の直流負荷の復旧操作を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上 1 階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 の直流負荷の復旧操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：2 名（運転員（現場）2 名）

想定時間：30 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

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

移動経路：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、容易に実施可能である。

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

## 6. 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電

### (1) 電源車による 125V 代替充電器盤用電源車接続設備への接続及び給電

#### a. 操作概要

全交流動力電源喪失後、24 時間以内に代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合において、電源車から代替所内電気設備を經由し 125V 代替充電器盤による給電ができない場合において、電源車を 125V 代替充電器盤用電源車接続設備（代替直流電源用切替盤、代替直流電源用変圧器）へ接続し 125V 代替充電器盤に給電する。

#### b. 作業場所

屋外 電源車接続口（制御建屋北側又は制御建屋南側）近傍

#### c. 必要要員数及び操作時間

125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電のうち、電源車ケーブル敷設、接続、電源車起動及び 125V 代替充電器盤用電源車接続設備給電に必要な要員数、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）

想定時間：120 分（訓練実績等）

#### d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、夜間においてもアクセス可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：電源車ケーブルの接続は屋外の接続口含めプラグイン式（コネクタ接続）であることから、容易に敷設及び接続可能であり、また、電源車の起動は電源車の操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下にお

いて、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ  
(携帯)により発電所対策本部に連絡することが可能である。



電源車ケーブル接続

(2) 125V 代替充電器盤用電源車接続設備による 125V 代替充電器盤受電の受電操作

a. 操作概要

電源車からの 125V 代替充電器盤用電源車接続設備への給電完了後、125V 代替充電器盤用電源車接続設備の遮断器操作を実施し、125V 代替充電器盤を受電する。また、125V 代替充電器盤受電確認後、125V 代替蓄電池遮断器の開放操作を実施する。

b. 作業場所

制御建屋 地下 1 階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

125V 代替充電器盤用電源車接続設備による給電のうち、125V 代替充電器盤受電操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：2 名（運転員（現場）2 名）

想定時間：20 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

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

移動経路：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、容易に実施可能である。

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



125V 代替充電器盤の受電状態確認



代替蓄電池の切操作



7. ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電

(1) 電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電のケーブル敷設，接続及び電源車操作

a. 操作概要

非常用所内電気設備の 2 系統が機能喪失した場合に，電源車による P/C 2G 系及び MCC 2G 系受電の際，電源車と電源車接続口（原子炉建屋西側又は東側）間に電源車ケーブルを敷設及び接続し，その後電源車を起動し，P/C 2G 系及び MCC 2G 系に給電する。

b. 作業場所

屋外 電源車接続口（原子炉建屋西側又は東側）近傍

c. 必要要員数及び操作時間

電源車による P/C 2G 及び MCC 2G 系受電のうち，電源車ケーブル敷設，接続，電源車起動，P/C 2G 系給電及び MCC 2G 系給電に必要な要員数，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）

想定時間：120 分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており，夜間においてもアクセス可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：電源車ケーブルの接続は屋外の接続口含めプラグイン式（コネクタ接続）であることから，容易に敷設及び接続可能であり，また，電源車の起動は電源車の操作パネルでの簡易なボタン操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下に

において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。



電源車ケーブル接続

- (2) 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設及び接続

a. 操作概要

非常用所内電気設備の2系統が機能喪失した場合に、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機からP/C 2G系及びMCC 2G系受電の際、M/C 2G系と3号M/C 3C系又はM/C 3D系間に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設及び接続を実施する。

b. 作業場所

屋外（2号炉号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口近傍及び3号炉号炉間電力融通ケーブル（可搬型）接続口近傍）

c. 必要要員数及び操作時間

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機によるP/C 2G及びMCC 2G系の受電のうち、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の敷設及び接続に必要な要員数、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）

想定時間：195分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか、可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており夜間においてもアクセス可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の接続はプラグイン式（コネクタ接続）であることから容易に接続可能であり、操作性に支障はない。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており、重大事故等の環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。

(3) 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電の給電準備操作

a. 操作概要

非常用所内電気設備の2系統が機能喪失した場合に、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電の際、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の接続後、M/C 3C系又はM/C 3D系においてM/C 3C系又はM/C 3D系とM/C 2G系を連絡するための遮断器の給電準備操作を実施する。

b. 作業場所

3号炉 原子炉建屋 地下1階又は地下2階（非管理区域）

c. 必要要員数及び操作時間

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した3号炉非常用ディーゼル発電機によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電のうち、3号炉非常用ディーゼル発電機によるP/C 2G系及びMCC 2G系受電の給電準備操作に必要な要員数、時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（3号炉運転員（現場）2名）

想定時間：15分（訓練実績等）

d. 操作の成立性について

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

移動経路：可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており、建屋内常用照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、容易に実施可能である。

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

## 8. 軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給

### a. 操作概要

軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへ軽油を補給する。

### b. 作業場所

屋外（軽油タンク又はガスタービン発電機設備軽油タンク近傍）

### c. 必要要員数及び操作時間

軽油タンク又はガスタービン発電機設備軽油タンクからタンクローリへの補給に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

想定時間：140分（訓練実績等）

### d. 操作の成立性

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており，夜間においてもアクセス可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：複雑な操作手順はなく，タンクローリの各操作（ハッチ開放等）も同時に並行して行える作業が主体であるため，操作性に支障はない。

連絡手段：通常の連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。



タンクローリへのホース接続

## 9. タンクローリから各機器への補給

### a. 操作概要

タンクローリへ補給した軽油を重大事故等の対処に必要な燃料補給対象の設備へ補給する。

### b. 作業場所

屋外（重大事故等の対処に必要な燃料補給対象の設備近傍）

### c. 必要要員数及び操作時間

タンクローリから各機器への補給に必要な要員数，時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（重大事故等対応要員2名）

想定時間：45分（訓練実績等）

### d. 操作の成立性

作業環境：車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は防護具（全面マスク，個人線量計及びゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトのほか，可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を携行しており，夜間においてもアクセス可能である。また，現場への移動は，地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。

操作性：複雑な操作手順はなく，タンクローリの各操作（ハッチ開放等）も同時に並行して行える作業が主体であるため，操作性に支障はない。

連絡手段：通常連絡手段として電力保安通信用電話設備（PHS 端末）及び送受話器（ページング）を配備しており，重大事故等の環境下において，通常連絡手段が使用不能となった場合でも，トランシーバ（携帯）により発電所対策本部に連絡することが可能である。



タンクローリから補給ホースの延長



電源車への補給



ガスタービン発電機による受電時の自動起動防止及び切離し対象負荷リスト  
自動起動防止対象負荷リスト

操作場所	電源	機器名称	負荷容量 (kW)	自動起動防止措置実施時期
中央制御室	M/C 2C	低圧炉心スプレイ系ポンプ	947.4	非常用母線受電前 <sup>※1</sup>
	M/C 2C	残留熱除去系ポンプ (A)	511.6	
	M/C 2C	原子炉補機冷却水ポンプ (A)	235.0	
	M/C 2C	原子炉補機冷却水ポンプ (C)	235.0	
	M/C 2C	原子炉補機冷却海水ポンプ (A)	397.9	
	M/C 2C	原子炉補機冷却海水ポンプ (C)	397.9	
	M/C 2C	タービン補機冷却水ポンプ (A)	312.7	
	M/C 2C	タービン補機冷却海水ポンプ (A)	331.6	
	M/C 2D	残留熱除去系ポンプ (B)	511.6	
	M/C 2D	残留熱除去系ポンプ (C)	511.6	
	M/C 2D	原子炉補機冷却水ポンプ (B)	235.0	
	M/C 2D	原子炉補機冷却水ポンプ (D)	235.0	
	M/C 2D	原子炉補機冷却海水ポンプ (B)	397.9	
	M/C 2D	原子炉補機冷却海水ポンプ (D)	397.9	
	M/C 2D	タービン補機冷却水ポンプ (B)	312.7	
	M/C 2D	タービン補機冷却水ポンプ (C)	312.7	
M/C 2D	タービン補機冷却海水ポンプ (B)	331.6		
M/C 2D	タービン補機冷却海水ポンプ (C)	331.6		

※1 母線電圧の回復に伴う機器の自動起動によりガスタービン発電機容量を超過しないよう非常用母線受電前に自動起動防止措置を実施

切離し対象負荷リスト

操作場所	電源	機器名称	負荷容量 (kW)	負荷切離し実施時期		
中央制御室	T/B MCC 2D-2	HPCP (B) 補助油ポンプ	3.7	初動対応終了後 <sup>※2</sup>		
	T/B MCC 2D-2	MD-RFP (B) 補助油ポンプ	5.5			
	T/B MCC 2D-2	HPCP (C) 補助油ポンプ	3.7			
	T/B MCC 2D-2	グラント蒸気排風機 (B)	15.0			
	T/B MCC 2D-2	第4軸受ジャッキング油ポンプ	3.7			
	T/B MCC 2D-2	第6軸受ジャッキング油ポンプ	3.7			
	T/B MCC 2D-2	第8軸受ジャッキング油ポンプ	3.7			
	T/B MCC 2D-2	RFP-T (B) ターニング装置	1.5			
	T/B MCC 2D-2	主油タンクガス抽出機 (B)	5.5			
	T/B MCC 2D-2	密封油真空ポンプ (B)	2.2			
	T/B MCC 2D-2	密封油再循環ポンプ	3.7			
	T/B MCC 2C-2	HPCP (A) 補助油ポンプ	3.7			
	T/B MCC 2C-2	MD-RFP (A) 補助油ポンプ	5.5			
	T/B MCC 2C-2	グラント蒸気排風機 (A)	15.0			
	T/B MCC 2C-2	主油タンクガス抽出機 (A)	5.5			
	T/B MCC 2C-2	第3軸受ジャッキング油ポンプ	3.7			
	T/B MCC 2C-2	第5軸受ジャッキング油ポンプ	3.7			
	T/B MCC 2C-2	第7軸受ジャッキング油ポンプ	3.7			
	T/B MCC 2C-2	RFP-T (A) ターニング装置	1.5			
	T/B MCC 2C-2	密封油真空ポンプ (A)	2.2			
	T/B MCC 2C-2	密封油ポンプ	15.0			
	T/B MCC 2C-2	主タービントーニング装置	37.0			
	T/B MCC 2C-2	モータサクション油ポンプ	55.0			
	T/B MCC 2C-2	ターニング油ポンプ	75.0			
	-	-	その他、故障等により停止したポンプの設置エリアの空調機は順次停止		-	
	制御建屋	C/B MCC 2C-1 R/B MCC 2G-1	250V充電器盤		179.0	事象発生27時間 <sup>※3</sup> 以内
	原子炉建屋 (原子炉棟外)	R/B MCC 2C-5	燃料油ドレンポンプ (A)		0.04	
R/B MCC 2C-5		燃料移送ポンプ (A)	0.5			
R/B MCC 2C-5		機関付動弁注油電動ポンプ (A)	0.08			
R/B MCC 2C-5		非常用ディーゼル発電設備空気圧縮機 (A-1)	2.95			
R/B MCC 2C-5		非常用ディーゼル発電設備空気圧縮機 (A-2)	2.95			
R/B MCC 2C-5		清水加熱器 (A)	45.0			
R/B MCC 2C-5		潤滑油加熱器 (A)	40.0			
R/B MCC 2C-5		清水加熱器ポンプ (A)	1.5			
R/B MCC 2C-5		潤滑油ブライミングポンプ (A)	11.0			
R/B MCC 2D-5		燃料油ドレンポンプ (B)	0.04			
R/B MCC 2D-5		燃料移送ポンプ (B)	0.5			
R/B MCC 2D-5		機関付動弁注油電動ポンプ (B)	0.08			
R/B MCC 2D-5		非常用ディーゼル発電設備空気圧縮機 (B-1)	2.95			
R/B MCC 2D-5		非常用ディーゼル発電設備空気圧縮機 (B-2)	2.95			
R/B MCC 2D-5		清水加熱器 (B)	45.0			
R/B MCC 2D-5		潤滑油加熱器 (B)	40.0			
R/B MCC 2D-5		清水加熱器ポンプ (B)	1.5			
R/B MCC 2D-5		潤滑油ブライミングポンプ (B)	11.0			

※2 有効性評価 (資源の評価) では事象発生 1 時間後まで運転を行う評価としている

※3 有効性評価 (資源の評価) では事象発生 27 時間後まで運転を行う評価としている

## 不要直流負荷 切離しリスト

## 2号炉 直流 125V 2A 負荷 (1時間切離し)

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間
125V直流主母線盤2A	6	無停電交流電源用CVCF 2A	1h
125V直流分電盤2A-2	1	励磁制御盤	1h
125V直流分電盤2A-2	2	統括AVQC盤	1h
125V直流分電盤2A-2	3	タービン系制御盤(1)	1h
125V直流分電盤2A-2	4	湿分分離加熱器制御盤	1h
125V直流分電盤2A-2	6	補助ボイラー制御盤(A)	1h
125V直流分電盤2A-2	7	PLR-VVVF(A)制御	1h
125V直流分電盤2A-2	14	タービン系計装伝送補助盤	1h
125V直流分電盤2A-2	15	原子炉再循環流量制御系盤	1h
125V直流分電盤2A-2	17	給水流量制御系盤	1h
125V直流分電盤2A-2	20	RFP-T制御系盤	1h
125V直流分電盤2A-2	21	2号AVQC盤	1h
125V直流分電盤2A-2	23	原子炉系補助盤	1h
125V直流分電盤2A-2	25	タービン系制御盤(2)	1h
125V直流分電盤2A-2	28	AVC盤	1h
125V直流分電盤2A-2	29	励磁制御共通電源	1h

2号炉 直流 125V 2A 負荷（8時間切離し） (1/2)

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間
125V直流主母線盤2A	7-1	非常用ディーゼル発電機 2A 制御	8h
125V直流主母線盤2A	8-1	タービン系多重伝送現場盤(C)	8h
125V直流主母線盤2A	8-2	発電機・変圧器保護盤A系電源	8h
125V直流主母線盤2A	8-3	タービン系多重伝送現場盤(E)	8h
125V直流主母線盤2A	8-4	発電機界磁しゃ断器	8h
125V直流主母線盤2A	8-5	タービン系多重伝送現場盤(G)	8h
125V直流主母線盤2A	8-6	起動変圧器ロックアウトリレー	8h
125V直流主母線盤2A	8-7	2A主復水器連続洗浄装置制御盤	8h
125V直流主母線盤2A	8-8	常用HVAC故障表示	8h
125V直流主母線盤2A	8-9	S/R弁LVDT用変換器	8h
125V直流主母線盤2A	9-7	250V直流主母線盤 ACB制御	8h
125V直流主母線盤2A	10-1	シールキャビティ圧力制御流止弁(A)	8h
125V直流主母線盤2A	10-2	純水・復水移送ポンプ論理	8h
125V直流主母線盤2A	10-3	HNCW冷凍機故障表示	8h
125V直流主母線盤2A	10-4	M/C補助継電器盤(2A・2SA-1・2SA-2)	8h
125V直流主母線盤2A	10-7	主タービンEHC盤	8h
125V直流主母線盤2A	10-10	屋外変圧器消火装置	8h
125V直流主母線盤2A	10-11	GIS主変ユニット制御盤	8h
125V直流分電盤2A-1	1	RHR(A)論理	8h
125V直流分電盤2A-1	3	RSS制御(RCIC)	8h
125V直流分電盤2A-1	6	LPCS論理	8h
125V直流分電盤2A-1	8	RCW・RSW(A)制御	8h
125V直流分電盤2A-1	9	原子炉補機(A)室HVAC論理	8h
125V直流分電盤2A-1	13	M/C補助継電器盤(2C)	8h
125V直流分電盤2A-1	14	非常用HVAC(I)制御	8h
125V直流分電盤2A-1	15	RPSバックアップスクラム弁(A)	8h
125V直流分電盤2A-1	19	燃料移送ポンプ(A)室排風機 現場操作箱 警報用電源	8h
125V直流分電盤2A-1	20	FCS(A)制御	8h
125V直流分電盤2A-1	22	SGTS(A)制御	8h

2号炉 直流 125V 2A 負荷（8時間切離し） (2/2)

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間
125V直流分電盤2A-3	1	所内変圧器2A冷却制御盤	8h
125V直流分電盤2A-3	2	AUX B/B MCC 2S-1 MCC母線接地装置	8h
125V直流分電盤2A-3	3	2号起動変圧器冷却制御盤	8h
125V直流分電盤2A-3	4	BOP温度記録計盤	8h
125V直流分電盤2A-3	5	消火ポンプ制御盤	8h
125V直流分電盤2A-3	6	タービン系多重伝送現場盤(A)	8h
125V直流分電盤2A-3	8	0Fケーブル洞道監視制御盤	8h
125V直流分電盤2A-3	9	PLRポンプ停止検出用不足電圧継電器盤(1)	8h
125V直流分電盤2A-3	11	タービン系多重伝送補助盤(1)	8h
125V直流分電盤2A-3	12	起動変圧器NGR盤2-1	8h
125V直流分電盤2A-3	13	CUW F/D故障表示	8h
125V直流分電盤2A-3	14	HECW(A)(C)冷凍機故障表示	8h
125V直流分電盤2A-3	15	IA空気圧縮機制御盤故障表示	8h
125V直流分電盤2A-3	16	SA空気圧縮機制御盤故障表示	8h
125V直流分電盤2A-3	17	IA除湿装置制御盤(A)故障表示	8h
125V直流分電盤2A-3	18	床漏えい検出表示盤	8h
125V直流分電盤2A-3	19	PLR-VVVF冷却装置制御盤(A)	8h
125V直流分電盤2A-3	20	PCV所引用エアロック非常用照明(No. 4 TBX)	8h
125V直流分電盤2A-3	21	サンプポンプ制御	8h
125V直流分電盤2A-3	22	原子炉系多重伝送補助盤	8h
125V直流分電盤2A-3	23	サンプ制御盤故障表示	8h
125V直流分電盤2A-3	24	除塵装置制御盤	8h
125V直流分電盤2A-3	25	原子炉系多重伝送現場盤(A)	8h
125V直流分電盤2A-3	26	タービン系多重伝送補助盤(2)	8h
125V直流分電盤2A-3	27	廃棄物処理運転状態監視盤故障表示	8h
125V直流分電盤2A-3	28	補助ボイラー変圧器クーラ盤(A)	8h
125V直流分電盤2A-3	29	アクセス・コントロール警報(A)	8h
125V直流分電盤2A-3	30	補助ボイラーOLTC盤(A)	8h

2号炉 直流 125V 2B 負荷（1時間切離し）

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間
125V直流主母線盤2B	6	無停電交流電源用CVCF 2B	1 h
125V直流分電盤2B-2	1	励磁制御盤	1 h
125V直流分電盤2B-2	2	タービン系制御盤(3)	1 h
125V直流分電盤2B-2	3	補助ボイラー制御盤(B)	1 h
125V直流分電盤2B-2	4	タービン系制御盤(4)	1 h
125V直流分電盤2B-2	6	統括AVQC盤	1 h
125V直流分電盤2B-2	7	PLR-VVVF(B)制御	1 h
125V直流分電盤2B-2	8	タービン系計装制御盤	1 h
125V直流分電盤2B-2	17	RFP-T制御系盤	1 h
125V直流分電盤2B-2	23	BOPアナンシェータ盤	1 h
125V直流分電盤2B-2	29	気体廃棄物処理系盤	1 h

2号炉 直流 125V 2B 負荷（8時間切離し） (1/2)

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間
125V直流主母線盤2A	7-1	非常用ディーゼル発電機 2A 制御	8h
125V直流主母線盤2A	8-1	タービン系多重伝送現場盤(C)	8h
125V直流主母線盤2A	8-2	発電機・変圧器保護盤A系電源	8h
125V直流主母線盤2A	8-3	タービン系多重伝送現場盤(E)	8h
125V直流主母線盤2A	8-4	発電機界磁しゃ断器	8h
125V直流主母線盤2A	8-5	タービン系多重伝送現場盤(G)	8h
125V直流主母線盤2A	8-6	起動変圧器ロックアウトリレー	8h
125V直流主母線盤2A	8-7	2A主復水器連続洗浄装置制御盤	8h
125V直流主母線盤2A	8-8	常用HVAC故障表示	8h
125V直流主母線盤2A	8-9	S/R弁LVDT用変換器	8h
125V直流主母線盤2A	9-7	250V直流主母線盤 ACB制御	8h
125V直流主母線盤2A	10-1	シールキャビティ圧力制御流止弁(A)	8h
125V直流主母線盤2A	10-2	純水・復水移送ポンプ論理	8h
125V直流主母線盤2A	10-3	HNCW冷凍機故障表示	8h
125V直流主母線盤2A	10-4	M/C補助継電器盤(2A・2SA-1・2SA-2)	8h
125V直流主母線盤2A	10-7	主タービンEHC盤	8h
125V直流主母線盤2A	10-10	屋外変圧器消火装置	8h
125V直流主母線盤2A	10-11	GIS主変ユニット制御盤	8h
125V直流分電盤2A-1	1	RHR(A)論理	8h
125V直流分電盤2A-1	3	RSS制御(RCIC)	8h
125V直流分電盤2A-1	6	LPCS論理	8h
125V直流分電盤2A-1	8	RCW・RSW(A)制御	8h
125V直流分電盤2A-1	9	原子炉補機(A)室HVAC論理	8h
125V直流分電盤2A-1	13	M/C補助継電器盤(2C)	8h
125V直流分電盤2A-1	14	非常用HVAC(I)制御	8h
125V直流分電盤2A-1	15	RPSバックアップスクラム弁(A)	8h
125V直流分電盤2A-1	19	燃料移送ポンプ(A)室排風機 現場操作箱 警報用電源	8h
125V直流分電盤2A-1	20	FCS(A)制御	8h
125V直流分電盤2A-1	22	SGTS(A)制御	8h

2号炉 直流 125V 2B 負荷（8時間切離し） (2/2)

操作場所	エネット及びCKT	用途名称	使用時間
125V直流分電盤2B-3	1	所内変圧器2B冷却制御盤	8 h
125V直流分電盤2B-3	2	CW溢水検知盤	8 h
125V直流分電盤2B-3	3	TSW溢水検知盤	8 h
125V直流分電盤2B-3	4	主変圧器冷却装置盤	8 h
125V直流分電盤2B-3	5	電気室直流125V分電盤 (C/B-B1-3)	8 h
125V直流分電盤2B-3	6	発電機水素ガス固定子冷却水制御	8 h
125V直流分電盤2B-3	7	PLRポンプ停止検出用不足電圧継電器盤(2)	8 h
125V直流分電盤2B-3	8	2号SPC・SO事故検出装置	8 h
125V直流分電盤2B-3	9	発電機・変圧器保護盤共通電源	8 h
125V直流分電盤2B-3	10	起動変圧器NGR盤2-2	8 h
125V直流分電盤2B-3	11	HECW(B)(D)冷凍機故障表示	8 h
125V直流分電盤2B-3	12	復水脱塩装置故障表示	8 h
125V直流分電盤2B-3	13	FPC故障表示	8 h
125V直流分電盤2B-3	14	復水ろ過装置故障表示	8 h
125V直流分電盤2B-3	15	FPC F/D故障表示	8 h
125V直流分電盤2B-3	16	タービン監視計器盤	8 h
125V直流分電盤2B-3	17	PLR-VVVF冷却装置制御盤(B)	8 h
125V直流分電盤2B-3	18	補助ボイラー故障表示	8 h
125V直流分電盤2B-3	19	TIP制御盤	8 h
125V直流分電盤2B-3	21	計算機トランスジューサ盤(2)	8 h
125V直流分電盤2B-3	23	IA除湿装置制御盤(B)故障表示	8 h
125V直流分電盤2B-3	24	タービン監視計器盤	8 h
125V直流分電盤2B-3	25	原子炉系多重伝送現場盤(B)	8 h
125V直流分電盤2B-3	26	タービン発電機試験盤	8 h
125V直流分電盤2B-3	27	補助ボイラー変圧器クーラ盤(B)	8 h
125V直流分電盤2B-3	28	循環水ポンプ可動翼制御盤	8 h
125V直流分電盤2B-3	29	アクセス・コントロール警報(B)	8 h
125V直流分電盤2B-3	30	補助ボイラーOLTC盤(B)	8 h
125V直流分電盤2B-4	5	RW制御室 HVAC故障表示	8 h
125V直流分電盤2B-4	10	RW補助継電器盤	8 h
125V直流分電盤2B-4	11	RW/A MCC 2S-1母線接地装置	8 h
125V直流分電盤2B-4	13	RW/A MCC 2S-2母線接地装置	8 h
125V直流分電盤2B-4	29	プラスチック固化(固化・薬剤)制御回路	8 h
125V直流分電盤2B-4	30	ドラムハンドリング装置制御回路	8 h

2号炉 直流 125V 2A-1 負荷（給電開始前にあらかじめ「切」）

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間
125V直流主母線盤2A-1	3-1	フィルタベント装置出口放射線モニタ(A)	0
125V直流主母線盤2A-1	3-2	代替電源制御(1)	0
125V直流主母線盤2A-1	3-3	SFP水位監視盤	0
125V直流主母線盤2A-1	3-4	格納容器内水素濃度計盤(A)	0
125V直流主母線盤2A-1	3-5	R/B水素ベント/PAR温度監視(A)	0
125V直流主母線盤2A-1	3-6	代替注水監視制御盤	0
125V直流主母線盤2A-1	3-7	AM制御盤	0
125V直流主母線盤2A-1	3-8	フィルタベント系制御盤	0
125V直流主母線盤2A-1	3-9	代替RHR計装	0
125V直流主母線盤2A-1	3-10	PHCS制御	0
125V直流主母線盤2A-1	4-5	2号SPDSサーバ筐体(A)	0
125V直流主母線盤2A-1	4-6	代替電源ドライバ盤(1)	0
125V直流主母線盤2A-1	4-7	代替電源ロジック盤(1)	0
125V直流主母線盤2A-1	4-8	ガスタービン発電機切替盤(1)	0
125V直流主母線盤2A-1	5-1	DCLI制御	0
125V直流主母線盤2A-1	5-7	250V直流主母線盤 ACB制御	0
125V直流主母線盤2A-1	5-8	主蒸気逃がし安全弁制御(A)	0
125V直流主母線盤2A-1	5-9	格納容器内雰囲気モニタ盤区分(I)	0
125V直流主母線盤2A-1	5-10	RCIC計装	0
125V直流主母線盤2A-1	7-A	D/Wベント用出口隔離弁	0
125V直流主母線盤2A-1	7-A	DCLIポンプミニマムフロー弁	0
125V直流主母線盤2A-1	7-B	S/Cベント用出口隔離弁	0
125V直流主母線盤2A-1	9-A	FCVベントライン隔離弁(A)	0
125V直流主母線盤2A-1	9-B	FCVベントライン隔離弁(B)	0
125V直流主母線盤2A-1	10-A	DCLIポンプ吸込弁	0
125V直流主母線盤2A-1	10-B	DCLIポンプ流量調整弁	0
125V直流主母線盤2A-1	—	460Vパワーセンタ4-2G 制御	0
125V直流主母線盤2A-1	—	6900Vメタルクラッドスイッチギア6-2G 制御	0
125V直流主母線盤2A-1	—	125V代替充電器盤用電源車接続設備	0

2号炉 直流 125V 2A-1 負荷（8時間切離し）

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間
125V直流主母線盤2A-1	4-3	2号SPDS緊急時伝送盤(1)	8h
125V直流主母線盤2A-1	4-4	2号SPDS緊急時伝送盤(3)	8h



2号炉 直流 125V 2B-1 負荷（給電開始前にあらかじめ「切」）

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間
125V直流主母線盤2B-1	3-1	フィルタベント装置出口放射線モニタ(B)	0
125V直流主母線盤2B-1	3-4	格納容器内水素濃度計盤(B)	0
125V直流主母線盤2B-1	3-5	R/B水素ベント/ PAR温度監視盤	0
125V直流主母線盤2B-1	3-6	代替注水監視制御盤	0
125V直流主母線盤2B-1	3-7	AM制御盤	0
125V直流主母線盤2B-1	3-8	フィルタベント系制御盤	0
125V直流主母線盤2B-1	3-9	直流照明電源盤(MCR)	0
125V直流主母線盤2B-1	3-10	中小区画水素濃度計	0
125V直流主母線盤2B-1	3-11	HAPS制御盤	0
125V直流主母線盤2B-1	4-9	ガスタービン発電機切替盤(2)	0
125V直流主母線盤2B-1	4-10	耐圧強化ベント系放射線モニタ	0

2号炉 直流 125V 2B-1 負荷（8時間切離し）

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間
125V直流主母線盤2A-1	4-3	2号SPDS緊急時伝送盤(2)	8h
125V直流主母線盤2A-1	4-4	2号SPDS緊急時伝送盤(4)	8h
125V直流主母線盤2A-1	4-5	2号SPDSサーバ筐体(B)	8h

## 2号炉 直流 250V 負荷（1時間切離し）

操作場所	ユニット及びCKT	用途名称	使用時間
250V直流主母線盤	4-A	主タービン非常用油ポンプ	1h
250V直流主母線盤	5	プロセス計算機用CVCF 2A	1h
250V直流主母線盤	6	プロセス計算機用CVCF 2B	1h
250V直流主母線盤	7-A	非常用油ポンプ タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)	1h
250V直流主母線盤	8-A	非常用油ポンプ タービン駆動原子炉給水ポンプ(B)	1h
250V直流主母線盤	9-B	非常用密封油ポンプ	1h
250V直流主母線盤	10-D	タービン発電機初期励磁電源	1h

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (1/9)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備
<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>	<p>—</p>	<p>交流: <span style="display:inline-block; width:15px; height:10px; background-color:yellow;"></span> 直流: <span style="display:inline-block; width:15px; height:10px; background-color:lightblue;"></span></p>
<p>【1.2】冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却</li> </ul>	
<p>・代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電</p>		
<p>・ほう酸水注入系による進展抑制</p>		

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (2/9)

対象条文	重大事故等対策設備を使用したための手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備
【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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・手動による減圧 (主蒸気逃し安全弁)</li> <li>・代替交流電源設備による復旧</li> <li>・代替直流電源設備による復旧</li> </ul>	<p style="text-align: center;">電流 : 交流 <span style="display: inline-block; width: 10px; height: 10px; background-color: yellow; border: 1px solid black;"></span> : 直流 <span style="display: inline-block; width: 10px; height: 10px; background-color: lightblue; border: 1px solid black;"></span></p>
【1.4】 原子炉冷却材圧力カバウン ダリ低圧時に発電用原子 炉を冷却するための手順 等	<ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型代替直流電源設備による主蒸気 逃し安全弁機能回復</li> <li>・低圧代替注水系 (常設) (復水移送ボ ンプ) による発電用原子炉の冷却</li> <li>・低圧代替注水系 (常設) (復水移送ボ ンプ) による残存熔融炉心の冷却</li> </ul>	
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧代替注水系 (常設) (直流感動低 圧注水ポンプ) による発電用原子炉の冷 却</li> </ul>	

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (3/9)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に通合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備
<p>【1.5】 最終ヒートシンクへ熱を 輸送するための手順等</p>	<p>・原子炉格納容器フイルタメント系による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現 場操作を含む）</p> <p>・耐圧強化ベント系による原子炉格納容 器内の減圧及び除熱</p>	<p>電源設備, 給電経路, 給電対象設備</p> <p>交流: [Yellow Box] 直流: [Blue Box]</p> <p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>125V充電器盤2A</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備 可搬型代替直流電源設備</p> <p>125V充電器盤2A</p> <p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>125V充電器盤2A</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備 可搬型代替直流電源設備</p> <p>MCC C系</p> <p>MCC D系</p> <p>MCC G系</p> <p>125V充電器盤2A</p> <p>SGTS (A)系電動弁</p> <p>SGTS (B)系電動弁 AC系電動弁</p> <p>AC系電動弁</p> <p>AC系電動弁</p> <p>RCNS電動弁 AC系電動弁</p>
<p>【1.6】 原子炉格納容器内の冷却 装置のための手順等</p>	<p>・原子炉補機代替冷却水系による補機冷 却確保</p> <p>・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 （常設）による原子炉格納容器内の冷却</p>	<p>常設代替交流電源設備</p> <p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>MCC C系</p> <p>MCC D系</p> <p>MCC G系</p> <p>MCC C系</p> <p>MCC D系</p> <p>MCC G系</p> <p>125V充電器盤2B</p> <p>RCW(A)系電動弁</p> <p>RCW(B)系電動弁</p> <p>RCW(A)系電動弁</p> <p>MUWCポンプ (A) MUWC系電動弁 RHR(A)系電動弁</p> <p>MUWCポンプ (B), (C) MUWC系電動弁 RHR(B)系電動弁</p> <p>MUWC系電動弁 RHR(A), (B)系電動弁</p> <p>FPMW系電動弁</p>

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (4/9)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備、給電経路、給電対象設備
【1.6】 原子炉格納容器内の冷却 等のための手順等	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却</li> </ul>	<p>電源設備、給電経路、給電対象設備</p> <p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>MCC C系 → RHR(A)系電動弁</li> <li>MCC D系 → RHR(B)系電動弁</li> <li>MCC G系 → RHR(A), (B)系電動弁</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替交流電源設備による残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系モード)の復旧</li> <li>常設代替交流電源設備による残留熱除去系(サブプレッションポンプルーラル水冷却モード)の復旧</li> </ul>	<p>常設代替交流電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>M/C C系 → RHRポンプ(A)</li> <li>M/C D系 → RHRポンプ(B)</li> <li>MCC C系 → RHR(A)系電動弁</li> <li>MCC D系 → RHR(B)系電動弁</li> <li>MCC G系 → RHR(A), (B)系電動弁</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替交流電源設備による残留熱除去系(サブプレッションポンプルーラル水冷却モード)の復旧</li> </ul>	<p>常設代替交流電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>M/C C系 → RHRポンプ(A)</li> <li>M/C D系 → RHRポンプ(B)</li> <li>MCC C系 → RHR(A)系電動弁</li> <li>MCC D系 → RHR(B)系電動弁</li> </ul>
【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	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器フィラメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作含む)</li> </ul>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>125V充電器2A</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>FCV系電動弁</li> <li>AC系電動弁</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>	<p>所内常設蓄電池式直流電源設備 可搬型代替直流電源設備</p> <p>常設代替交流電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>MCC C系 → 代替循環冷却ポンプ</li> <li>MCC D系 → M/MCC系電動弁 RHR(B)系電動弁</li> <li>MCC G系 → 代替循環冷却ポンプ M/MCC系電動弁 RHR(A)系電動弁 RHR(B)系電動弁</li> </ul>

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (5/9)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備, 給電経路, 給電対象設備
【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	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水</li> </ul>	<p>電源設備: 交流</p> <p>給電経路: 常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備</p> <p>給電対象設備: MCC C系, MCC D系, MCC G系, 125V充電器盤2B</p> <p>直流: MCCボンプ(A), MCCボンプ(B), (C), MCC系電動弁, MCCボンプ(A), (B), (C), FPMU系電動弁</p>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水</li> </ul>	<p>電源設備: 交流</p> <p>給電経路: 常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備</p> <p>給電対象設備: MCC D系, MCC G系</p> <p>直流: MCC系電動弁, MCC系電動弁</p>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水</li> </ul>	<p>電源設備: 交流</p> <p>給電経路: 常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備</p> <p>給電対象設備: MCC C系, MCC D系, MCC G系, 125V充電器盤2B</p> <p>直流: MCCボンプ(A), RRR(A)系電動弁, MCCボンプ(B), (C), RRR(A)系電動弁, MCCボンプ(A), (B), (C), FPMU系電動弁</p>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水</li> </ul>	<p>電源設備: 交流</p> <p>給電経路: 常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備</p> <p>給電対象設備: MCC C系, MCC D系, MCC G系</p> <p>直流: RRR(A)系電動弁, MCC系電動弁, RRR(A)系電動弁, MCC系電動弁</p>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水</li> </ul>	<p>電源設備: 交流</p> <p>給電経路: 常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備, 所内常設蓄電式直流電源設備, 可搬型代替直流電源設備</p> <p>給電対象設備: 125V充電器盤2A, 125V充電器盤2B, HPAC系電動弁, RCT系電動弁, FPMU系電動弁, MCC C系, MCC D系</p> <p>直流: HPAC系電動弁, RCT系電動弁, FPMU系電動弁, SILCボンプ(A), SILC(A)系電動弁, SILCボンプ(B), SILC(B)系電動弁</p>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注水</li> </ul>	<p>電源設備: 交流</p> <p>給電経路: 常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備</p> <p>給電対象設備: MCC C系, MCC D系</p> <p>直流: SILCボンプ(A), SILC(A)系電動弁, SILCボンプ(B), SILC(B)系電動弁</p>

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (6/9)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 ・低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 ・高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	電源設備、給電経路、給電対象設備 ：交流 ：直流
【1.8】 原子炉格納容器下部の溶解炉心を冷却するための手順等	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水</li> </ul>	
【1.9】 水素発生による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	<ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型酸素ガス供給装置による原子炉格納容器内への酸素ガス供給</li> <li>・原子炉格納容器フィルタメント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出</li> <li>・水素濃度及び酸素濃度の監視</li> </ul>	



審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (7/9)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備、給電経路、給電対象設備
<p>【1.10】 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p>	<p>・静的触媒式水素再結合装置による水素濃度抑制 ・原子炉建屋内の水素濃度監視</p>	<p>電源設備、給電経路、給電対象設備</p> <p>：交流 (黄色) ； 直流 (青色)</p> <p>・原子炉建屋内水素濃度 ・静的触媒式水素再結合装置監視装置 ・原子炉建屋内水素濃度</p>
<p>【1.11】 使用済燃料貯蔵罐の冷却等のための手順等</p>	<p>・使用済燃料プールの監視 ・代替電源による給電</p>	<p>・使用済燃料プール監視カメラ ・使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバレル式) ・使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバレル式) ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) ・使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ・使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバレル式) ・使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)</p>
<p>【1.12】 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</p>	<p>・燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱</p>	<p>・FFCポンプ(A) ・FFC(A)系電動弁 ・FFCポンプ(B) ・FFC(B)系電動弁</p>
<p>【1.13】 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等</p>	<p>-</p>	<p>-</p>

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (8/9)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 ・重要監視パラメータへの給電	電源設備, 給電経路, 給電対象設備 <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;"> <span style="background-color: #ffff00; width: 10px; height: 10px; border: 1px solid black;"></span> : 交流 <span style="background-color: #add8e6; width: 10px; height: 10px; border: 1px solid black;"></span> : 直流 </div>
【1.15】 事故時の計装に関する手順等		<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>125V充電器2A</p> <p>所内常設蓄電池式直流電源設備 常設代替蓄電池式直流電源設備</p> <p>125V充電器2B</p> <p>所内常設蓄電池式直流電源設備 常設代替蓄電池式直流電源設備</p> <p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>MCC C系</p> <p>125V蓄電池2A</p> <p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>MCC D系</p> <p>125V蓄電池2B</p> <p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>MCC C系</p> <p>MCC D系</p> <p>MCC G系</p> <p>・区分 I 直流電源 ※1</p> <p>・区分 II 直流電源 ※2</p> <p>・区分 I 無停電交流電源 ※3</p> <p>・区分 II 無停電交流電源 ※4</p> <p>・区分 I 交流計測制御電源 ※5</p> <p>・区分 II 交流計測制御電源 ※6</p> <p>・区分 I 交流計測制御電源 ※5</p> <p>・区分 II 交流計測制御電源 ※6</p>

審査基準における要求事項ごとの給電対象設備 (9/9)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段 ・居住性の確保	電源設備, 給電対象設備 : 交流 (黄色) : 直流 (青色)
【1.16】 原子炉制御室の居住性等 に関する手順等	<ul style="list-style-type: none"> <li>・居住性の確保</li> </ul>	<p>電源設備, 給電対象設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・MCR送風機(A)</li> <li>・MCR送風機(B)</li> <li>・MCR再循環送風機(A)</li> <li>・MCR再循環送風機(B)</li> <li>・MCR排風機(A)</li> <li>・MCR排風機(B)</li> <li>・MCR(A)系給排気隔離弁</li> <li>・中央制御室待機所加圧設備</li> <li>・MCR再循環送風機(B)</li> <li>・MCR排風機(B)</li> <li>・MCR(B)系給排気隔離弁</li> <li>・中央制御室待機所加圧設備</li> </ul>
【1.17】 監視測定等に関する手順 等	<ul style="list-style-type: none"> <li>・被ばく線量の低減</li> </ul>	<p>電源設備, 給電対象設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・SGTS(A)系</li> <li>・SGTS(B)系</li> <li>・モニタリングポスト (モニタリングポストNo.1, 3, 5, 6)</li> <li>・モニタリングポスト・気象盤</li> <li>・モニタリングポスト (モニタリングポストNo.2, 4, 6)</li> <li>・モニタリングポスト・気象盤</li> </ul>
【1.18】 緊急時制御所の居住性等 に関する手順等	<p>※ ガスタービン発電機及び電源車による緊急時制御所の給電に関しては【1.18】にて整理</p>	<p>電源設備, 給電対象設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・データ収集装置</li> <li>・データ収集装置 (固定)</li> <li>・衛星電話設備 (固定)</li> <li>・トランシーブ (固定)</li> </ul>
【1.19】 通信連絡に関する手順等	<ul style="list-style-type: none"> <li>・発電所内の通信連絡</li> <li>・発電所外(社内外)の通信連絡</li> </ul>	<p>電源設備, 給電対象設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・データ収集装置</li> <li>・データ収集装置 (固定)</li> <li>・衛星電話設備 (固定)</li> <li>・トランシーブ (固定)</li> </ul>